

Chapitre 5

Développement de l'accident de fusion du cœur

5.1. Développement de l'accident dans la cuve du réacteur

5.1.1. Progression de la fusion des matériaux du cœur dans la cuve

5.1.1.1. Introduction

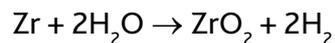
Lorsque le cœur du réacteur est dénoyé pendant une durée importante, la température des crayons de combustible augmente pour atteindre localement des valeurs qui conduisent à une dégradation importante et irrémédiable du cœur. Les mécanismes de cette dégradation sont à la fois chimiques et mécaniques. Selon le niveau de température atteint localement, les conséquences de cette dégradation peuvent être plus ou moins graves : production d'hydrogène, relâchement de produits de fission, formation d'un corium et écoulement de ce corium vers le fond de la cuve. Ces phénomènes ont été étudiés dans le cadre de nombreux programmes de recherche nationaux et internationaux [1, 2, 11, 12, 15, 22]. Les principaux mécanismes de dégradation qui apparaissent au fur et à mesure que la température du cœur s'élève, et leurs conséquences, sont décrits au paragraphe 5.1.1.2. Cette description est suivie de la présentation des principaux programmes expérimentaux qui ont permis de

développer la connaissance des mécanismes de dégradation, puis de la modélisation et des logiciels de calcul qui capitalisent cette connaissance. Les principaux mécanismes intervenant dans l'évolution de la dégradation des crayons de combustible et du cœur sont présentés schématiquement dans les figures 4.1, 4.2 et 4.3 du chapitre précédent.

5.1.1.2. Phénomènes physiques mis en jeu

5.1.1.2.1. Oxydation des gaines et formation d'hydrogène

Pour des températures supérieures à environ 1 300 K, le zircaloy des gaines subit une oxydation exothermique par la vapeur d'eau. Cette réaction joue un rôle majeur dans l'aggravation de la dégradation du cœur car la puissance thermique qu'elle dégage peut devenir nettement supérieure à la puissance résiduelle. L'équation de cette réaction d'oxydation est la suivante :



avec un ΔH de -600 à -700 kJ/mole de zirconium et 0,0442 kg d'hydrogène produit par kg de zirconium oxydé.

Cette oxydation conduit à la formation d'une couche de zircone (ZrO_2) sur la face externe de la gaine. La masse d'oxygène absorbé par les gaines et l'épaisseur d'oxyde formé suivent une loi parabolique en fonction du temps. Le carré de l'accroissement de la masse d'oxygène fixé par le zirconium ΔM_o est proportionnel à l'intervalle de temps Δt (l'instant initial étant pris au démarrage de la réaction d'oxydation vers 1 300 K), soit :

$$\Delta M_o^2 = K_o(T)\Delta t$$

Le taux de réaction $K_o(T)$ varie en fonction exponentielle de la température (loi d'Arrhenius) et, à partir de 1 700-1 800 K, l'énergie apportée aux gaines par la réaction ne peut pas être évacuée par convection avec la vapeur : il y a alors un emballement de la réaction, ce qui amène très rapidement la température des gaines à des valeurs qui dépassent la température de fusion du zirconium (2 100 K). De nombreuses études expérimentales et théoriques ont été menées sur ce phénomène d'emballement qui est maintenant bien connu. L'hydrogène produit peut s'échapper du circuit primaire (par une brèche, s'il y en a une) dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement ; ceci induit des risques d'explosion à l'égard desquels la tenue de cette enceinte doit être appréciée. Savoir prévoir la production d'hydrogène est donc un sujet important des études de sûreté comme déjà évoqué au paragraphe 4.3.

Dans les REP de 1 300 MWe, les barres de commande sont en partie constituées de carbure de bore B_4C (§ 2.3.2.1). Celui-ci peut également s'oxyder à partir de 1 600 K en produisant de l'hydrogène. Cependant, la production d'hydrogène par cette réaction est faible devant la production d'hydrogène par la réaction d'oxydation du zirconium. Dans les REP de 900 MWe, l'AIC (Ag-In-Cd) des barres de commande ne s'oxyde pas.

5.1.1.2.2. Fusion et interactions des matériaux fondus avec les crayons intacts

Les barres de commande fondent à des températures plus basses que les crayons combustibles, soit par fusion (l'alliage Ag-In-Cd fond à partir de 1 100 K), soit dans le cas des REP de 1 300 MWe par une réaction chimique conduisant à la liquéfaction (le B_4C forme avec l'acier un mélange eutectique liquide à partir de 1 500 K). Le B_4C peut également s'oxyder lorsque la gaine en acier et le tube guide en zircaloy ont disparu. L'oxydation du B_4C est exothermique, ce qui a pour effet d'accélérer la dégradation des barres de commande. Elle produit également de l'hydrogène (toujours par décomposition de la vapeur d'eau, comme pour l'oxydation du Zr) et une partie du bore se retrouve sous forme gazeuse (HBO_2).

Après fusion, les matériaux des barres de commande (incluant aussi de l'acier) s'écoulent dans le cœur et viennent au contact des crayons combustibles, ce qui a pour conséquence de fragiliser les gaines des crayons combustibles encore intacts par interactions chimiques (formation d'eutectiques). Il convient de noter que les grilles de maintien des crayons combustibles, lorsqu'elles sont en Inconel, peuvent également réagir avec les gaines en zirconium. Parmi les réactions de dissolution importantes, on peut citer les interactions Ag-Zr et Fe-Zr qui conduisent chacune à la formation d'un eutectique liquide dont la température de fusion est très inférieure à celle du zircaloy. Des études expérimentales ont été menées sur ces interactions ; le degré de connaissance de celles-ci ainsi que leur modélisation sont satisfaisants. Il reste cependant quelques incertitudes quant à l'influence du B_4C qui semble pouvoir entraîner une dégradation des gaines des crayons combustibles à une température plus basse que ne le prévoient les modèles développés sur la base des connaissances actuelles.

5.1.1.2.3. Défaillance des gaines

La montée en température du combustible et la formation de gaz de fission dans les pastilles font augmenter la pression interne dans les crayons combustibles. Les gaines en zircaloy commencent à se déformer lorsque les températures dépassent 1 000 K en raison de la dégradation de leurs propriétés mécaniques. Dans certains cas, la pression à l'intérieur des crayons combustibles peut dépasser la pression dans la cuve du réacteur. Cela conduit au gonflement des gaines par fluage dû à la surpression à l'intérieur du crayon de combustible. Ce phénomène, appelé ballonnement, peut conduire à une défaillance mécanique des gaines avant que celles-ci ne soient oxydées. De grandes déformations, connues sous le nom de "*flowering*", ont également été observées. Elles résultent de la croissance en volume des pastilles de combustible qui induisent des contraintes supplémentaires dans les gaines. Il existe des données expérimentales suffisantes concernant ces phénomènes, et leur modélisation est satisfaisante.

Au cours d'un accident de fusion du cœur, toutes les gaines des crayons combustibles ne subissent pas de défaillance mécanique avant leur oxydation. Les gaines oxydées n'ayant pas subi de défaillance mécanique peuvent perdre leur intégrité selon d'autres mécanismes intervenant à plus haute température. Cependant, ces autres mécanismes sont beaucoup moins bien connus. Les hypothèses courantes utilisées pour les prendre

en compte sont fondées sur des observations expérimentales : il est ainsi admis que la couche de zircone se rompt au-delà d'une certaine température (typiquement de l'ordre de 2 300 à 2 500 K). Un autre mode de défaillance peut se produire lorsque l'épaisseur de zircone est plus faible qu'une valeur critique (environ 300 μm) ; le mécanisme de rupture est encore mal connu ; il est modélisé par une corrélation déduite des résultats d'expériences intégrales telles que Phébus et CORA (§ 5.1.1.3.1), qui utilise une température de rupture en fonction de l'épaisseur de zircone formée. Pour mieux comprendre le mécanisme mis en jeu, il faudrait réaliser des expériences à la fois difficiles et coûteuses. De telles expériences ne sont pas prévues car la modélisation décrite précédemment est considérée par la plupart des utilisateurs de codes de calculs comme suffisante pour traiter ce mécanisme dans les logiciels de calcul d'accident de fusion du cœur. Il faut néanmoins garder à l'esprit que ce critère de rupture de la couche de zircone est un paramètre clé de ces logiciels parce qu'il conditionne la relocalisation du zircaloy liquide vers des parties plus basses du cœur.

5.1.1.2.4. Fusion du zircaloy et dissolution du combustible

Lorsque la température de fusion du zircaloy est dépassée, le combustible UO_2 est partiellement dissous par le métal liquide (qui ne s'écoule pas hors des gaines tant que la couche de zircone reste intacte). Cette dissolution peut conduire à une perte d'intégrité mécanique des crayons combustibles et à l'accumulation des fragments produits dans certaines zones du cœur bien avant que la température de fusion de l' UO_2 ne soit atteinte (celle-ci est d'environ 3 100 K). Les réactions de fusion-dissolution, les dégradations mécaniques et les déplacements dans la cuve des matériaux du cœur qui en résultent (coulées de matériaux fondus, accumulations locales de fragments) déterminent l'évolution de la distribution des matériaux dégradés dans le cœur du réacteur au cours de l'accident et ils doivent être pris en compte dans la modélisation afin de prédire de façon réaliste l'état de dégradation du cœur. Cela permet ensuite de prédire les zones susceptibles d'être refroidies en cas d'injection d'eau (renoyage) et les zones qui ne pourront pas être refroidies à cause de l'accumulation de matériaux fondus empêchant l'accès de l'eau. De nombreuses études expérimentales ont été menées pour étudier l'évolution de la distribution des matériaux dégradés dans le cœur au cours d'un accident de fusion du cœur et la connaissance acquise est importante, mais la modélisation n'est pas encore satisfaisante, sans doute à cause de la complexité des phénomènes mis en jeu. Malgré les progrès réalisés (développement de modèles mécanistes s'appuyant sur des analyses approfondies d'essais sur des grappes de crayons), certains résultats expérimentaux restent difficiles à expliquer ou à interpréter à l'aide des modèles existants, en particulier l'observation de dissolutions de pastilles allant au-delà des valeurs possibles d'après les diagrammes de phases. La modélisation des phénomènes simultanés de dissolution des pastilles de combustible et d'oxydation des gaines reste aussi un problème difficile. Un projet de l'ISTC (International Science and Technology Centre, organisme dépendant de la Commission européenne) baptisé THOMAS a pour but de progresser dans ce domaine. Ce projet est mené par IBRAE (Institut de l'Académie des sciences de Moscou) ; il vise le développement d'un modèle capable de calculer l'oxydation d'un bain de corium de grande taille (avec convection naturelle traitée en 2D ou 3D) ainsi que la formation et la dissolution des croûtes solides à la périphérie du bain.

5.1.1.2.5. L'écoulement du corium

L'écoulement des matériaux fondus au travers du cœur dégradé et leur solidification dans des parties plus froides peuvent fortement réduire localement les sections de passage du fluide réfrigérant (la figure 5.1 illustre bien ce phénomène), ce qui a un effet direct sur l'écoulement du réfrigérant et le refroidissement du cœur dégradé. Cet écoulement dépend, entre autres, de la viscosité du mélange fondu, qui est fonction du degré d'oxydation de ce mélange. En effet, dans l'intervalle de températures 2 100 K-2 900 K, la viscosité d'un mélange U-Zr-O est une fonction croissante de la teneur en oxygène. Il est donc particulièrement important de pouvoir calculer l'oxydation des mélanges de matériaux pour déterminer l'écoulement du corium. La connaissance de ce phénomène est incomplète à ce jour, en particulier parce que, dans la plupart des expériences réalisées (Phébus, CORA, PBF, décrites au § 5.1.1.3.1), le corium s'écoule globalement dans une seule direction (écoulement monodimensionnel). Or, il est vraisemblable que l'écoulement radial du corium serait également important voire dominant¹ dans le cas

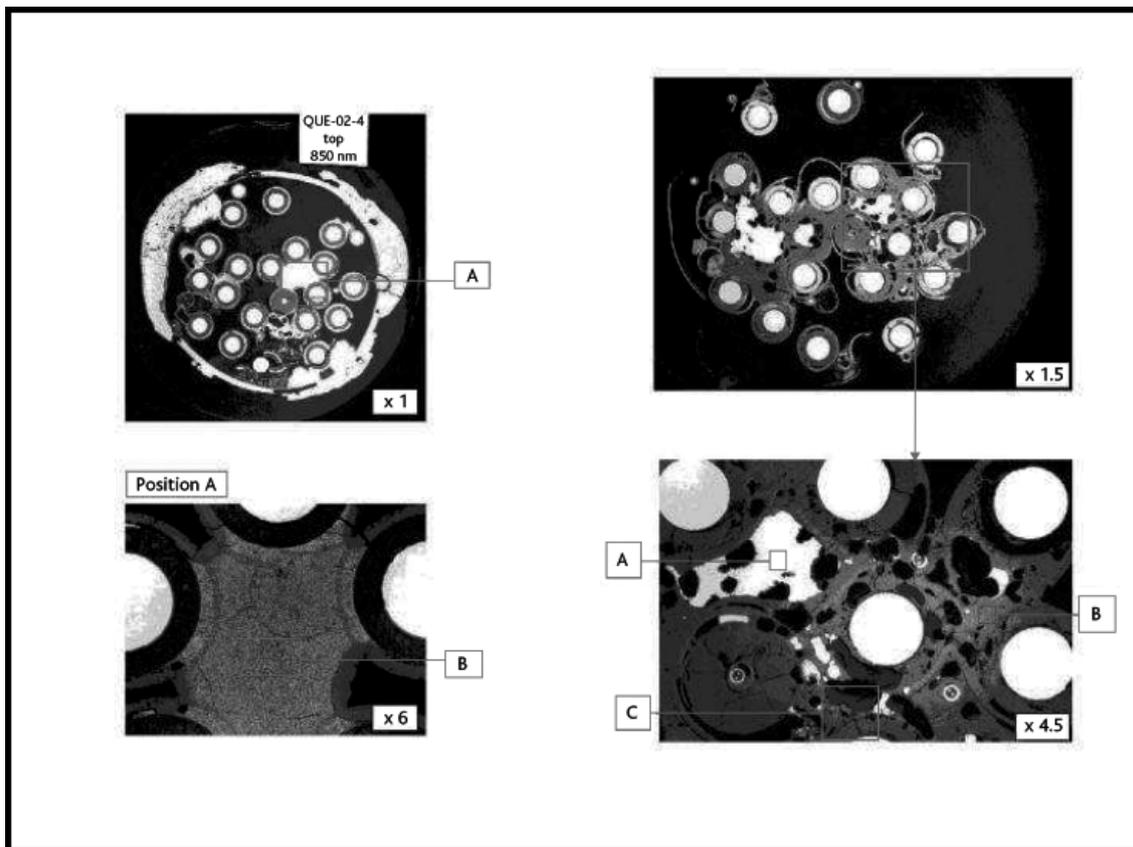


Figure 5.1. Photographies de deux coupes de l'assemblage combustible soumis à l'essai QUENCH-02. Elles montrent la répartition des matériaux fondus solidifiés (coulées) entre les crayons et l'impact de ces coulées sur leur dégradation. Les coulées solidifiées sont visibles entre les crayons. Elles conduisent soit à un blocage total des espaces entre les crayons (position A, en bas à gauche), soit à un blocage partiel avec des porosités (photographie en bas à droite).

1. L'exemple de l'accident de fusion du cœur de Three Mile Island en est une illustration, même si le scénario de l'accident est spécifique (§ 7.1).

d'un accident affectant le cœur d'un réacteur. Il existe différentes modélisations de l'écoulement du corium qui donnent des résultats partiellement satisfaisants, à savoir qu'elles prédisent en général la position où se relocalisent les matériaux fondus, mais elles ne sont pas capables de bien prédire la porosité qui en résulte (expérimentalement, on observe que les matériaux fondus n'occupent pas toujours la totalité de l'espace disponible). Cependant, pour l'instant, il n'est pas possible de les améliorer sur la base des données expérimentales existantes. En effet, dans les expériences avec écoulement de corium réalisées, l'écoulement du corium est fortement couplé aux températures atteintes localement dans les assemblages de combustible testés et au degré d'oxydation atteint dans le corium. Or ces données ne peuvent pas être déterminées à partir des résultats expérimentaux ou calculées à partir de modèles avec suffisamment de précision du fait de la complexité des phénomènes mis en jeu. De plus, dans la plupart de ces expériences, la progression du corium est monodimensionnelle. Les modèles d'écoulement manquent de validation sur des données d'essais en 2D ou en 3D à une échelle suffisamment grande. Par ailleurs, il reste des incertitudes sur les propriétés physiques du corium, en particulier sur les températures solidus et liquidus ainsi que sur la viscosité apparente (viscosité du mélange liquide-solide) dans le domaine où les phases solides et liquides sont présentes simultanément. Ces propriétés influencent directement l'écoulement du corium.

5.1.1.2.6. Oxydation des mélanges fondus

Lorsque le corium coule dans le cœur, il contient du zircaloy qui n'est pas encore totalement oxydé. Au contact de la vapeur d'eau, l'oxydation du zircaloy continue. Il n'existe pas de mesure de la vitesse d'oxydation d'un mélange liquide U-Zr-O. Cependant, lors d'essais intégraux tels que les essais QUENCH (renoyage d'un assemblage de crayons déjà oxydés), une très forte production d'hydrogène a été observée pendant un temps très court, au moment d'un renoyage ou d'une augmentation locale du débit de vapeur. Cette observation est particulièrement importante pour l'appréciation du risque d'explosion hydrogène puisqu'un renoyage pourrait conduire à un débit de relâchement instantané d'hydrogène dans l'enceinte de confinement dépassant transitoirement les capacités des recombineurs d'hydrogène présents dans cette enceinte.

En 2013, les principaux essais utilisables pour comprendre cet effet sont ces essais QUENCH, mais ils ont deux inconvénients. D'une part l'utilisation de pastilles de ZrO_2 à la place de pastilles UO_2 aboutit, lors de la fusion, à la formation d'un corium qui est un mélange Zr-O et non pas un mélange U-Zr-O comme ce serait le cas lors d'un accident de fusion du cœur d'un réacteur. D'autre part, dans ces essais intégraux, il est difficile de distinguer l'oxydation proprement dite des autres phénomènes (coulée, refroidissement, etc.) ; il n'est donc pas possible de déterminer si les matériaux sont oxydés pendant leur coulée ou après. Pour expliquer une oxydation prolongée et intense du zircaloy, l'hypothèse la plus intéressante est celle d'une coulée relativement lente (progressant à une vitesse de quelques mm/s) du mélange liquide U-Zr-O très chaud le long des crayons de combustible. La cinétique d'oxydation d'un tel mélange dépend des possibilités d'accès de la vapeur d'eau au zircaloy, et donc de la porosité du milieu.

Plus le mélange est liquide, plus la cinétique d'oxydation est faible. De ce point de vue, le phénomène d'oxydation du zircaloy est globalement compris et des modèles existent dans la plupart des logiciels permettant de calculer la progression de la fusion du cœur dans la cuve. Toutefois, la validation de ces modèles reste souvent sommaire. Il manque en particulier des résultats d'essais de nature plus analytique, qui permettraient d'établir les vitesses d'oxydation de mélanges fondus de type U-Zr-O. En revanche, l'hypothèse d'une desquamation de la couche de zircone en cas de renoyage (décrochement de couches de zircone sur les crayons mettant le zircaloy métal au contact de l'eau ou de la vapeur) n'est pas valable pour expliquer l'emballement de l'oxydation au cours du renoyage. À ce jour, aucun résultat expérimental ne permet d'étayer l'existence d'une telle desquamation pour le zircaloy 4, ni pour l'alliage M5 (pour ce dernier, le nombre de données expérimentales est très réduit), utilisés comme matériaux de gainage dans les REP. Elle n'a été observée que pour des alliages non utilisés dans les REP français comme, par exemple, le E110 (Zr-Nb) utilisé dans les REP russes (VVER).

5.1.1.2.7. Formation d'un bain de corium et écoulement du corium au fond de la cuve

Lorsque la température est suffisamment élevée pour que l' UO_2 fonde, il se forme un « bain de corium » dans le cœur du réacteur. À cause de la formation d'eutectiques, la température de fusion est inférieure de quelques centaines de degrés à la température de fusion de l' UO_2 (3 100 K).

Au fur et à mesure de l'augmentation de la masse fondue, le bain se développe axialement et radialement dans le cœur, jusqu'au moment où il atteint soit l'enveloppe, soit la plaque de support du cœur (structure interne, voir le § 2.3.2). À ce moment, il y a un écoulement du corium au fond de la cuve. Il faut noter que, compte tenu de son faible rapport surface/volume, le bain de corium ainsi formé est très difficilement « refroidissable » ; par conséquent, il risque de croître en incorporant les crayons situés à sa périphérie, même en cas de renoyage. C'est ce qui s'est passé lors de l'accident de Three Mile Island (§ 7.1).

Pouvoir prédire la masse, la composition et la température des matériaux arrivant au fond de la cuve au cours de l'accident, ainsi que les moments où ces matériaux arrivent au fond de la cuve, est déterminant pour étudier le déroulement ultérieur de l'accident. Dans la plupart des logiciels de calcul, il existe des modélisations de ces phénomènes. Leur validation et leur degré de détail sont satisfaisants en regard des données expérimentales disponibles. Mais ces données sont partielles, car elles existent soit pour des assemblages combustibles quasi monodimensionnels de petites dimensions (une vingtaine de crayons dans les assemblages Phébus), soit pour des lits de débris préformés, également de petites dimensions (RASPLAV, ACRR, Phébus-FPT4, ces programmes sont décrits aux § 5.1.1.3.1 et § 5.1.2.3.1). En 2013, il n'existe pas de données expérimentales permettant de caractériser précisément la formation et l'écoulement d'un bain de corium dans le cœur. Il serait donc souhaitable de disposer de données plus représentatives, qui permettraient de caractériser l'évolution d'un bain de corium à travers des assemblages de crayons en 2D.

La dégradation peut conduire *in fine* à des configurations très différentes dans le cœur : crayons intacts ou peu dégradés jusqu'à la formation d'un bain de corium ou d'un lit de débris. Ces différents états dégradés du cœur sont abordés plus en détail dans le paragraphe 5.4.1.

5.1.1.3. Programmes expérimentaux, modélisations et logiciels de calcul

5.1.1.3.1. Programmes expérimentaux

Ce paragraphe présente une description sommaire des principaux programmes expérimentaux, des plus anciens à ceux en cours ou prévus en 2013, concernant l'étude de la dégradation des matériaux du cœur. Les programmes réalisés ont fourni des données pour valider des logiciels de calcul. Un rapport de synthèse de l'OCDE présente tous les essais dont les résultats ont été utilisés pour la validation des logiciels de simulation des accidents de fusion du cœur [13].

Essais à effets séparés concernant la cinétique d'oxydation des matériaux des crayons combustibles et les interactions chimiques associées : de très nombreux essais, réalisés par différentes équipes (FzK, Forschungszentrum Karlsruhe, Allemagne, et AECL, Atomic Energy of Canada Limited, Canada, en particulier), ont permis de déterminer les cinétiques d'oxydation du zircaloy, de dissolution de l' UO_2 par le zircaloy fondu, d'oxydation du B_4C (FzK et IRSN), de dissolution du zircaloy par l'acier fondu, etc.

Essais à effets séparés concernant les mécanismes de défaillance mécanique des gaines : ces essais (les essais EDGAR, par exemple, menés au CEA) ont permis de déterminer la loi de fluage des gaines en fonction de leur température et de leur état d'oxydation.

LOFT-FP [13] : ce programme d'essais, achevé en 1985, a été conduit par INL (Idaho National Laboratory, États-Unis) sur un assemblage de 121 crayons d' UO_2 avec un chauffage neutronique (en pile). Il a consisté en des essais de dégradation d'assemblages combustibles et de relâchement de produits de fission (PF) jusqu'à une température de 2 400 K (localement). Le refroidissement était effectué par de la vapeur d'eau puis par renoyage avec de l'eau.

PBF-SFD [20] : ce programme d'essais, achevé en 1985, a été conduit par INL, sur un assemblage de 32 crayons d' UO_2 avec un chauffage neutronique (en pile). Il s'agissait, là encore, d'essais de dégradation d'assemblages combustibles et de relâchement de PF, mais jusqu'à des températures de 2 600 K à 3 100 K (localement). Le refroidissement était effectué par de la vapeur d'eau puis par renoyage avec de l'eau (pour certains essais).

NRU-FLHT [14] : ce programme d'essais, achevé en 1987, a été conduit par AECL, sur un assemblage de 16 crayons d' UO_2 non irradié avec un chauffage neutronique (en pile). Ces essais de dégradation ont eu la particularité d'utiliser des crayons d'une hauteur de 3,7 m (échelle 1).

ACRR-MP [8] : ce programme d'essais, achevé en 1992, a été conduit par SNL (Sandia National Laboratory, États-Unis). Il a consisté en des essais, en pile, de fusion de lits de débris ($\text{UO}_2 + \text{ZrO}_2$) de petites tailles dans une atmosphère neutre, jusqu'à des températures de 3 000 à 3 200 K. La formation puis l'écoulement d'un bain de corium ont été observés.

CORA [17, 18] : ce programme d'essais, achevé en 1993, a été conduit par FzK sur un assemblage de 25 crayons d' UO_2 non irradié avec chauffage électrique (hors pile). Il s'est agi d'essais où la température des crayons a atteint 2 200 K (localement). Chaque essai comportait une phase de pré-oxydation par de la vapeur, suivie d'un renoyage avec de l'eau ou avec de la vapeur à débit élevé.

QUENCH [21] : ce programme d'essais, toujours en cours en 2013, est conduit par FzK sur un assemblage de 25 crayons de ZrO_2 avec un chauffage électrique (hors pile). Il consiste en des essais de dégradation jusqu'à des températures supérieures à 2 000 K (localement). Le refroidissement est assuré d'abord par de la vapeur d'eau puis par renoyage avec de l'eau. Des essais récents ont permis d'étudier le comportement de matériaux de gainages différents du zircaloy-4, tels que le E110 ou le M5 (alliages Zr-Nb).

Phébus-PF [5] : ce programme d'essais, achevé en 2004, a été conduit par l'IRSN sur un assemblage de 21 crayons d' UO_2 irradiés avec un chauffage neutronique (en pile). Il s'est agi d'essais de dégradation et de relâchement de produits de fission jusqu'à des températures de 2 600 K à 3 100 K (localement). Le refroidissement était effectué par de la vapeur d'eau.

ISTC 1648 (QUENCH) : ce programme d'essais, financé dans le cadre de l'ISTC (International Science and Technology Centre), est conduit par le NIIAR (Scientific Research Institute of Atomic Reactors, Russie). Il a pour objectif l'étude du renoyage d'un cœur ayant atteint des températures supérieures à 2 000 K (localement) et comprend trois tâches : la réalisation d'essais de dégradation et de renoyage d'un tronçon de combustible irradié dans un réacteur de type VVER (température initiale entre 1 700 et 2 000 K), la réalisation d'essais de renoyage d'un assemblage neuf de 31 crayons de combustible de VVER (ces essais sont du même type que les essais QUENCH), et le développement d'un modèle de renoyage du logiciel SVECHA par IBRAE (Institut de sûreté nucléaire de l'Académie des sciences de Russie). Ce programme n'a pas fait l'objet de publication ouverte mais des rapports sont disponibles en s'adressant à l'ISTC.

PARAMETER : ce programme d'essais, financé dans le cadre de l'ISTC, lancé par LUCH (Scientific Manufacturer Centre, Russie), concerne la dégradation d'assemblages de 19 crayons non irradiés de combustible prototype pour les réacteurs de type VVER (il s'agit d'essais similaires à ceux du projet QUENCH, mais avec des pastilles d' UO_2). Le dispositif expérimental permet d'effectuer un renoyage par le haut ou par le bas du dispositif, la température au moment du renoyage pouvant atteindre 2 300 K. Fin 2009, trois essais avaient été réalisés. À la suite d'une dégradation importante du dispositif lors du premier essai, les essais suivants ont été réalisés en veillant à ne pas dépasser 1 870 K au point le plus chaud pendant la phase préalable d'oxydation afin de préserver l'intégrité du boîtier entourant l'assemblage combustible. Un quatrième essai a été réalisé en 2010,

avec une phase préalable d'oxydation par de l'air en vue de simuler une entrée d'air dans la cuve. Ce programme n'a pas non plus fait l'objet de publication ouverte des données expérimentales mais il existe des publications portant sur la validation de logiciels de calculs à partir de certains résultats issus de ces essais.

Il existe peu de programmes expérimentaux en pile consacrés à l'étude des phénomènes intervenant lorsque la fusion du cœur va jusqu'à la formation d'un lit de débris ou d'un bain de corium dans le cœur et jusqu'à l'écoulement de corium dans le fond de la cuve, hormis Phébus-PF et ACRR. Les essais LOFT et PBF ont permis d'atteindre un degré de dégradation avancé du combustible, mais n'ont pas fait l'objet d'analyses détaillées quant à la fusion des crayons et à l'écoulement du corium.

Pour ce qui concerne l'état d'un cœur de réacteur après une fusion importante, l'accident de Three Mile Island reste la source unique de connaissances (§ 7.1). Des analyses détaillées de cet accident et de l'état du cœur du réacteur après l'accident ont été réalisées ; leurs résultats ont été publiés et sont disponibles [4, 15, 26, 27]. La figure 7.7 illustre l'état du cœur après l'accident. Parmi les points remarquables, il faut noter l'existence d'un grand bain de corium dans le cœur, l'effondrement d'une grande partie des crayons (sous forme de lit de débris) au-dessus du bain de corium et l'écoulement d'une partie du corium au fond de la cuve. Le scénario de l'accident présente deux particularités : fusion à pression élevée et coulée de corium au fond de la cuve après le renoyage, au moins partiel, du cœur.

5.1.1.3.2. Modélisations et logiciels de calcul relatifs à la fusion du cœur

Ce paragraphe présente une description rapide des principaux modèles et logiciels de calcul spécifiques utilisés pour simuler les phénomènes de dégradation des matériaux du cœur d'un réacteur intervenant lors d'un accident de fusion de cœur (ne sont pas décrits ici les logiciels de calcul intégraux qui traitent l'ensemble des phénomènes intervenant dans un réacteur lors d'un accident de fusion du cœur, ces logiciels sont présentés au chapitre 8).

SCDAP/RELAP (US NRC, United States Nuclear Regulatory Commission, États-Unis) est un logiciel de calcul mécaniste² développé par INL. Il résulte du couplage entre le logiciel de thermohydraulique RELAP 5 et le logiciel SCDAP qui modélise la dégradation d'un cœur. Il comporte une modélisation du cœur en canaux unidimensionnels parallèles, et plusieurs modèles sont utilisés pour simuler l'évolution des crayons combustibles au cours de leur dégradation ; ils traitent des transferts thermiques, de la puissance résiduelle, de l'oxydation des gaines, de la dissolution du combustible, de la défaillance des gaines, du relâchement des produits de fission (PF). Ce logiciel de calcul n'est plus développé [3, 6].

ATHLET-CD (GRS, Gesellschaft für Anlagen - und Reaktorsicherheit, Allemagne) est un logiciel de calcul mécaniste résultant du couplage entre le logiciel de

2. Un logiciel « mécaniste » est constitué de modèles s'appuyant, chaque fois que c'est possible, sur une description physique ou chimique des phénomènes et non sur une approche empirique (reposant sur des corrélations obtenues à partir de résultats expérimentaux). Dans la réalité, un logiciel mécaniste comporte toujours quelques modélisations empiriques.

thermohydraulique ATHLET et un module de calcul de la dégradation d'un cœur. Très semblable à SCDAP/RELAP, il comporte une modélisation du cœur en canaux mono-dimensionnels parallèles et plusieurs modèles sont utilisés pour simuler l'évolution des crayons combustibles au cours de leur dégradation ; ils traitent des transferts thermiques, de la puissance résiduelle, de l'oxydation des gaines, de la dissolution du combustible, de la défaillance des gaines, du relâchement de produits de fission. Le développement de ce logiciel est poursuivi par la GRS, avec notamment l'ajout d'un module relatif au développement du bain de corium dans le cœur [23, 25].

ICARE/CATHARE (IRSN) est un logiciel de calcul mécaniste de simulation des accidents de fusion du cœur d'un REP. Résultant d'un couplage entre le logiciel de thermohydraulique CATHARE et le logiciel ICARE simulant la dégradation d'un cœur, il est semblable à SCDAP/RELAP mais il a bénéficié de développements importants pour simuler les phénomènes intervenant lorsque la fusion du cœur entraîne une dégradation importante de ce dernier (formation d'un lit de débris ou d'un bain de corium, écoulements de corium). De plus, il permet une modélisation axisymétrique en deux dimensions du cœur et de la cuve. Plusieurs modèles permettent de simuler l'évolution au cours du temps des crayons combustibles du cœur ainsi que celle du corium dans le cœur et au fond de la cuve ; ils traitent des transferts thermiques, de la puissance résiduelle, de l'oxydation des gaines, de la dissolution du combustible, de la défaillance des gaines, du relâchement des produits de fission, de la coulée du corium modélisée en deux dimensions, de l'oxydation des coulées, de l'effondrement des crayons, du développement du bain de corium. Le développement de ce logiciel de calcul est poursuivi par l'IRSN, avec notamment la mise au point d'un modèle de renoyage du cœur dégradé et d'une modélisation complète du comportement du corium au fond de la cuve [7, 9].

RATEG/SVECHA (IBRAE, Russie) est un logiciel de calcul mécaniste résultant d'un couplage entre le logiciel de thermohydraulique RATEG et le module de calcul SVECHA simulant la dégradation d'un cœur. Ce logiciel de calcul comporte une modélisation très détaillée de certains phénomènes, en particulier de l'oxydation des gaines, de la dissolution du combustible, de la défaillance des gaines et du relâchement des produits de fission. Le logiciel est conçu pour décrire très finement la dégradation d'un assemblage combustible (ou d'un crayon combustible représentatif). Sa limitation majeure est l'absence de traitement de la propagation radiale de la dégradation ; il ne traite notamment pas du développement du bain de corium dans le cœur. Le développement de ce logiciel de calcul est poursuivi par l'IBRAE, avec notamment la mise au point d'un module relatif à l'oxydation des coulées de corium [24].

5.1.1.4. Bilan et perspectives

La physique relative à l'évolution d'un accident de fusion du cœur d'un réacteur REP est maintenant globalement assez bien comprise et modélisée. Cela concerne en particulier l'oxydation et la défaillance des gaines des crayons combustibles. Cependant, les phénomènes complexes qui interviennent lors des phases plus tardives de l'accident ne peuvent être modélisés qu'avec de fortes incertitudes. C'est en particulier

le cas de l'effondrement des crayons combustibles et de l'oxydation du corium. Des données expérimentales supplémentaires seraient nécessaires pour affiner la modélisation, mais il n'existe pas en 2013 de programme en cours ou prévu sur ces sujets. Compte tenu du coût élevé des essais envisageables, qui devraient être réalisés avec des matériaux réels irradiés, il semble peu probable que de nouveaux programmes expérimentaux (nationaux ou internationaux) soient engagés dans un avenir proche. Afin de réduire les incertitudes restantes, la seule possibilité est de réaliser des compléments d'analyse des essais passés (souvent insuffisamment exploités) et de développer des modélisations plus avancées.

5.1.2. Comportement du corium au fond de la cuve

5.1.2.1. Introduction

Dans la plupart des cas envisagés, le fond de la cuve est rempli d'eau liquide lorsque le corium venant de la zone la plus chaude du cœur s'y écoule. Les résultats des essais de fusion d'assemblages combustibles des programmes Phébus et CORA montrent que l'oxydation du zircaloy dans les assemblages à la fin des essais n'est que partielle. Dans les zones les plus chaudes des assemblages, 20 % à 100 % du zircaloy est oxydé ; une oxydation totale n'est observée que localement dans les zones où les températures et les concentrations en vapeur d'eau ont été suffisamment élevées pour permettre une oxydation intense sur une longue durée. Le corium qui s'écoule au fond de la cuve contient dès lors un pourcentage de zircaloy non oxydé, que l'on estime compris entre 25 % et 80 % du zircaloy. Ce corium est dit sous-stœchiométrique tant qu'il n'a pas la composition $(U-Zr)O_2$, qui correspond à la composition après oxydation complète.

L'interaction d'un corium à plus de 2 500 K avec de l'eau conduit, d'une part à la fragmentation du corium en particules plus ou moins fines, d'autre part à une intense production de vapeur d'eau qui peut conduire à une augmentation importante de la pression dans le circuit primaire. Lorsque le corium partiellement fragmenté s'accumule au fond de la cuve, il forme ce que l'on appelle un lit de débris. Ce dernier peut être très compact si le refroidissement est faible (une partie du corium n'est pas solidifiée) ou bien composé de débris solides poreux. La possibilité de refroidir efficacement un lit de débris est très incertaine. Dans tous les cas, le corium évapore progressivement l'eau présente au fond de la cuve. S'il n'y a pas d'apport d'eau supplémentaire ou si la configuration des débris est telle qu'ils ne peuvent pas être refroidis efficacement, la température des matériaux va monter progressivement jusqu'à atteindre la fusion des structures en acier (plaques, tubes, etc.) présentes dans le bas de la cuve du réacteur. Une quantité importante d'acier fondu s'incorpore alors progressivement au corium. Au fur et à mesure que la température s'élève, le zircaloy puis les débris d'oxydes fondent et s'accumulent pour former un bain ou s'incorporent à un bain préexistant. La formation de ce bain de corium au fond de la cuve est une étape critique d'un d'accident de fusion du cœur d'un REP : dans cette situation, le flux de chaleur à l'interface entre le bain et la cuve est très important et peut conduire à une défaillance de la cuve. La défaillance de la cuve est traitée en détail au paragraphe 5.1.3.

5.1.2.2. Phénomènes physiques mis en jeu

Lorsque le corium chaud s'écoule dans le fond de la cuve rempli d'eau, de la vapeur d'eau est produite, ce qui conduit à un pic de pression, voire à une explosion de vapeur dans la cuve (§ 5.2.3), qui engendre des contraintes mécaniques susceptibles d'endommager le circuit primaire. De plus, la cuve se trouve soumise à un flux de chaleur qui peut être localement très élevé, entraîner une érosion par fusion des parois métalliques de la cuve et peut conduire à sa défaillance. Concernant ce dernier point, des études visent à déterminer les possibilités de rétention du corium dans la cuve ou les conditions de défaillance de celle-ci (instant, localisation, caractéristiques du corium s'écoulant hors de la cuve dans l'enceinte de confinement). Dans ce but, il est important de pouvoir prédire l'évolution du corium depuis son écoulement du cœur au fond de la cuve jusqu'à son refroidissement dans la cuve ou son écoulement hors de cette dernière. Les principaux phénomènes gouvernant cette évolution sont brièvement décrits ci-dessous.

5.1.2.2.1. Fragmentation du corium, formation de débris

Lorsque la (ou les) coulée(s) de corium entre(nt) en contact avec l'eau présente dans le fond de la cuve, le corium se fragmente (figure 5.2). La fragmentation du corium est abordée en détail dans le paragraphe 5.2.3 relatif aux explosions de vapeur. La modélisation de la fragmentation est très complexe et comporte des incertitudes assez importantes [34, 40].

5.1.2.2.2. Impact direct d'une coulée de corium sur la cuve

Lorsqu'il y a peu d'eau au fond de la cuve ou lorsque la masse de corium qui s'est déjà écoulée au fond de la cuve est importante, la coulée de corium n'interagit que

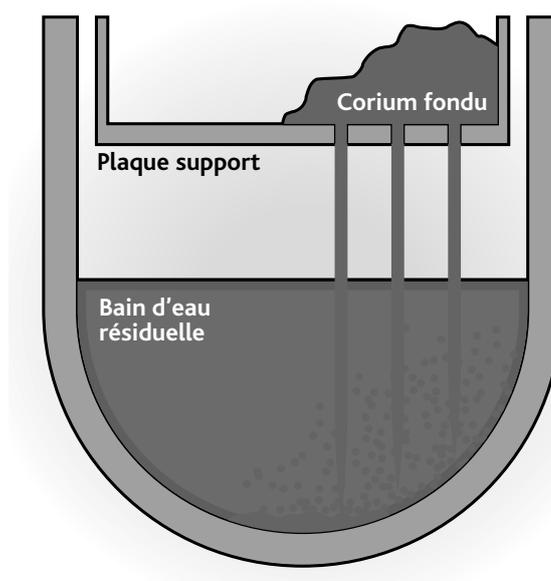


Figure 5.2. Vue schématique de l'écoulement du corium fondu dans le fond de la cuve et de sa fragmentation au contact de l'eau.

partiellement avec l'eau et une partie de cette coulée à très haute température entre en contact direct avec la cuve. Cette situation peut conduire à une défaillance très rapide de celle-ci pendant la durée de son contact avec la coulée de corium. Bien qu'ayant été assez peu étudié expérimentalement (quelques essais CORVIS de coulée de matériaux simulant un corium, notamment par un mélange fondu de thermite [mélange fer-alumine], sur une maquette du fond de la cuve d'un réacteur de type BWR), ce phénomène est relativement bien connu. Dans une telle situation, il se formerait très probablement une croûte isolante, et donc protectrice, entre le corium et la cuve, compte tenu du très grand écart entre la température de la cuve et la température de solidification du corium. Lors de l'accident de TMI-2 (§ 7.1), il est probable qu'une telle croûte se soit formée, ce qui expliquerait que, malgré une coulée importante de corium vers le fond de la cuve, celle-ci n'ait pas été endommagée³. Un des paramètres clés est le degré de surchauffe du corium au-dessus de sa température de fusion, surchauffe dont dépendent directement l'épaisseur et donc l'efficacité de la croûte protectrice.

5.1.2.2.3. Explosion de vapeur

L'interaction entre une coulée de corium et l'eau peut conduire à une explosion de vapeur (§ 5.2.3). Si la physique du phénomène est globalement comprise, il n'est pas encore possible de prédire avec certitude dans quelles conditions ce phénomène explosif peut survenir. Malgré la probabilité assez faible d'explosion qui a été constatée lors des essais réalisés pour étudier l'interaction d'un corium très chaud avec de l'eau, une telle explosion ne peut pas être totalement exclue et le phénomène est donc étudié en raison de ses conséquences possibles pour le confinement. Il est à noter que, lors de l'accident de TMI-2, la coulée de corium n'a pas conduit à une explosion de vapeur malgré la présence d'eau au fond de la cuve. Cela pourrait indiquer qu'il n'y a pas eu de fragmentation fine du corium au contact de l'eau. Cela peut aussi être dû à la pression élevée dans la cuve (environ 100 bars).

5.1.2.2.4. Assèchement du lit de débris, renoyage éventuel

La fragmentation d'une coulée de corium produit des gouttes de corium qui se refroidissent et se solidifient au contact de l'eau, formant des particules qui se déposent au fond de la cuve et créent un « lit de débris ». Ce lit de débris peut être très compact si le refroidissement des gouttes de corium résultant de la fragmentation est insuffisant pour les solidifier totalement. Dans ce cas, le lit de débris formé peut ne plus être refroidi efficacement, l'eau n'ayant pas accès à certaines zones du lit de débris du fait de sa faible perméabilité. Le lit de débris continue alors à s'échauffer, asséchant progressivement le fond de la cuve puis fond pour former un bain de corium beaucoup plus difficile à refroidir. Le risque à terme est que le bain de corium se développe et vienne au contact de la cuve et entraîne la rupture de cette dernière. La possibilité d'éviter l'assèchement du fond de la cuve et de refroidir un tel lit de débris par

3. Dans le cas de TMI-2, la présence d'eau au fond de la cuve a sans doute également contribué au refroidissement efficace de la cuve pendant la coulée du corium.

l'eau présente au fond de la cuve ou par une injection supplémentaire d'eau venant du circuit primaire est donc étudiée (§ 5.4.1).

Une des grandeurs couramment utilisées pour estimer les possibilités de refroidissement d'un lit de débris est le « flux critique d'assèchement » (CHF) qui correspond à la puissance volumique résiduelle maximale du lit de débris multipliée par la hauteur du lit pour laquelle il ne se forme pas de vapeur d'eau au sein du lit. En dessous du flux critique d'assèchement, l'eau est présente partout dans le lit de débris et la température du lit de débris peut être maîtrisée. Le flux critique d'assèchement est fonction de paramètres caractéristiques du lit de débris (taille des débris, géométrie et porosité du lit, etc.). On peut donner comme ordres de grandeur un CHF de $0,2 \text{ MW/m}^2$ pour des particules de 1 mm de diamètre et de $1,2 \text{ MW/m}^2$ pour des particules de 7 mm de diamètre.

Lors d'un accident de fusion du cœur, il est possible que de l'eau soit envoyée dans la cuve alors que le lit de débris est totalement ou partiellement asséché. Dans une telle situation, le renoyage du lit de débris peut produire une très grande quantité de vapeur en très peu de temps, ce qui peut avoir pour conséquences une augmentation rapide de la pression dans le circuit primaire et une reprise importante de l'oxydation du zircaloy non oxydé dans les parties supérieures et chaudes du cœur. La phénoménologie du renoyage d'un lit de débris a été peu étudiée et fait encore l'objet, en 2013, de programmes de recherche (on peut citer en particulier le programme d'essais PEARL réalisé par l'IRSN).

5.1.2.2.5. Formation d'un bain de corium

Comme cela a été dit précédemment, l'assèchement d'un volume important d'un lit de débris est une étape clé de l'évolution d'un accident de fusion du cœur, puisqu'il détermine le début de la formation d'un bain de corium, ou la propagation du bain existant dans le cas où la totalité du corium n'est pas fragmentée en particules solides. Grâce aux résultats des essais ACRR-MP, Phébus FPT4 et RASPLAV AW-200 [39, 32, 27], l'assèchement est maintenant assez bien modélisé lorsqu'il se produit dans des conditions n'entraînant pas une oxydation significative du corium et que les principaux composants du corium sont UO_2 , Zr et ZrO_2 . Mais le bain peut aussi contenir une quantité importante d'acier fondu. Bien que les interactions entre l'acier liquide et un corium (U-Zr)-O soient étudiées depuis longtemps, l'effet de ces interactions sur l'évolution du corium au fond de la cuve (voir plus bas) en l'absence d'oxydation du corium n'a été mis en évidence qu'au début des années 2000, en particulier dans le cadre du projet OCDE MASCA [28]. Quant à l'évolution d'un lit de débris contenant de l'acier en conditions oxydantes, elle reste à approfondir. En effet, la puissance résiduelle conduit à une circulation de la vapeur d'eau dans les débris qui sont donc susceptibles de s'oxyder (figure 5.3). La fusion des débris et le développement d'un bain de corium en conditions oxydantes n'ont jamais été étudiés expérimentalement, notamment en raison du coût élevé des essais qui nécessiteraient l'utilisation de matériaux réels. Les incertitudes relatives au degré d'oxydation des matériaux dans le bain de corium formé sont traitées dans les logiciels de simulation d'accidents de fusion du cœur par des études de sensibilité.

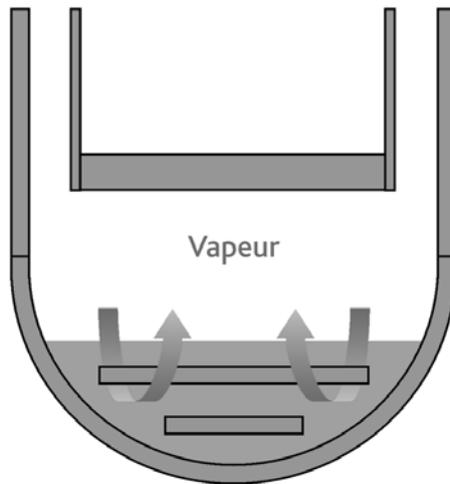


Figure 5.3. Schéma de la configuration du corium après assèchement du fond de la cuve : un lit de débris (plus ou moins poreux selon le degré de fragmentation du corium) autour des structures en acier, avec circulation de vapeur d'eau par convection naturelle.

5.1.2.2.6. Mouvements de convection dans le bain de corium

La puissance dégagée par le bain de corium peut s'évacuer par les bords latéraux du bain (et donc à travers la cuve) et par la surface supérieure du bain (par convection dans l'eau en cas de présence d'eau ou par rayonnement dans le cas contraire). Ces transferts de chaleur entraînent des mouvements de convection naturelle des matériaux fondus dans le bain de corium (figure 5.4). Un des paramètres importants pour rendre compte de ce phénomène est le rapport entre le flux de chaleur vers le haut et le flux de chaleur évacué par les bords latéraux. Les mouvements dans le bain de corium sont principalement turbulents, sauf dans certaines zones très stratifiées en température où il n'y a quasiment pas de convection (le bas de la cuve par exemple). Ce phénomène est relativement bien compris pour des configurations simples du bain de corium et des corrélations d'échanges de chaleur aux frontières du bain de corium ont été établies (voir § 5.4.1.1 et les références [33, 41]).

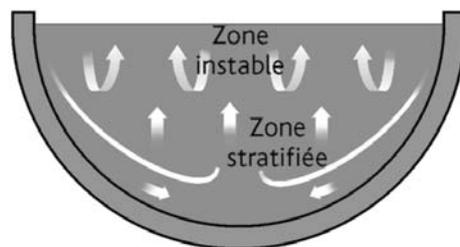


Figure 5.4. Schéma des mouvements de convection dans un bain de corium turbulent refroidi par le haut et par les côtés. Ces mouvements induisent que le corium s'écoule en descendant le long de la cuve et remonte (lentement) au centre. Le haut du bain est le siège d'une agitation importante sous forme de rouleaux thermoconvectifs (instabilités de Rayleigh-Besnard).

5.1.2.2.7. Oxydation du corium (sous la forme de particules ou de bain), production d'hydrogène

Lors de la fragmentation du corium, celui-ci peut s'oxyder. Cette oxydation, si elle a lieu, d'une part induit une production d'hydrogène, d'autre part conditionne l'évolution ultérieure du corium. Les essais ZREX/ZRSS (de Sandia National Laboratory, États-Unis, avec un mélange Zr + ZrO₂ ou Zr-acier inoxydable) et CCM (d'Argonne National Laboratory, États-Unis, avec un mélange de corium UO₂ + ZrO₂ contenant 24 % d'acier) ont fourni des informations partielles concernant l'oxydation du corium. Il semble que, lors de ces essais, en l'absence d'explosion de vapeur, la fragmentation n'ait pas été assez fine pour conduire à une oxydation significative des débris. Néanmoins, des essais avec de l'eau à saturation ont conduit à oxyder jusqu'à 30 % des masses métalliques présentes dans le corium. En cas d'explosion de vapeur, l'oxydation peut être complète. Mais trop peu d'essais ont été effectués pour bien quantifier le phénomène (compte tenu des risques associés).

Quant à l'oxydation d'un bain de corium, c'est, en 2013, un phénomène qui reste peu étudié et est mal modélisé. Les essais du programme MASCA-2 (relatif à l'évolution d'un bain stratifié dans des conditions oxydantes, voir la référence [28]) ont apporté quelques informations à ce sujet mais ils n'ont pas permis de mesurer des cinétiques d'oxydation ; de plus, leur petite échelle rend très délicate l'extrapolation à l'échelle du fond de cuve d'un réacteur de puissance.

5.1.2.2.8. Stratification métal - oxyde dans le bain de corium

Les essais MASCA MA et STFM [28], réalisés à haute température avec un corium contenant de l'uranium, du zirconium et du fer sous forme de métaux et d'oxydes, ont mis en évidence l'existence de deux phases liquides non miscibles en équilibre, l'une métallique, l'autre oxyde. Selon la composition du mélange initial, la phase métallique, composée essentiellement d'acier, peut incorporer de l'uranium et du zirconium, et devenir plus dense que la phase des oxydes. Cela conduit alors à une stratification du bain où la phase métallique se trouve au fond de la cuve (figure 5.5). Les compositions des phases en équilibre peuvent être prédites à partir de bases de données thermochimiques telles que NUCLEA (base de données développée par Thermodata pour l'IRSN et le CEA). Cependant, la stratification du bain est rarement modélisée dans les logiciels de simulation des accidents de fusion du cœur. Bien que la stratification de deux liquides non miscibles soit un phénomène connu, le couplage entre les échanges de masse (thermochimie) et les écoulements des matériaux fondus (convection naturelle et stratification) reste délicat à modéliser. En 2013, certains logiciels intègrent une modélisation simplifiée de l'évolution des couches d'oxydes et de métal en fonction de l'évolution de leurs densités.

L'enjeu est de pouvoir prédire dans quelles conditions la couche de métal liquide est plus légère que la couche d'oxydes, ce qui conduirait à « concentrer » le flux de chaleur sur la cuve au niveau de la couche métallique à cause de la conductivité élevée du métal ; ce phénomène est appelé "*focusing effect*". Dans les premières études sur la rétention du corium dans la cuve utilisant une approche « classique » (par exemple

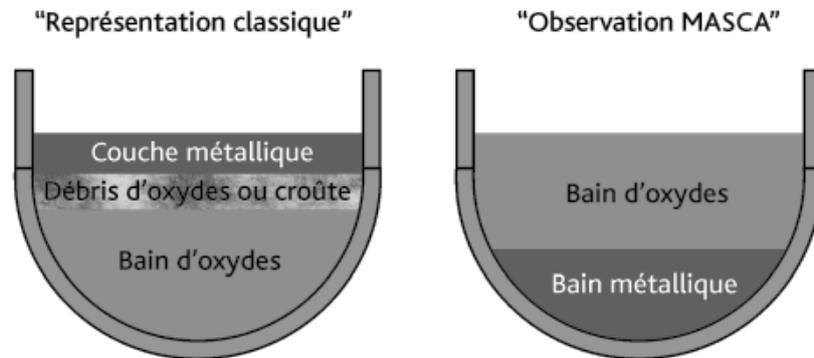


Figure 5.5. Disposition des couches de métal, d'oxydes et de débris éventuels provenant de la fragmentation du corium, telle qu'elle était supposée dans l'approche « classique » (à gauche) et telle qu'elle a été observée lors des essais MASCA (à droite).

pour les réacteurs de type AP600 de Westinghouse), le métal était supposé ne contenir que de l'acier et être ainsi plus léger que l'oxyde. Le flux thermique transféré à la paroi de la cuve est alors plus élevé au niveau de la couche métallique surtout lorsqu'elle est mince : en première approximation, le flux de chaleur transféré à la paroi de la cuve est à ce niveau inversement proportionnel à l'épaisseur de la couche de métal liquide. Une couche de métal liquide mince au-dessus d'un bain de corium a donc pour effet de « concentrer » la chaleur délivrée à la paroi. Ce phénomène, bien compris et modélisé [24], constitue une des principales menaces pour l'intégrité de la cuve. Il est expliqué en détail au paragraphe 5.4.1.1.

5.1.2.2.9. Dissolution de l'acier de la cuve à température plus basse que son point de fusion

En raison de la formation de mélanges eutectiques (Fe-U-Zr), l'acier de la cuve peut être dissous à partir de 1 360 K. Ceci peut conduire à une érosion de l'acier de la cuve s'il est en contact avec un corium contenant de l'oxyde d'uranium, de la zircone et du zirconium. Les essais METCOR (interaction d'un corium contenant de l'uranium, du zirconium et de l'oxygène à haute température avec un échantillon d'acier représentant la cuve) ont permis d'estimer la cinétique d'érosion de l'acier de la cuve, mais la compréhension des détails du mécanisme reste à approfondir. Toutefois la vitesse de fluage de l'acier de la cuve au-delà de 1 300 K est telle que celui-ci n'a plus de résistance mécanique dans cette gamme de températures (§ 5.1.3). Le mécanisme de dissolution peut donc être considéré comme secondaire.

5.1.2.3. Programmes expérimentaux, modélisations et logiciels de calcul

5.1.2.3.1. Programmes expérimentaux

Cette partie fournit une description sommaire des principales expériences concernant l'étude du comportement du corium au fond de la cuve, des plus anciennes à celles encore en cours ou prévues en 2013.

DEBRIS [43] : l'objectif de ce programme d'essais, réalisé par IKE (Institut de recherche de l'université de Stuttgart, Allemagne), est de mesurer le refroidissement et les pertes de pression (engendrées par l'écoulement) pour des écoulements diphasiques dans un lit de débris chauffé. Le dispositif est monodimensionnel et constitué de billes d'acier chauffées par induction. Dans un premier temps, un ensemble de mesures réalisées sur un écoulement isotherme eau-air au travers du lit de billes a permis de déterminer les pertes de pression diphasiques dont la connaissance est essentielle pour pouvoir prédire le flux critique d'assèchement. Depuis 2008, le dispositif a été modifié pour faire des essais de renoyage de lits de débris. Les tests préliminaires ayant été satisfaisants, des essais plus quantitatifs sont réalisés depuis 2011 pour mesurer le refroidissement de lits de débris en cas de renoyage.

SILFIDE [29] : l'objectif de ce programme d'essais réalisé par EDF et achevé en 2000, était de mesurer le flux critique d'assèchement d'un lit de débris chauffé dans son volume. Le dispositif est bidimensionnel, ce qui fait la particularité de ce programme d'essais par rapport au programme d'essais DEBRIS. Le lit de débris est constitué de billes d'acier chauffées par induction. Malgré quelques difficultés rencontrées pour établir une distribution de puissance homogène au sein des billes, des résultats intéressants ont été obtenus. En particulier, des flux thermiques locaux supérieurs au flux thermique critique théorique obtenu par la corrélation de Lipinski ont été observés (pour des particules de 3 mm de diamètre, le flux maximal mesuré dans SILFIDE est de $1,7 \text{ MW/m}^2$ alors que la corrélation de Lipinski prévoit environ 1 MW/m^2) ; des zones localement sèches avant d'être renoyées ont aussi été temporairement observées.

RASPLAV [27] : ce programme expérimental, qui s'est achevé en 2000, a été réalisé sous l'égide de l'OCDE par l'Institut Kurchatov de Moscou (Russie). L'IRSN, le CEA et EDF y ont participé. Son objectif était d'étudier la thermohydraulique en deux dimensions d'un bain de corium composé de matériaux « réels » (corium constitué d' UO_2 , ZrO_2 , Zr). Les essais, qui ont mis en jeu jusqu'à 200 kg de corium, ont produit des flux de chaleur comparables à ceux qui étaient prédits par les corrélations établies à partir d'essais faits avec des matériaux simulant les matériaux réels. Cependant, il a été mis en évidence que les interactions entre matériaux pouvaient conduire à un corium de composition non homogène, en particulier en raison d'une stratification, mais il s'agit d'un phénomène dont l'importance est mineure par rapport à la stratification observée en présence de fer lors des essais MASCA (présentés ci-dessous).

MASCA : ce programme expérimental, qui s'est achevé en 2006, a été réalisé sous l'égide de l'OCDE par l'Institut Kurchatov de Moscou. L'IRSN, le CEA et EDF y ont participé. Il s'est avéré que les dispositifs expérimentaux utilisés pour le programme RASPLAV pouvaient apporter des résultats intéressants sur les interactions de matériaux et sur leurs conséquences pour la distribution des flux de chaleur dans un bain de corium. Les expériences MASCA ont étudié l'effet des interactions entre matériaux sur la stratification éventuelle du bain de corium, et par conséquent sur les écoulements et les échanges de chaleur aux frontières du bain. Les essais principaux ont permis d'étudier l'effet de l'addition d'acier, de produits de fission ou de B_4C à un bain de corium constitué d' UO_2 , de ZrO_2 et de Zr. En parallèle, certaines propriétés thermophysiques d'alliages

métalliques constitués d'uranium, de zirconium et de fer, ou d'oxydes ont été mesurées, telles que la densité, la viscosité et les températures de solidus et de liquidus. Dans une deuxième phase, l'évolution d'un bain de corium stratifié a été étudiée dans des conditions oxydantes.

SIMECO [45] : ce programme expérimental, qui s'est achevé en 2009, a été réalisé par RIT (Royal Institute of Technology, Stockholm, Suède). Son objectif était d'étudier les flux de chaleur dans un bain stratifié dans lequel était générée une puissance thermique. Des essais avec des matériaux simulants (sels ou paraffines) ont permis de réaliser des configurations de bain à trois couches (métal lourd, oxydes, métal léger). La répartition des flux de chaleur dans le bain de corium a ainsi pu être mesurée. En 2013, les résultats restent à interpréter de manière plus approfondie mais il semble d'ores et déjà qu'ils conduiront à modifier la répartition estimée à partir des corrélations classiques.

METCOR : ce programme expérimental ISTC (International Science and Technology Centre), qui s'est achevé en 2009, a été réalisé par l'institut NITI (Alexandrov Scientific Research Technological Institute, Saint-Petersbourg, Russie). Son objectif était d'étudier l'érosion par un corium ($\text{UO}_2 + \text{ZrO}_2 + \text{Zr}$) d'un échantillon d'acier représentant la cuve. L'échantillon était refroidi par l'extérieur et soumis à un flux thermique représentatif de celui qu'il aurait subi en présence d'un bain de corium de grande taille (avec un gradient de température de plus de 1 000 K à travers l'échantillon [30]). Les résultats de ce programme semblent montrer que l'érosion ne contribue pas à fragiliser la cuve ; en effet, dans les conditions d'un accident de fusion du cœur, la résistance mécanique de la cuve dépend principalement du profil des températures dans la paroi.

LIVE : ce programme expérimental, qui a démarré en 2004 et se poursuit en 2013, est réalisé par le FzK (Forschungszentrum de Karlsruhe, Allemagne) avec un soutien de la Commission européenne. Son objectif est d'étudier le comportement d'un corium, réalisé avec des matériaux simulants, dans un fond de cuve hémisphérique (environ 1 m de diamètre). Le matériau simulant choisi est un mélange de NaNO_3 et KNO_3 . Un premier essai a permis d'étudier la thermohydraulique du bain à l'état stationnaire (distribution des flux de chaleur sur la paroi). Un deuxième essai a permis d'étudier la coulée du corium et son étalement au fond de la cuve, avec la formation d'une croûte par solidification. D'autres essais sont prévus de 2011 à 2013 dans le cadre du réseau européen d'excellence SARNET-2 avec un soutien de la Commission européenne. Ces nouveaux essais devraient apporter des connaissances sur la température à l'interface solide-liquide et sur la stabilité de la croûte.

INVECOR : ce programme expérimental soutenu par la Commission européenne dans le cadre de l'ISTC, qui s'est déroulé de 2006 à 2010, a été réalisé par IAE-NNC-RK (Kazakhstan). Son objectif était d'étudier les interactions entre un corium liquide ($\text{UO}_2 + \text{ZrO}_2 + \text{Zr}$) et un fond de cuve hémisphérique en acier d'environ 80 cm de diamètre en maintenant une puissance volumique par des électrodes plongées dans le bain de corium. Quatre essais ont été réalisés. Chaque essai a mis en jeu 60 kg de corium versé dans la maquette de la cuve, puis chauffé et refroidi par de l'eau. Les résultats sont assez difficiles à interpréter compte tenu de la présence des électrodes qui ont une grande influence sur la convection dans le bain et son refroidissement. Les

résultats sont avant tout qualitatifs. Ils mettent en évidence une fragmentation de la couche supérieure du bain de corium, ce qui a pour effet de favoriser son refroidissement. Il semble donc que le renoyage du fond de cuve, même après coulée du corium, soit bénéfique pour la rétention du corium dans la cuve (en complément d'un refroidissement externe de la cuve).

5.1.2.3.2. Modélisations et logiciels de calcul

Cette partie présente une description rapide des principaux modèles et logiciels de calcul spécifiques utilisés pour simuler le comportement d'un bain de corium et ses interactions avec le fond de la cuve (ne sont pas décrits ici les logiciels de calcul intégraux de l'accident de fusion du cœur présentés au chapitre 8).

Logiciels de calcul CFD : ces logiciels de calcul résolvent les équations de Navier-Stokes pour un fluide compressible ou incompressible, dans une géométrie quelconque (2D ou 3D). On peut citer les logiciels FLUENT et CFX, qui sont tous les deux développés par ANSYS et utilisés pour de nombreuses applications industrielles mettant en jeu des écoulements 3D. Ces logiciels de calcul utilisent en général des méthodes de résolution numérique efficaces et rapides et leur utilisation est facilitée par une ergonomie très développée. Disposant de nombreux modèles en option (turbulence, transferts de matière, chimie), ils sont de plus en plus utilisés pour étudier les bains de matériaux en fusion. Cependant, ils sont destinés à des applications assez génériques et peuvent s'avérer limités voire inefficaces dès lors qu'on cherche à modéliser un phénomène particulier (formation de particules solides ou stratification, par exemple).

MC3D (CEA/IRSN) : ce logiciel de calcul mécaniste simule de manière détaillée les interactions entre un corium et de l'eau (fragmentation, explosion de vapeur). Il est présenté au paragraphe 5.2.1 [31].

CONV 2D/3D (IBRAE) : ce logiciel de calcul résout les équations de Navier-Stokes pour un fluide incompressible dans une géométrie quelconque (2D ou 3D). Il permet de calculer l'évolution d'un bain de corium ou son étalement hors de la cuve. Il peut être assimilé à un logiciel de calcul de type CFD. Il ne dispose ni d'un modèle de turbulence (indispensable pour les bains de grande taille) ni d'un modèle traitant les interactions chimiques au sein du corium (pas de transferts de matière, ni de cinétique chimique) [35]. Il a été utilisé lors de la préparation des essais RASPLAV et INVECOR.

TOLBIAC (CEA) : ce logiciel de calcul est dédié à la simulation d'un bain de corium au fond de la cuve. Il rend compte de l'existence de deux liquides non miscibles qui peuvent se stratifier dans un sens ou dans l'autre, et de la possibilité de la formation de croûtes sur le dessus du bain ou à sa périphérie. Il permet de calculer des évolutions transitoires sur des domaines 2D axisymétriques [46].

SURCOUF (codéveloppement CEA/IRSN pour le logiciel intégral ASTEC) : ce module développé pour le logiciel intégral ASTEC (voir chapitre 8) vise à modéliser l'évolution des débris au fond de la cuve en couplant la thermochimie et la thermohydraulique. L'approche 0D utilisée considère l'existence de plusieurs couches (métal léger,

métal lourd, oxydes, débris solides) et permet de calculer leurs positions respectives en fonction de l'évolution de leurs densités.

ICARE/CATHARE (IRSN) : ce logiciel mécaniste calcule la dégradation du cœur dans les conditions d'un accident de fusion du cœur. Il permet une modélisation 2D axisymétrique de la cuve et comporte plusieurs modèles qui permettent de simuler le comportement du corium au fond de la cuve : fragmentation de la coulée de corium, assèchement du lit de débris, fusion des débris, stratification métal-oxydes, oxydation du corium, renoyage des débris. Cependant, le maillage du plenum inférieur de la cuve reste assez grossier et les méthodes numériques utilisées ne permettent pas d'obtenir une précision équivalente à celle des modèles de CFD [36, 38, 42]. Les imprécisions sur le maillage sont néanmoins acceptables au vu des incertitudes sur les propriétés des matériaux à haute température.

5.1.2.4. Bilan et perspectives

La description du comportement du corium au fond de la cuve comporte encore de nombreuses incertitudes. D'une part, les effets des interactions entre matériaux (stratification, oxydation, dissolution) apparaissent très importants et ne sont pas encore tous bien modélisés (en particulier parce que les résultats expérimentaux sont récents) ; l'analyse des derniers résultats, des données expérimentales supplémentaires et le développement de modèles plus avancés (traitant notamment le fait que les équilibres thermodynamiques ne sont pas atteints à l'échelle locale [échelle de la maille]) devraient permettre d'y remédier. D'autre part, les effets d'échelle sont difficiles à estimer et la transposition, à l'échelle d'un réacteur de puissance, de résultats obtenus lors d'essais à échelle réduite est parfois délicate. Des compléments d'analyse et des efforts de modélisation restent à faire pour effectuer cette transposition en réduisant les incertitudes, sachant qu'il n'est guère envisageable de faire des essais à échelle réelle.

5.1.3. Défaillance de la cuve

5.1.3.1. Introduction

Lors d'un accident de fusion du cœur d'un réacteur à eau sous pression, l'intégrité de la cuve peut être menacée par trois phénomènes principaux. Au moment de l'écoulement du corium au fond de la cuve, celle-ci peut être érodée par le contact direct des coulées de corium, ou être endommagée par une éventuelle explosion de vapeur lors du contact entre le corium et l'eau liquide présente ; puis, si la cuve a résisté à cette phase transitoire, son intégrité peut être menacée par l'effet d'un bain de corium qui se formerait au fond.

L'érosion de la cuve par des coulées de corium est plus intense lorsque la quantité de corium qui s'écoule est importante ou lorsque la hauteur d'eau présente au fond de la cuve est faible. Ceci peut conduire en théorie à une défaillance très rapide dès le contact d'une coulée avec la cuve. Cependant, certaines expériences ont mis en évidence

l'apparition d'une croûte entre les coulées et le métal fondu de la cuve qui ralentit fortement la vitesse d'érosion [47]. Toutefois, si la température du corium dans les coulées est supérieure à 2 500 K, la croûte isolante risque de ne pas se former (§ 5.1.2). D'autres facteurs atténuent probablement l'érosion, à savoir, le changement rapide du point d'impact des coulées au cours du temps, ce qui conduit à un temps d'impact très court en un point donné de la cuve, et la présence d'eau au fond de la cuve.

Le contact de coulées de corium et d'eau peut également provoquer une production intense et très rapide de vapeur d'eau, entraînant un très fort pic de pression et éventuellement une explosion de vapeur capable d'endommager la cuve (voir le § 5.2.3 et les références [48, 49]).

Dans le cas de la formation d'un bain de corium au fond de la cuve, les échanges de chaleur entre le bain et la cuve peuvent entraîner localement une fusion partielle de celle-ci qui peut aller jusqu'à son percement. Ces échanges de chaleur sont d'autant plus importants que la masse du bain de corium est grande. Néanmoins, le percement de la cuve n'est pas inéluctable, ainsi que l'a montré l'accident de Three Mile Island-2 en 1979 (voir le § 7.1 et les références [50, 51]). Lors de cet accident, malgré la formation d'un bain de corium au fond de la cuve, celle-ci a gardé son intégrité. Les analyses ont permis de conclure, d'une part à l'existence dans les débris du corium de porosités permettant un refroidissement, d'autre part à l'existence d'un jeu (ou "gap") entre le bain de corium et la paroi de la cuve. Ce jeu aurait permis la circulation d'eau ou de vapeur. Il convient en outre de mentionner l'effet favorable que la haute pression primaire, lors de la fusion du cœur, a pu avoir sur le refroidissement du corium (augmentation du flux critique et déformation de la cuve par fluage ou plasticité pouvant conduire à une augmentation du jeu).

Il faut enfin noter que le fond de cuve des réacteurs REP en exploitation comporte un certain nombre de passages de tubes-guides utilisés pour introduire des instruments de mesure du flux neutronique dans le cœur du réacteur. Ces passages de tubes-guides peuvent constituer une zone d'amorçage de la défaillance ou du percement de la cuve du fait de la présence de singularités et de soudures. En cas de défaillance de tubes-guides dans la cuve (par fusion, par exemple), de l'eau, de la vapeur d'eau, des produits de fission et du corium pourraient sortir de la cuve *via* l'intérieur de ces tubes guides.

5.1.3.2. Phénomènes physiques mis en jeu

L'exposé des phénomènes physiques est limité ici au cas d'un bain de corium au fond de la cuve, conduisant à une défaillance de celle-ci. Il s'agit de déterminer trois paramètres importants pour le déroulement ultérieur de l'accident hors de la cuve : l'instant de la défaillance de la cuve, la localisation de la brèche au fond de la cuve et sa taille.

L'instant de la défaillance de la cuve dépend principalement de la pression du circuit primaire et de la température de la cuve (liée à la masse et à la configuration du bain de corium). La pression du circuit primaire est généralement la même en tout point de la cuve ; elle peut cependant augmenter rapidement en cas d'injection d'eau dans la cuve. La température de la cuve dépend fortement du flux thermique évacué à travers sa paroi.

La localisation de la brèche dépend essentiellement de la distribution des températures à l'intérieur de la cuve. La zone susceptible d'être défaillante en premier est, hors singularités et soudures, la partie la plus chauffée ; les autres zones sensibles sont celles pour lesquelles l'épaisseur de la cuve a pu être érodée par des coulées de corium, ainsi que les zones présentant des singularités du fait de la présence des passages des tubes-guides et de leurs soudures.

La fissuration de la cuve peut être amorcée soit par instabilité plastique, soit par fluage. Une instabilité plastique se produit lorsque la contrainte de membrane dans l'épaisseur de la cuve est supérieure à la limite de rupture de l'acier, limite qui diminue fortement avec l'augmentation de la température. Quant au fluage, il survient généralement pour des températures supérieures à 800 K. Lorsque la température devient élevée dans toute l'épaisseur de la cuve, du fluage peut apparaître même si les niveaux de pression restent faibles.

L'amorçage de la fissuration de la cuve est suivi d'une propagation de la fissure ; la taille finale de la brèche dépend fortement du mode de propagation et ce dernier est directement lié aux caractéristiques métallurgiques des aciers des cuves (voir plus loin). Des différences de composition chimique (même pour les éléments présents à l'état de trace) peuvent entraîner des différences de comportement de la cuve à haute température : la défaillance peut être soit fragile, soit ductile. À cet égard, des essais réalisés sur des maquettes de cuve [52, 53] ont montré que deux matériaux de comportements différents à haute température (fragile à chaud ou ductile) conduisent à deux tailles de brèche totalement différentes.

5.1.3.3. Programmes expérimentaux, modélisations et codes de calcul

Dans le cadre des recherches expérimentales sur le comportement du fond de la cuve, le programme RUPATHER [60] a été réalisé par le CEA de 1995 à 1999 en collaboration avec EDF et FRAMATOME. Il avait pour but d'établir les propriétés de traction et de fluage (de 300 K à 1 600 K) de l'acier 16MND5 (acier utilisé pour les cuves des REP français) et de modéliser le comportement mécanique de la cuve d'un REP soumise à des chargements accidentels. Les éprouvettes utilisées pour les essais de validation étaient des tubes de forme cylindrique soumis à une pression interne et chauffés à très hautes températures (de 1 000 K à 1 600 K). Le programme a mis en évidence certaines insuffisances (tant de modélisation que de caractérisation mécanique de l'acier 16MND5) et des difficultés essentiellement liées à la complexité métallurgique de l'acier (effet de la présence d'éléments, même présents à faible teneur, notamment le soufre). Les résultats ont aussi montré un effet très important des propriétés métallurgiques de l'acier sur le comportement à la rupture de celui-ci. Des programmes complémentaires ont été réalisés par la suite.

En particulier deux programmes expérimentaux, dénommés "*Lower Head Failure*" (rupture du fond de cuve) (LHF, 1994-1999) et "*OECD Lower Head Failure*" (OLHF, 1999-2002), ont été réalisés par les laboratoires américains SNL (Sandia National Laboratories) pour étudier la tenue de cuves en acier américain (SA533B1) soumises à des chargements thermomécaniques complexes représentatifs de ceux résultant de

la présence d'un bain de corium au fond de la cuve [52, 53]. Le second programme cité est une extension du premier et a été réalisé sous l'égide de l'OCDE. Huit essais ont été réalisés au cours du programme LHF et quatre au cours du programme OLHF. Si le même type de maquette d'un fond de cuve à l'échelle 1/5^e a été utilisé pour les deux programmes, l'épaisseur a été doublée pour le programme OLHF de manière à étudier l'influence du gradient de température à travers la paroi de la cuve. Durant les essais LHF, plusieurs configurations de chauffage de la maquette ont été utilisées : une bande azimutale surchauffée (correspondant à la présence d'un bain de corium au fond de la cuve avec un flux thermique maximum à la surface libre du bain) ; une zone locale surchauffée (correspondant à une tâche chaude au fond de la cuve) ; un chauffage uniforme de tout le fond de la cuve. Le protocole expérimental imposait une température croissant linéairement en fonction du temps, jusqu'à la défaillance de la maquette. Les essais LHF ont été réalisés à pression constante (sept essais à 100 bars et un essai à 50 bars). Deux d'entre eux ont permis l'étude du comportement des passages de tubes-guides. Pour les essais OLHF, seul un chauffage uniforme a été réalisé (figure 5.6) et deux valeurs de pression ont été appliquées : 50 et 100 bars. Un essai du programme OLHF a été dédié à l'étude de l'influence d'une augmentation rapide de pression de 50 à 100 bars sur le mode de défaillance de la cuve. Un autre essai a été consacré à l'étude du comportement des passages de tubes-guides (à une pression de 50 bars). Les essais avec passages de tubes-guides ont généralement conduit à des fuites au niveau des soudures, entraînant l'arrêt des essais avant la défaillance proprement dite du fond de la cuve.

Les essais FOREVER [58, 59] ont été réalisés entre 1999 et 2002 par le RIT (Institut Royal de technologie de Stockholm, Suède). Ces essais ont utilisé des maquettes à l'échelle 1/10^e d'une cuve de réacteur à eau sous pression en acier 16MND5. Le protocole expérimental consistait à verser un bain d'oxydes fondus (30 % en poids de CaO, 70 %

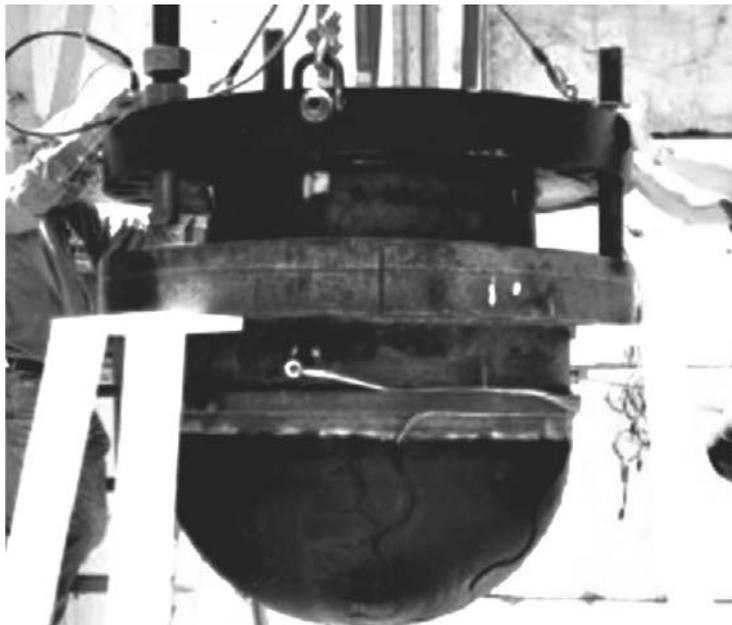


Figure 5.6. Maquette du fond de la cuve pour les essais OLHF à l'échelle 1/5^e et mise en place de son système de chauffage interne par induction.

en poids de B_2O_3) simulant le corium à une température d'environ 1 500 K. Ce bain était ensuite maintenu au voisinage de cette température, puis la cuve était soumise à une pression de 25 bars jusqu'à sa défaillance.

Dans les trois séries d'essais exposées ci-dessus, une attention particulière a été portée aux instants et aux modes de défaillance de la cuve, ainsi qu'à la taille des brèches obtenues. Ces essais ont permis le développement et la validation de modèles numériques relatifs au comportement thermomécanique du fond d'une cuve de réacteur à eau sous pression avant sa défaillance. Les modèles ainsi développés sont brièvement décrits ci-dessous :

- deux modèles simplifiés à une dimension (1D) et à deux dimensions (2D) ont été élaborés par l'IRSN : le modèle simplifié 2D a été introduit dans les logiciels de calcul ICARE-CATHARE et ASTEC [54] ;
- des modèles aux éléments finis 2D ont été développés par AVN (Association Vinçotte Nucléaire, logiciel Samcef), le CEA (logiciel Cast3M), EDF (logiciel Aster), les Allemands FZD (Forschungszentrum Dresden-Rossendorf, logiciel Ansys) et GRS (Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit, logiciel Adina), les Américains SNL (Sandia National Laboratories, logiciel Abaqus), le Tchèque UJV (Sytus) et le Finlandais VTT (Centre de recherche technique, logiciel Pasula) ;
- des modèles aux éléments finis en 3D ont été développés par AVN, le CEA et SNL.

Deux exercices de comparaison ont été menés successivement pour comparer les résultats des calculs 1D et 2D aux résultats expérimentaux de l'essai OLHF1. Le premier exercice a été réalisé dans le cadre du projet OLHF, le second dans le cadre du réseau d'excellence européen SARNET [55, 56]. Ils ont permis de conclure que l'instant de la défaillance et la localisation de la brèche sont généralement bien prédits par les modèles. La figure 5.7 montre que l'allongement de l'acier du fond de la cuve estimé par les différents modèles numériques pour l'essai OLHF1 est lui aussi en bon accord avec l'expérience.

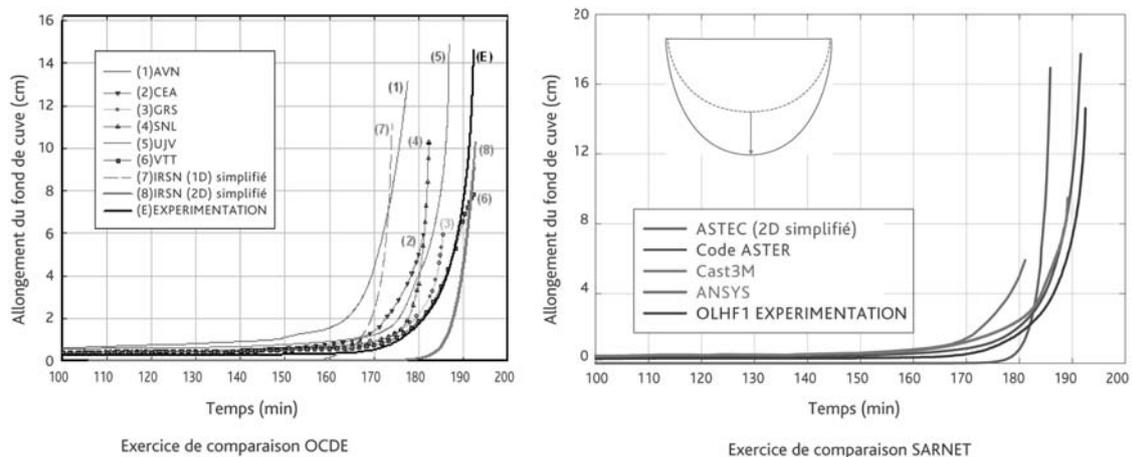


Figure 5.7. Comparaison de l'allongement final de l'acier du fond de la cuve estimé par différents modèles numériques avec les résultats expérimentaux de l'essai OLHF1.

Les modèles 3D ont également déterminé un instant et une zone d'amorçage de la défaillance compatibles avec les résultats expérimentaux [56]. Des développements supplémentaires réalisés par le CEA dans le logiciel Cast3M ont permis, pour le cas de l'essai OLHF1, d'effectuer une simulation de la propagation de la fissuration et une évaluation de la taille finale de la brèche tout à fait en accord avec les observations expérimentales. En revanche, les modèles 3D n'ont pas donné de résultats satisfaisants pour les essais LHF, ce qui a été attribué à la variabilité du comportement des aciers utilisés lors des essais (aciers ductiles pour les essais OLHF, aciers fragiles au voisinage de 1 300 K pour les essais LHF).

Les conclusions tirées des analyses et interprétations des essais sont les suivantes [57] :

- les essais LHF et OLHF ont mis en évidence la variabilité du comportement (fragile ou ductile) des aciers des cuves autour de 1 300 K, l'influence de cette variabilité sur la taille finale de la brèche et les difficultés, pour les modèles numériques existants, de tenir compte de cette variabilité qui semble fortement liée à la présence de certains éléments constitutifs des aciers (soufre, nitrure d'aluminium, etc.) ;
- les résultats expérimentaux n'ont pas permis de développer une méthode d'estimation de la taille de la brèche en fonction des chargements mécaniques appliqués à la cuve. Afin de développer une méthode applicable aux réacteurs de puissance, un calcul aux éléments finis 3D paraît nécessaire, avec un critère de défaillance tenant compte de la variabilité du comportement des aciers observée notamment lors des essais LHF et OLHF.

Afin de clarifier l'origine de la variabilité du comportement des aciers des cuves, l'IRSN a entrepris en 2003 un programme de recherches en collaboration avec le CEA et l'INSA de Lyon [61]. Ce programme a porté sur les aciers des cuves françaises afin, d'une part de compléter la base de données sur les caractéristiques de ces aciers, d'autre part de pouvoir appliquer les résultats aux réacteurs français.

Le programme a consisté à effectuer tout d'abord un recensement des compositions et des propriétés métallurgiques et mécaniques des aciers utilisés pour la fabrication des cuves françaises (travail réalisé par AREVA NP), ce qui a permis de sélectionner cinq matériaux ayant des propriétés métallurgiques et mécaniques suffisamment différentes pour couvrir la gamme des aciers utilisés.

Des échantillons de ces cinq matériaux ont été portés ensuite à haute température pour identifier leur comportement (fragile ou ductile) autour de 1 300 K ; ces essais ont confirmé le comportement fragile de certains aciers (creux de ductilité). Le travail d'identification des facteurs métallurgiques responsables de cette fragilité à chaud a mis en évidence l'existence et le rôle de précipités de nitrure d'aluminium et de sulfure de manganèse aux joints de grains. Parallèlement, des éprouvettes CT (*Compact Tension* [traction compacte]) en acier ont aussi fait l'objet d'essais à haute température (1 200-1 300 K) pour déterminer les propriétés métallurgiques et mécaniques des aciers de cuve qui déterminent la vitesse de propagation de la fissuration. Les résultats de ces essais sont utilisés pour développer un modèle de propagation de la fissuration [62].

Enfin, des essais sur des tubes en acier à haute température ont été réalisés par l'INSA de Lyon afin de mesurer les vitesses de propagation de la fissuration en fonction des propriétés de l'acier testé. L'avancement des travaux relatif à ce programme de R&D est présenté dans les références [63, 67].

Par ailleurs, le comportement des tubes-guides et des passages des tubes-guides dans le fond de la cuve en cas d'accident de fusion du cœur, avec un corium localisé au fond de la cuve, a fait l'objet de plusieurs études théoriques et des essais CORVIS [65] menés par l'institut Paul Scherrer en Suisse. Ces travaux ont concerné l'évaluation de la pénétration du corium dans les tubes-guides et l'étude de différentes possibilités de défaillance des passages des tubes-guides (voir la synthèse [64]). Il en ressort que, même si du corium pénètre assez loin dans les tubes-guides, le flux thermique dégagé est insuffisant pour conduire à la fusion de la paroi de ces tubes et que les conditions de pression et de température régnant dans le circuit primaire ne devraient pas entraîner leur rupture par instabilité plastique. Il est également peu probable que des tubes puissent être éjectés à la suite des défaillances des soudures entre le fond de la cuve et le manchon des tubes-guides, ou après la fusion de la collerette qui les maintient.

On notera que deux modèles aux éléments finis relatifs au comportement des passages des tubes-guides ont été élaborés par l'institut finlandais VTT dans le cadre du programme OLHF [66]. Ces modèles donnent des résultats cohérents avec les résultats expérimentaux.

5.1.3.4. Bilan et perspectives

Afin de mieux apprécier le comportement thermomécanique du fond de la cuve d'un REP en cas d'accident de fusion du cœur, et de déterminer les conséquences de sa défaillance éventuelle en particulier sur le déroulement ultérieur de l'accident, les paramètres essentiels sont l'instant de la défaillance, le mode de défaillance, la zone de la brèche et sa taille.

Les modèles numériques (simplifiés ou aux éléments finis 2D) développés dans le cadre des programmes RUPATHER, LHF, OLHF et FOREVER ont montré leur capacité à prédire l'instant de la défaillance du fond de la cuve et la localisation de la brèche. Les résultats obtenus sont en accord avec les données expérimentales.

Pour une modélisation plus précise de la fissuration et de sa propagation jusqu'à la création d'une brèche, seuls des modèles aux éléments finis 3D peuvent être utilisés. Cependant aucun modèle aux éléments finis 3D n'est en mesure à ce jour d'évaluer correctement la taille de la brèche car celle-ci dépend du mode de défaillance de la cuve à haute température. Le critère de défaillance utilisé dans les modèles doit tenir compte de la variabilité du comportement des aciers constituant les cuves (soit ductile, soit fragile à chaud).

Pour améliorer le critère de défaillance et mieux évaluer la taille de la brèche dans les différents cas d'accident de fusion du cœur, l'IRSN a entrepris en 2003 un programme de recherche mené en partenariat avec le CEA et l'INSA de Lyon, sur la fissuration des aciers de cuve français. Ce programme a fourni des mesures très précises des vitesses de

fissuration des aciers à haute température, cependant, le développement d'un modèle de propagation de la fissure s'avère très complexe.

Le programme a été réorienté vers la réalisation d'études visant à identifier parmi les scénarios d'accidents de fusion du cœur plausibles, ceux pour lesquels la propagation de la fissure pourrait jouer un rôle important dans le développement de l'accident. Pour les scénarios d'accidents avec une faible pression dans le circuit primaire lors de la rupture de la cuve (pression inférieure à 20 bars) et sans refroidissement externe de la cuve, ces études montrent que la rupture de la cuve intervient plutôt par fusion de l'acier de la paroi de cette dernière. Au-delà de 40 bars en revanche, la fissuration de la paroi de la cuve pourrait jouer un rôle important dans la rupture de la cuve. Afin de compléter les résultats de ces études, d'autres scénarios d'accident, notamment des scénarios avec un refroidissement externe de la cuve, sont actuellement à l'étude.

5.1.4. Fusion du cœur en pression

5.1.4.1. Introduction – définition de l'accident et conséquences possibles

Un accident de fusion du cœur d'un réacteur de type REP peut se dérouler à pression élevée principalement suite à :

- une défaillance matérielle ou une erreur humaine qui conduit à ne pas ouvrir les soupapes du circuit primaire ;
- une augmentation rapide de la pression dans le circuit primaire alors que celui-ci est partiellement voire totalement dépressurisé ; une telle augmentation de pression peut par exemple résulter du renoyage d'un cœur dégradé du fait d'une interaction brutale entre l'eau de renoyage et les matériaux à très haute température, voire fondus, du cœur.

Ces accidents sont désignés sous le nom d'accidents de « fusion en pression ».

À pression élevée, les différents composants du circuit primaire (les branches chaudes, les générateurs de vapeur, etc.) sont soumis à la fois :

- à des températures élevées ;
- à des contraintes (action des forces de pression principalement) élevées.

La combinaison de ces deux facteurs peut conduire à une rupture d'un de ces composants, c'est-à-dire y créer une brèche. Une telle brèche est qualifiée de « brèche induite » dans la terminologie utilisée pour les accidents de fusion du cœur d'un REP.

Une brèche induite peut être :

- soit une brèche induite par fluage dans une partie d'une branche chaude, dans les tubes des générateurs de vapeur, voire dans un autre composant du circuit primaire ; cette défaillance mécanique se produit sous l'effet de l'échauffement, associé à la pression élevée ;

- soit la percée de la cuve à une pression élevée (si aucune autre rupture du circuit primaire n'est intervenue auparavant). Dans ce cas, le corium présent au fond de la cuve peut être éjecté dans le puits de cuve puis dans l'enceinte de confinement et induire un échauffement direct de celle-ci (appelé DCH pour *Direct Containment Heating*), pouvant conduire à sa défaillance (voir le § 5.2.1 pour plus de détails).

La création d'une brèche induite réduit la pression dans le circuit primaire et diminue la possibilité d'un DCH. Cependant, si la « rupture induite » du circuit primaire se produit dans les tubes des générateurs de vapeur, il peut en résulter des rejets directs de substances radioactives dans l'environnement.

Il est donc important d'étudier le comportement du circuit primaire en cas de fusion en pression pour bien apprécier les risques associés. Ce chapitre concerne uniquement les brèches induites, le DCH faisant l'objet du paragraphe 5.2.1.

5.1.4.2. Phénomènes physiques mis en jeu

Comme nous l'avons vu dans les paragraphes précédents, lors d'un accident de fusion du cœur d'un réacteur de puissance, la diminution de l'inventaire en eau dans le circuit primaire entraîne un découverture des crayons combustibles, une augmentation de température puis une fusion progressive des éléments constitutifs du cœur du réacteur. Une partie de la puissance dégagée dans les zones dénoyées du cœur est alors évacuée hors du cœur par convection naturelle, c'est-à-dire que les gaz chauds (principalement la vapeur d'eau qui remplace l'eau au fur et à mesure de son évaporation) sortent du cœur en véhiculant une certaine quantité de chaleur qu'ils vont transporter dans des régions plus froides du circuit primaire. Les gaz chauds sont eux-mêmes remplacés dans le cœur par des gaz plus froids. Il se forme ainsi des boucles de circulation des gaz des parties chaudes vers les parties plus froides du circuit primaire puis un retour des gaz refroidis dans ces zones plus froides vers les zones chaudes du cœur : on parle de boucles de convection. Le « moteur » de ces mouvements est la poussée d'Archimède, c'est-à-dire les forces résultant de la différence de densité entre les gaz chauds (plus légers) et les gaz froids (plus lourds).

Deux modes de circulation des gaz dans le circuit primaire, schématisés sur la figure 5.8, sont théoriquement possibles :

- dans le premier mode (illustré sur la partie gauche de la figure 5.8), les gaz sortant du cœur passent par les branches chaudes, les générateurs de vapeur, les branches intermédiaires et les branches froides du circuit primaire avant d'être réinjectés en partie basse du cœur ;
- dans le second mode (illustré sur la partie droite de la figure 5.8), un bouchon d'eau demeure présent dans les branches dites intermédiaires, localisées, pour chaque boucle du circuit primaire, entre la sortie du générateur de vapeur et la pompe primaire ; en raison de leur forme, les branches intermédiaires (dites branches en U) des boucles du circuit primaire créent un siphon

(figure 5.8) dans lequel de l'eau peut stagner, formant un bouchon. La vapeur d'eau surchauffée venant du cœur emprunte une partie des tubes des générateurs de vapeur (dits « tubes directs ») où elle se refroidit, puis retourne vers la cuve par une autre partie des tubes (dits « tubes indirects ») et par la branche chaude (qui est donc le siège d'une circulation à contre-courant : les gaz chauds circulent de la cuve du réacteur vers le générateur de vapeur dans la partie supérieure des branches chaudes et les gaz froids circulent des générateurs de vapeur vers la cuve dans la partie inférieure de ces mêmes branches chaudes ; voir la figure 5.8). Ce mode de circulation a été mis en évidence expérimentalement sur une maquette à échelle réduite et semble être le plus probable (les modèles de calcul de l'IRSN prédisent une très bonne stabilité du bouchon d'eau ; en cas de disparition du bouchon, la vapeur suivrait le trajet décrit au paragraphe précédent).

Ces phénomènes convectifs ne sont pas spécifiques des scénarios de fusion en pression ; en revanche, une pression élevée a les conséquences suivantes :

- les échanges convectifs sont beaucoup plus importants à haute pression qu'à basse pression ;
- la pression régnant dans le circuit primaire y génère des contraintes suffisamment importantes pour qu'il y ait un risque significatif de rupture par fluage sur la branche chaude, sur un tube GV, etc.

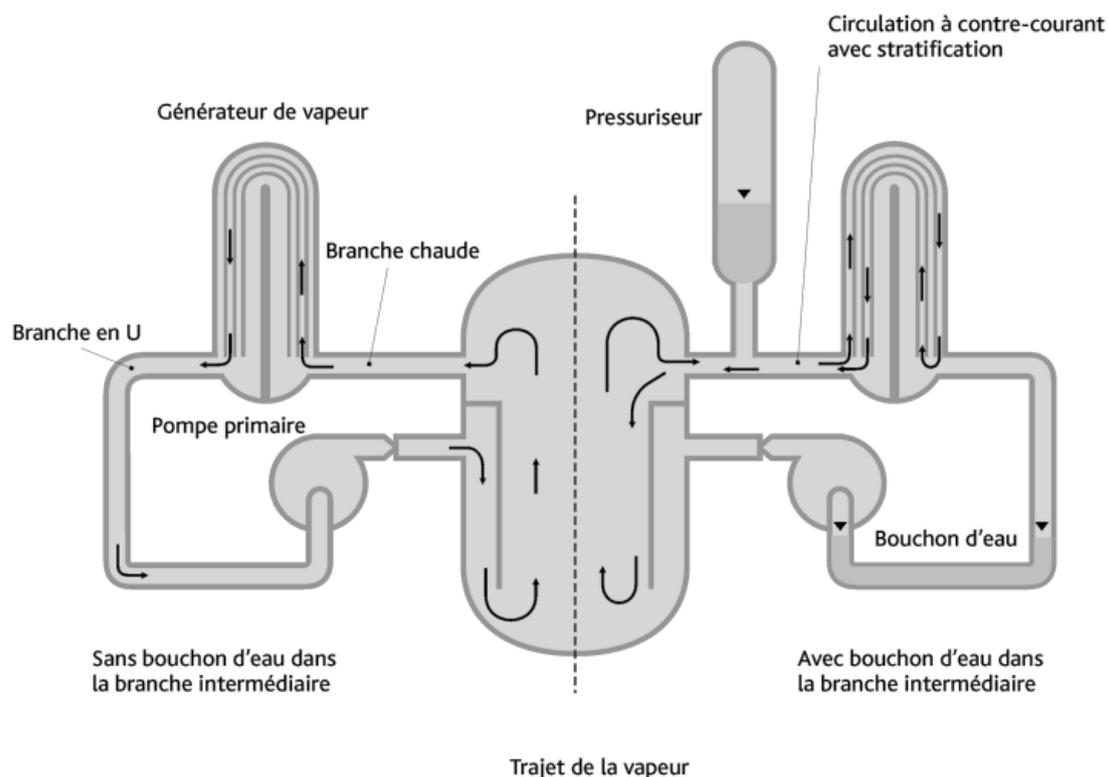


Figure 5.8. Modes de circulation de la vapeur dans le circuit.

Déterminer la localisation de la brèche dans le circuit primaire suppose d'estimer la chronologie des défaillances possibles du circuit et donc d'identifier la plus précoce. Ceci nécessite de connaître les conditions de température et les conditions mécaniques (chargements thermiques et mécaniques) qui s'exercent sur les composants du circuit (tubes des générateurs de vapeur, tuyauteries du circuit primaire, etc.) et le comportement des matériaux correspondants à haute température.

Les chargements mécaniques sont dus à la pression et aux dilatations thermiques des matériaux (les matériaux ne peuvent pas se dilater librement sous l'effet de la chaleur ; ils sont contraints de le faire d'une façon particulière notamment par ce qu'ils sont rattachés à d'autres équipements).

Les chargements thermiques dépendent principalement de trois facteurs :

- la puissance dégagée dans le cœur (puissance résiduelle et puissance dégagée par la réaction exothermique d'oxydation du Zr) ;
- les transports de chaleur hors du cœur et dans le circuit primaire par la vapeur d'eau surchauffée ;
- la puissance résiduelle dégagée par les produits de fission lors de leur transport dans le circuit primaire (voir le paragraphe 5.5 pour davantage de détail sur le transport des produits de fission dans le circuit primaire).

Pour déterminer les chargements thermiques, il est donc important de pouvoir modéliser les différentes boucles de convection ainsi que les phénomènes de relâchement, de transport et de dépôt de produits de fission dans le circuit primaire. D'autres éléments doivent également être modélisés pour évaluer correctement les chargements thermiques : le maintien ou non de l'injection d'eau aux joints des pompes primaires (la défaillance d'un joint peut conduire à une brèche du circuit primaire) ; le comportement des soupapes SEBIM de décharge du pressuriseur (une soupape bloquée ouverte après un certain nombre de cycles de fonctionnement entraînerait une dépressurisation du circuit primaire) ; la formation éventuelle de « bouchons » d'hydrogène dans la partie haute des tubes des générateurs de vapeur (l'hydrogène est principalement produit par l'oxydation du zirconium des gaines par la vapeur d'eau) conduisant à un blocage de la circulation des gaz.

Les études relatives aux accidents de fusion du cœur en pression comportent donc deux volets :

- un volet thermohydraulique visant à déterminer les températures (et accessoirement les pressions) dans les différentes parties du circuit primaire ;
- un volet mécanique s'appuyant sur les résultats des études thermohydrauliques et les propriétés des matériaux, visant à évaluer les instants et les lieux de défaillance du circuit primaire.

5.1.4.3. Programmes expérimentaux, modélisations et codes de calcul

L'ensemble des programmes de recherche portant sur la dégradation du cœur, les relâchements de produits de fission, l'écoulement du corium et la tenue du fond de la cuve alimentent plus ou moins directement les études relatives à la fusion du cœur en pression. Mais des programmes expérimentaux et des modélisations spécifiques de ce type de situation ont aussi été réalisés.

Les premiers programmes spécifiques à la fusion en pression ont été menés aux États-Unis au début des années 1980. Ils ont notamment mis en évidence, sur des maquettes, comment la circulation de gaz s'établit. Différents logiciels de calcul existants ont été modifiés pour modéliser cette circulation dans une géométrie simplifiée ; ils ont permis de mieux évaluer les évolutions des chargements thermiques sur les structures. Puis des études mécaniques aux éléments finis ont été menées en utilisant ces modélisations des chargements thermiques. Elles ont permis d'obtenir une modélisation plus fine de la réponse des structures aux différents chargements thermiques et mécaniques. Au début des années 2000, des essais mécaniques ont étayé cette approche et fourni des données pour la modélisation des soudures des boucles primaires.

L'accroissement des performances des moyens de calcul permet de réaliser des simulations de type CFD (*Computational Fluid Dynamics* ; résolution des équations de la mécanique des fluides en trois dimensions) pour calculer des champs de vitesse et de température dans les branches chaudes et les générateurs de vapeur à un instant donné. Ces méthodes peuvent permettre de suppléer partiellement aux manques de données expérimentales et aider à la mise au point de modèles simplifiés (on peut citer pour exemple l'évaluation du nombre de tubes directs et du nombre de tubes indirects dans les générateurs de vapeur).

5.1.4.3.1. Programmes expérimentaux

Essais Westinghouse : un programme d'essais a été réalisé par Westinghouse au début des années 1980, financé par l'institut américain EPRI (Electric Power Research Institute), concernant les circulations des gaz et les échanges thermiques lors d'un accident de fusion du cœur d'un réacteur à eau sous pression. Ces essais ont été réalisés dans une maquette au 1/7^e reproduisant une moitié d'un REP Westinghouse à quatre boucles (la maquette reproduisait la cuve, deux branches chaudes et deux générateurs de vapeur) et ont été réalisés avec de l'hexafluorure de soufre (SF_6) à la place de vapeur d'eau surchauffée (ce gaz se comporte comme la vapeur d'eau surchauffée dans les conditions de température et de pression voisines des conditions atmosphériques, ce qui simplifie grandement l'expérimentation). Les essais réalisés ont notamment permis de mettre en évidence les circulations dans les branches chaudes et les tubes des générateurs de vapeur, les mélanges entre les gaz chauds et les gaz plus froids dans les boîtes à eau d'entrée des générateurs de vapeur, ainsi que la stratification des gaz dans les branches chaudes. Ils ont aussi permis de quantifier certaines données relatives aux écoulements : le taux de mélange dans les boîtes à eau d'entrée des générateurs de vapeur, ainsi que le rapport entre le nombre de tubes

de générateurs de vapeur « directs » (où les gaz circulent de la boîte à eau d'entrée vers la boîte à eau de sortie) et le nombre de tubes de générateurs de vapeur « indirects » (où la circulation des gaz se fait en sens contraire). Ces essais ont fait l'objet de publications très partielles [68, 69] et ont servi à la qualification d'outils de calcul [70, 71]. Les essais ROSA, mentionnés plus loin, visent à apporter des informations complémentaires.

Programme MECI : le programme MECI, réalisé par le CEA entre 2000 et 2004 et financé par l'IRSN, a comporté :

- un volet visant à déterminer les propriétés mécaniques de matériaux constitutifs des circuits primaires ;
- la réalisation d'essais d'éclatement de tubes représentatifs des branches chaudes (maquettes à l'échelle 1/2) ;
- la réalisation d'essais d'éclatement de tubes de générateurs de vapeur (à l'échelle 1/1).

Grâce au volet de caractérisation des matériaux, les essais MECI ont permis d'enrichir les données disponibles sur les différentes nuances d'acier utilisées pour fabriquer les branches chaudes des circuits primaires, d'évaluer les incertitudes sur leur comportement au fluage, de déterminer les propriétés des matériaux utilisés lors des essais d'éclatement et de les comparer aux propriétés mentionnées dans la « littérature » (notamment un recensement des propriétés des matériaux du circuit primaire effectué par AREVA).

Les essais d'éclatement de tubes sous pression ont ensuite permis de valider des méthodes d'évaluation des instants de défaillance des structures. Ils ont été réalisés sur des tubes de générateur de vapeur et sur des éprouvettes tubulaires représentatives de la géométrie des branches chaudes (tubes droits à l'échelle 1/2) et de leurs différents matériaux. Ces tubes ont été soumis, à pression constante, à un chargement thermique de type « rampe de température » (échauffement à une vitesse constante de montée en température) jusqu'à leur éclatement.

Pour ce qui concerne les essais sur des éprouvettes représentatives des branches chaudes, le programme visait notamment à déterminer le comportement de diverses nuances de matériaux présentes dans les circuits primaires. Il a comporté des essais sur des maquettes réalisées avec un seul matériau (c'est-à-dire entièrement constituées d'acier 16MND5, nuance d'acier constituant les cuves des réacteurs français, ou d'acier 316L, nuance d'acier des composants des branches chaudes) et des essais sur des maquettes soudées représentatives des jonctions soudées réelles (jonctions entre les branches chaudes et la cuve, jonctions entre les différents composants d'une branche chaude, y compris les jonctions avec les générateurs de vapeur). Deux types de soudures ont ainsi été étudiés : les liaisons « homogènes » (LH), représentées par un assemblage soudé de deux tubes en acier 316L (étude des liaisons entre composants d'une branche chaude à l'échelle 1/2) et les liaisons bimétalliques (LBM), représentées par la jonction soudée de deux demi-maquettes en acier 16MND5 et 316L (étude des liaisons entre les branches chaudes et la cuve du réacteur).

La grille d'essais est présentée dans le tableau 5.1. La première colonne indique le matériau constitutif, la seconde l'épaisseur du tube, la troisième la contrainte dite de membrane (σ en mégapascals ; la contrainte est une pression « mesurant » l'effet des efforts appliqués sur la structure) et la quatrième la pente de la montée en température (en degrés par seconde).

Pour ce qui concerne les essais relatifs aux tubes de générateur de vapeur, deux chargements de pression ont été étudiés, correspondant, l'un au cas d'un circuit secondaire en pression, l'autre au cas d'un circuit secondaire dépressurisé. Ces essais ont été reproduits pour diverses rampes de température, avec des tubes sains ou avec des tubes comportant un défaut de type entaille ou méplat (tableau 5.2). On peut noter cependant que de tels défauts sont obtenus par usinage de pièces et ne sont pas complètement représentatifs des défauts constatés sur les REP.

Tableau 5.1. Grille des essais d'éclatement de maquettes de type « branche chaude ».

Matériau	Épaisseur (mm)	σ (MPa)	dT/dt (°C/s)
316L	10,5	107	0,2
316L	10,5	107	0,05
316L	15	75	0,2
316L	15	75	0,05
16MND5	10,5	107	0,2
16MND5	10,5	107	0,05
16MND5	15	75	0,2
16MND5	15	75	0,05
LBM (16MND5L/316L)	15	75	0,2
LBM (16MND5L/316L)	15	75	0,2
LBM (16MND5L/316L)	15	75	0,05
LBM (16MND5L/316L)	15	75	0,05
LH (316L/316L)	15	75	0,2
LH (316L/316L)	15	75	0,2
LH (316L/316L)	15	75	0,05
LH (316L/316L)	15	75	0,05

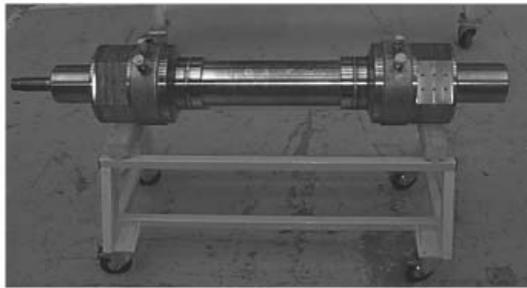
Tableau 5.2. Grille d'essais d'éclatement de tubes de générateur de vapeur.

Repère échantillon	Pression interne (bar)		Rampe de montée en température (°C/s)		Géométrie des défauts		
	80	150	0,05	0,1	Sans	Entaille	Méplat
0	•			•	•		
1	•			•	•		
2		•		•	•		
3		•	•		•		
4	•		•		•		
5		•		•		•	
6		•		•		•	
7	•			•		•	
8	•		•			•	
9		•	•			•	
10		•	•				•
11	•		•				•
12	•		•				•

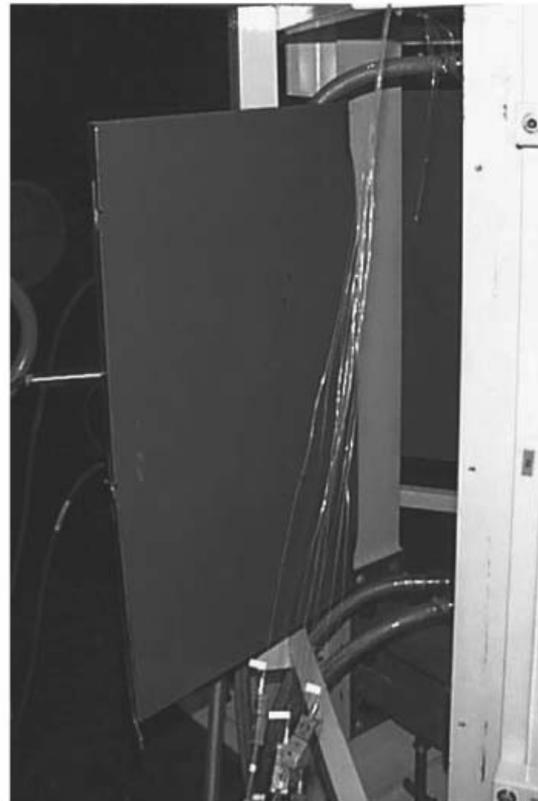
La figure 5.9 montre le dispositif expérimental et l'état d'une maquette de type « branche chaude » après l'essai.

Programme ROSA-V : le programme ROSA est un programme expérimental débuté en 1970 au Japon et dédié principalement à l'étude des phénomènes thermohydrauliques se produisant dans les réacteurs nucléaires à eau légère lors de scénarios accidentels. Le 5^e volet de ce programme, ROSA-V, a été mené entre 2005 et 2009 dans l'installation ROSA/LSTF de JAEA (Japan Atomic Energy Agency) et a impliqué de nombreux partenaires dont EDF, AREVA, le CEA et l'IRSN dans le cadre d'un accord quadripartite. L'objectif des essais était de contribuer au développement et à la validation des modèles thermohydrauliques implémentés dans les logiciels utilisés pour le calcul de transitoires accidentels pouvant se produire dans des centrales nucléaires de type REP en fournissant des « essais de référence », notamment pour l'étude des accidents de fusion du cœur en pression. Ces essais ont été utilisés pour réaliser des exercices d'inter-comparaison de logiciels de simulation de la thermohydraulique du circuit primaire et apprécier la capacité de ces logiciels à calculer la thermohydraulique du circuit primaire lors de transitoires accidentels. La boucle expérimentale ROSA/LSTF est une maquette au 1/48^e (pour ce qui est des volumes ; les dimensions verticales sont respectées) et à deux boucles d'un REP de 1 100 MWe à quatre boucles. Les derniers essais réalisés simulaient des phénomènes de convection naturelle en présence de vapeur d'eau surchauffée dans les boucles.

Programme ARTIST : le programme expérimental ARTIST-1 (pour *Aerosol Trapping in a Steam-Generator*), auquel a participé l'IRSN, a été lancé par l'institut Paul Scherrer (PSI, Suisse) en 2001. Il vise à reproduire la circulation et la rétention, du côté secondaire



▲ Tube 2 avant mise en place sur le banc



▲ Aperçu des dégâts, vue d'un bouclier endommagé



Détail d'une extrémité de la fissure ►

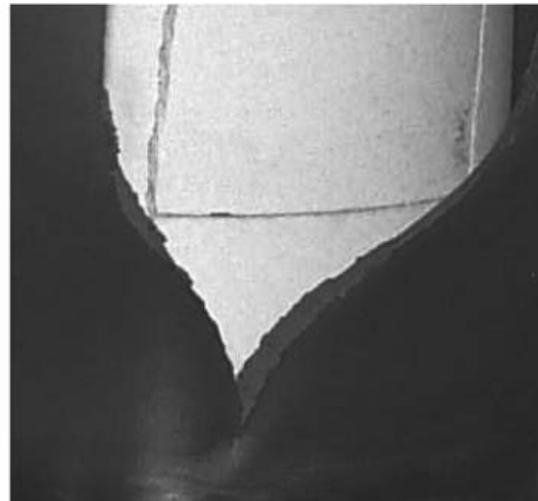


Figure 5.9. Aperçu de l'éclatement du tube n° 2 en acier 316L lors d'une rampe de température de $0,05 \text{ } ^\circ\text{C/s}$ et pour une contrainte de membrane de 107 MPa.

(partie froide) d'un générateur de vapeur, des produits de fission présents sous forme d'aérosols en cas de rupture d'un tube de générateur de vapeur ; l'objectif est de disposer d'une base de données expérimentales utilisable pour les études de sûreté ou pour le développement de modèles analytiques de rétention des produits de fission, notamment pour les accidents de fusion en pression conduisant à une rupture induite de tubes de générateurs de vapeur.

Le transport et la rétention des produits de fission dans les circuits primaire et secondaire sont traités en détail au paragraphe 5.5.3.1 du présent ouvrage.

5.1.4.3.2. Modélisations

Pour apprécier la tenue du circuit primaire, des logiciels dits « intégraux » sont utilisés pour simuler l'ensemble d'une séquence accidentelle (ces logiciels intégraux sont décrits au chapitre 8) et donc notamment pour évaluer les évolutions dans le temps des températures des différents composants du circuit primaire (les chargements thermiques). Compte tenu des possibilités actuelles de l'informatique, ces logiciels complexes utilisent généralement des modèles très simplifiés des circuits à une dimension pour le calcul des champs de température. Les calculs des chargements thermiques réalisés avec ces logiciels sont donc entachés d'incertitudes significatives.

En complément des logiciels intégraux, des logiciels spécifiques permettent d'obtenir des simulations locales beaucoup plus détaillées, notamment des champs de températures et de la circulation des gaz et d'affiner les évaluations des chargements thermiques. Les premières modélisations détaillées de la convection naturelle de la chaleur transportée par la vapeur d'eau dans les générateurs de vapeur côté primaire lors de transitoires accidentels remontent aux années 1980 [68]. Les progrès de l'informatique ont par la suite permis de réaliser des calculs CFD pour des études thermohydrauliques ou des calculs aux éléments finis pour les études thermomécaniques afin de modéliser plus précisément la convection sans recourir à des essais expérimentaux à grande échelle difficiles à mettre en œuvre.

► Modélisation de la fusion en pression dans les logiciels intégraux

Les logiciels intégraux présentés au chapitre 8 permettent de simuler l'ensemble des phénomènes pouvant intervenir lors d'un accident de fusion du cœur et notamment la dégradation du cœur et les circulations des fluides dans les circuits primaire et secondaire. Ils utilisent en général une représentation monodimensionnelle de ces circuits. Pour pouvoir simuler les circulations et les mélanges entre gaz chauds et gaz froids dans les boîtes à eau d'entrée des générateurs de vapeur, celles-ci sont représentées dans ce type de logiciel par plusieurs volumes et des transferts de gaz sont réalisés d'un volume à l'autre.

Les calculs réalisés avec le logiciel ICARE-CATHARE permettent d'évaluer la tenue mécanique de l'ensemble des composants du circuit primaire dans le cas d'un accident de fusion en pression en fonction des chargements thermiques calculés ; dans certains calculs, le risque de création d'une brèche au niveau des joints des pompes primaires est traité. Il est à noter cependant que le cas du blocage d'une soupape du pressuriseur en position ouverte n'a pas été examiné spécifiquement (mais sa modélisation ne poserait pas de problème). Les calculs menés avec le logiciel ont montré que, en cas d'existence d'un bouchon d'eau dans la branche intermédiaire du circuit primaire (voir la figure 5.8), celui-ci reste en place pendant toute la durée du transitoire accidentel. Par ailleurs, ils ont mis en évidence que le risque de formation d'un bouchon d'hydrogène en partie haute des tubes d'un générateur de vapeur pouvait être écarté.

Il faut cependant utiliser ces résultats de calcul avec précaution compte tenu des incertitudes sur les calculs des chargements thermiques. Ces incertitudes sont liées, d'une part aux modèles simplifiés utilisés pour les circuits, d'autre part à certaines simplifications inhérentes au logiciel ICARE-CATHARE : le transport et les éventuels dépôts des produits de fission relâchés lors de la dégradation du cœur n'y sont pas modélisés ; par ailleurs, le cœur est représenté de façon très simplifiée puisque les transferts de chaleur hors du cœur sont prédéfinis par l'utilisateur du code (des modélisations bidimensionnelles [axisymétriques] du cœur permettent de s'affranchir d'une telle simplification, mais ces modèles sont très coûteux en temps de calcul).

► Modélisation de la thermohydraulique du circuit primaire

L'approche décrite au paragraphe précédent conduit à modéliser les branches chaudes ou les boîtes à eau d'entrée des générateurs de vapeur par quelques éléments de volume (quelques dizaines au plus). Elle est donc simplificatrice par nature. En revanche, elle permet de simuler un transitoire accidentel de longue durée (plusieurs heures).

L'approche du type CFD conduit à modéliser ces zones à l'aide de milliers de mailles et permet donc de simuler numériquement la circulation des gaz dans une boucle du circuit primaire de façon plus réaliste qu'avec un logiciel « intégral ». Elle conduit à des temps de calculs longs, ce qui rend le calcul d'une séquence accidentelle complète impossible. Il faut se limiter à étudier la circulation des gaz à un instant donné. L'approche CFD a été utilisée par l'US NRC (United States Nuclear Regulatory Commission) avec le logiciel FLUENT [71] et par l'IRSN avec les logiciels CFX et TRIO (dans le cadre d'une collaboration avec le CEA pour ce dernier) [72]. Les moyens de calcul actuels limitent le nombre de mailles des modèles. Le faisceau de tubes d'un générateur de vapeur (qui comporte plusieurs milliers de tubes) est modélisé par un faisceau réduit (comportant environ 10 fois moins de tubes), composé de tubes équivalents dont les caractéristiques sont déterminées pour que, par exemple, la section de passage totale des tubes du faisceau équivalent soit égale à la section de passage totale des tubes du faisceau réel. La modélisation est limitée au circuit primaire : les échanges avec les circuits secondaires sont définis sous forme de conditions aux limites (c'est-à-dire qu'on se limite à définir la température, supposée uniforme, de la vapeur d'eau dans le circuit secondaire et un coefficient d'échange thermique permettant de calculer les flux thermiques entre les circuits primaire et secondaire). Les calculs de ce type permettent une vision détaillée des écoulements dans les tubes des générateurs de vapeur à un instant donné, et permettent d'évaluer certaines de leurs caractéristiques (taux de mélange dans une boîte à eau d'un générateur de vapeur, répartition des tubes des générateurs de vapeur entre tubes directs et tubes indirects).

Ce type de calculs conduit à des résultats plus précis des chargements thermiques qui peuvent ensuite être utilisés pour améliorer la modélisation de la thermique dans les logiciels intégraux ainsi que pour améliorer l'évaluation de la tenue mécanique des composants du circuit primaire. Des calculs réalisés avec le logiciel TRIO ont par exemple permis de mettre en évidence qu'à côté des tubes directs et indirects des générateurs de vapeur, il existait également un nombre important de tubes qui ne sont le siège d'aucune circulation gazeuse significative. Ces calculs ont également mis en évidence la possibilité

d'une triple stratification dans les branches chaudes, avec la présence d'une couche « tiède » entre les couches chaude et froide.

De plus, ils permettent d'obtenir des profils en trois dimensions des températures des gaz dans les boucles primaires. La figure 5.10 donne un exemple de profil thermique dans une branche chaude et un générateur de vapeur, calculé avec le logiciel TRIO-U. Les plages de couleur représentent les températures des gaz (degrés Kelvin). La vapeur d'eau surchauffée sortant de la cuve passe dans la moitié supérieure de la branche chaude, puis se refroidit lorsqu'elle pénètre dans la boîte à eau du générateur de vapeur en se mêlant à la vapeur d'eau plus « froide » qui s'y trouve. De la vapeur d'eau « relativement » froide revient vers la cuve en passant par la moitié inférieure de la branche chaude. Un calcul préalable réalisé avec un logiciel intégral fournit les « conditions aux limites » de cette simulation (débit et température des gaz chauds à l'entrée de la branche chaude ; température du circuit secondaire).

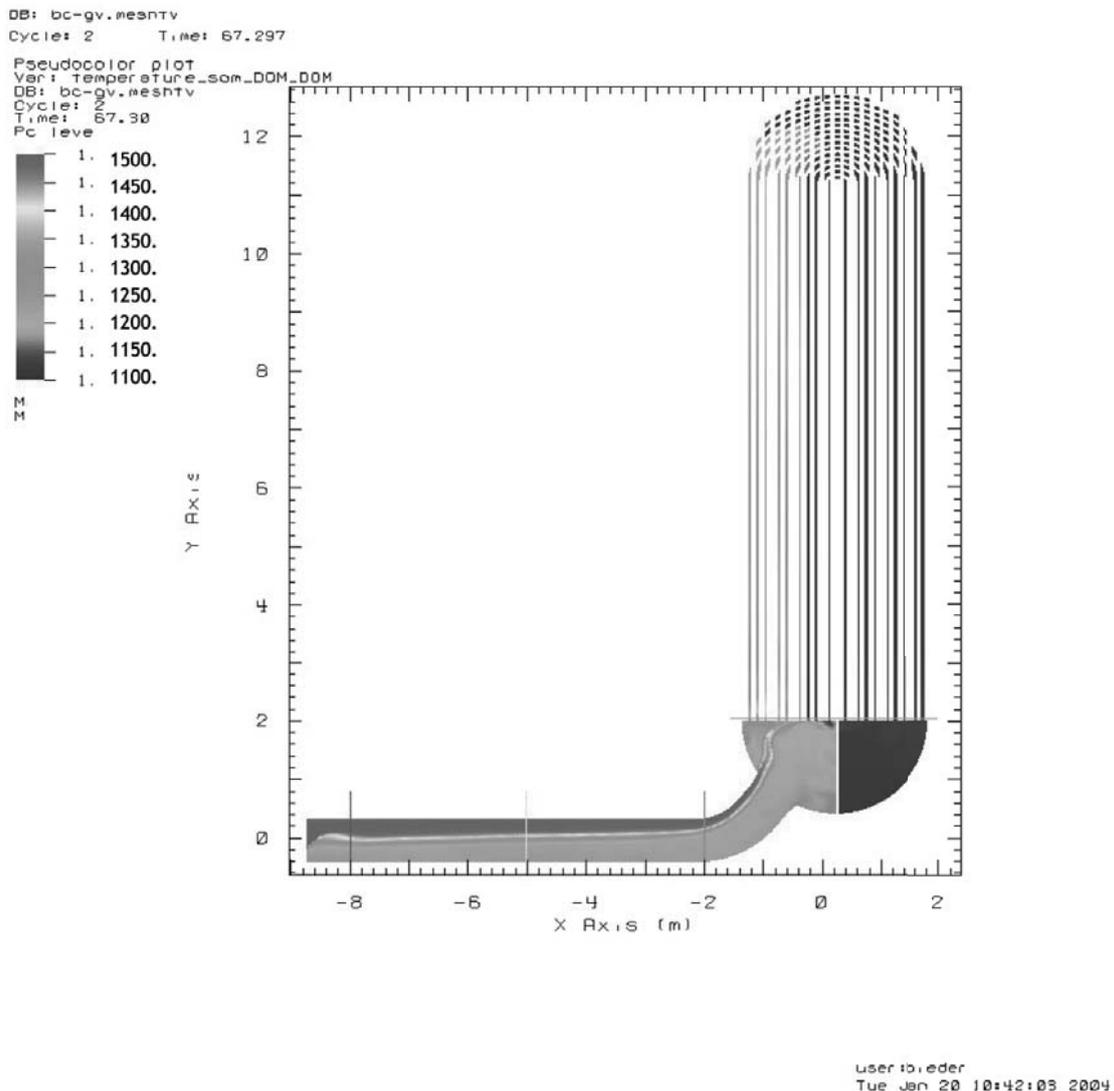


Figure 5.10. Exemple de champ thermique dans une branche chaude et le générateur de vapeur associé, déterminé par un calcul TRIO-U. L'échelle des températures est en degrés Kelvin.

L'US NRC a mené [72] des études similaires. Elle s'est particulièrement intéressée à l'étude des conséquences thermohydrauliques de fuites des tubes de générateur de vapeur existant avant l'accident et a montré que de telles fuites accroissent très significativement le risque de défaillance au niveau des tubes de générateur de vapeur.

► Modélisation du comportement mécanique des composants du circuit primaire

Pour simuler les phénomènes mécaniques, des calculs aux éléments finis ont été réalisés par le CEA pour l'ensemble constitué par une branche chaude et le fond d'un générateur de vapeur avec le logiciel Cast3M à la demande de l'IRSN. Ils ont permis d'étudier les effets de la dilatation de la branche chaude sur les contraintes mécaniques et, par voie de conséquence, sur les instants et les lieux de défaillance de celle-ci. Le modèle développé a été utilisé en tenant compte d'une répartition spatiale « réaliste », fournie par des calculs CFD, des couches chaude et froide dans une branche chaude (c'est-à-dire en tenant compte du fait qu'une branche chaude n'est pas divisée en une moitié inférieure froide et une moitié supérieure chaude et en utilisant le profil géométrique de la zone de séparation obtenu par des calculs CFD). Une exploitation spécifique des résultats des calculs permet, dans une certaine mesure, de prendre en compte les incertitudes sur les propriétés des matériaux ainsi que les particularités des soudures.

La figure 5.11 présente une vue en coupe de l'endommagement d'une branche chaude à l'instant de la défaillance pour un chargement thermique spécifique (obtenu pour une simulation d'un scénario de perte totale des alimentations électriques). La branche chaude est soudée d'un côté à la cuve du réacteur par l'intermédiaire d'un manchon (visible sur la partie droite de la figure) et, de l'autre côté, au fond du générateur de vapeur par l'intermédiaire d'un coude et d'une tubulure en forme de tronc de cône (visibles sur la partie gauche de la figure). Le départ de la ligne d'expansion du pressuriseur qui relie la branche chaude au pressuriseur est visible au milieu de la figure.

Dans le calcul réalisé avec le logiciel Cast3M, la cuve et le générateur de vapeur ont été simulés par des conditions aux limites spécifiques.

Les couleurs représentent le niveau de dommage atteint. Le dommage est un coefficient dont la valeur est comprise entre 0 et 1 et qui se calcule en tout point du maillage et à chaque pas de calcul à l'aide de différents modèles propres au matériau. Une valeur de 1 correspond à une défaillance alors qu'une valeur de 0 correspond à une structure intacte. Ici, la rupture s'amorce au début de l'intrados du coude avant le générateur de vapeur.

5.1.4.4. Bilan et perspectives

La recherche a permis de progresser dans la compréhension des accidents de fusion du cœur en pression en développant une meilleure connaissance des chargements thermiques et mécaniques subis par les différents composants du circuit primaire et une meilleure connaissance du comportement mécanique de ces composants dans de telles situations. Compte tenu de la complexité des phénomènes mis en jeu, notamment des circulations de gaz dans le circuit primaire qui gouvernent les températures

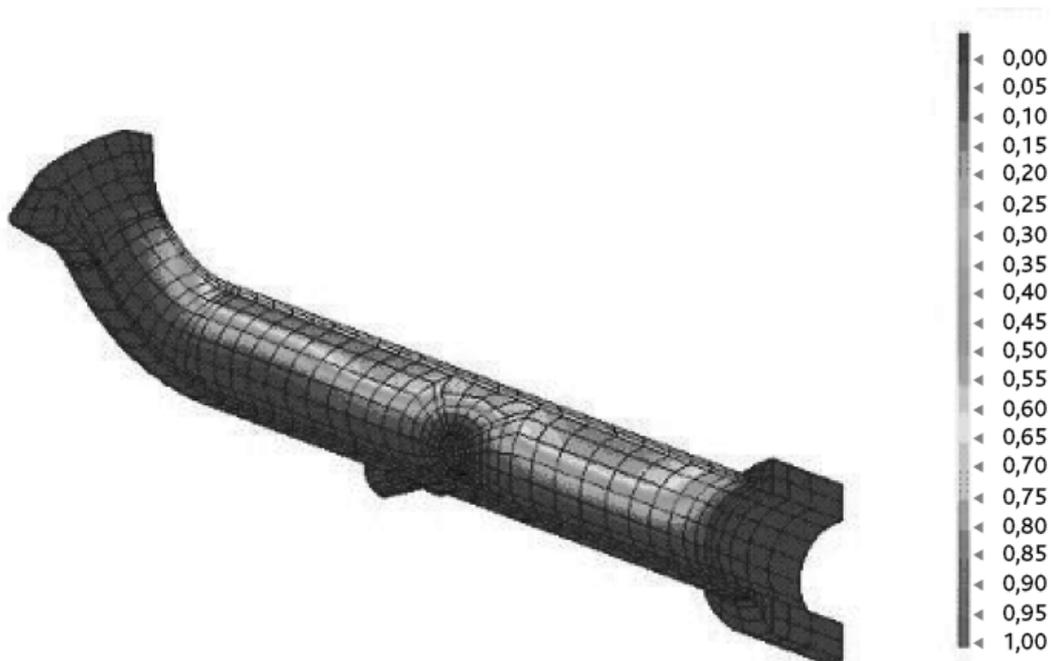


Figure 5.11. Calcul mécanique CAST3M concernant la tenue de la branche chaude. Niveau de dommage à l'instant de la « rupture » (voir texte pour plus de détail).

des composants de ce circuit, il reste difficile de prédire avec certitude à quel endroit la première défaillance du circuit primaire va intervenir. Les études réalisées par l'IRSN s'appuient sur les résultats de cette recherche ; elles tendent à indiquer que, lors d'un accident de fusion en pression, la première défaillance interviendrait au niveau d'un tube de générateur de vapeur lorsque les générateurs de vapeur sont dépressurisés du côté secondaire et au niveau des branches chaudes dans le cas contraire.

Pour les outils de modélisation, des progrès possibles concernent la validation des outils existants (notamment sur la base des résultats des essais ROSA), ou l'amélioration des modélisations 3D de la thermohydraulique du circuit primaire. En effet, seule une approche 3D peut permettre de rendre compte des phénomènes complexes de convection naturelle qui gouvernent l'échauffement du circuit primaire. En l'état, la modélisation de la mécanique des composants du circuit primaire est suffisante, compte tenu des incertitudes associées aux calculs des chargements thermiques.

Du point de vue de la sûreté des réacteurs de puissance de type REP, des dispositions visant à éviter un accident de fusion du cœur en pression ont été prises en France (comme dans d'autres pays) compte tenu des conséquences possibles de ce type d'accident, notamment en cas d'échauffement direct des gaz de l'enceinte (DCH). Ces dispositions incluent une dépressurisation volontaire du circuit primaire si possible avant la fusion du cœur. Cette dépressurisation peut se faire en ouvrant les vannes de décharge du pressuriseur. L'action de dépressurisation du circuit primaire est inscrite dans les procédures de conduite accidentelles et est à réaliser de manière immédiate par les opérateurs de conduite dès l'utilisation du guide d'intervention en accident grave (GIAG, voir § 4.3.3.4).

Il est à noter qu'une modification de la commande d'ouverture des vannes de décharge du pressuriseur a été décidée pour les réacteurs de 900 MWe à réaliser lors de leurs troisièmes visites décennales pour fiabiliser leur fonctionnement et donc la possibilité de dépressuriser le circuit primaire lors d'un accident avec fusion du cœur.

Pour le réacteur EPR, des dispositions de conception ont été prises visant à « éliminer pratiquement » les accidents de fusion du cœur en pression. Celles-ci ont été décrites au paragraphe 4.3.4.2.

Références

- [1] B. Adroguer *et al.*, Core Loss During a Severe Accident (COLOSS project), *Proceedings of the FISA-01 meeting*, Luxembourg, Nov. 2001.
- [2] B. Adroguer *et al.*, Corium Interactions and Thermochemistry, *CIT project, FISA-99 Symposium*, Luxembourg, EUR 19532 EN, Nov. 1999.
- [3] C.M. Allison, J.L. Rempe, S.A. Chavez, Final design report on SCDAP/RELAP5 model improvements – debris bed and molten pool behavior, INEL-96/0487, December 1996.
- [4] J. Broughton, P. Kuan, D. Petti, E. Tolman, A Scenario of the Three Mile Island Unit 2 Accident, *Nuclear Technology* **87**, 34-53, 1989.
- [5] B. Clément, N. Hanniet-Girault, G. Repetto, D. Jacquemain, A.V. Jones, M.P. Kissane, M.P. von der Hardt, LWR severe accident simulation: synthesis of the results and interpretation of the first Phebus FP experiment FPT0, *Nuclear Engineering and Design* **226** (1), 5-82, 2003.
- [6] E.W. Coryell, Summary of Important Results and SCDAP/RELAP5 Analysis for OECD LOFT Experiment LP-FP-2, NUREG/CR-6160, NEA/CNSI/R(94)3, EGG-2721, April 1994.
- [7] F. Fichot, O. Marchand, P. Draï, P. Chatelard, M. Zabiégo, J. Fleurot, Multi-dimensional approaches in severe accident modelling and analyses, *Nuclear Engineering and Technology* **38** (8), 733-752, 2006.
- [8] R.D. Gasser, R.O. Gauntt, S.C. Boursier *et al.*, Late-phase melt progression experiment: MP-2. Results and analysis, Report NUREG/CR--6167; SAND--93-3931, 1997.
- [9] V. Guillard, F. Fichot, P. Boudier, M. Parent, R. Roser, ICARE/CATHARE coupling: three-dimensional thermal-hydraulics of severe LWR accident, *Proceedings of ICONE-9*, Nice, France, 2001.
- [10] S. Hagen, P. Hofmann, V. Noack, L. Sepold, G. Schanz, G. Schumacher, Comparison of the quench experiments CORA-12, CORA-13, CORA-17, Report FZKA 5679, 1996.

- [11] T. Haste *et al.*, Degraded Core Quench: A Status report, OCDE/GD(97)5, NEA/CSNI/R(96)14, August 1996.
- [12] T. Haste, K. Trambauer, Degraded Core Quench: Summary of Progress 1996-1999, NEA/CSNI/R(99)23, February 2000.
- [13] T. Haste, B. Adroguer, Z. Hozer, D. Magalon, K. Trambauer, A. Zurita, In-Vessel Core Degradation Code Validation Matrix, Update 1996-1999, OECD/GD(94)14, NEA/CSNI/R(95)21, 1996.
- [14] G.M. Hesson, N.J. Lombardo, J.P. Pilger, W.N. Rausch, L.L. King, D.E. Hurley, L.J. Parchen, F.E. Panisko, Full-length high-temperature severe fuel damage test No. 2. Final safety analysis, Report PNL—5547, 1993.
- [15] R. Hobbins, M. Russel, C. Olsen, R. Mc Cardell, Molten Material Behaviour in the Three Mile Island Unit 2 Accident, *Nuclear Technology* **87**, 1005-1012, 1989.
- [16] R. Hobbins, D. Petti, D. Osetek, D. Hagrman, Review of experimental results on light water reactor core melt progression, *Nuclear Technology* **95**, 287-307, 1991.
- [17] P. Hofmann *et al.*, Chemical-Physical Behaviour of Light water reactor core components tested under severe reactor accident conditions in the CORA facility, *Nuclear Technology* **118**, 200-224, 1997.
- [18] P. Hofmann, S. Hagen, G. Schanz, A. Skokan, Reactor Core Materials Interactions at Very High Temperatures, *Nuclear Technology* **87**, August 1989.
- [19] S.M. Jensen, D.W. Akers, Post-irradiation examination results from the LP-FP-2 center fuel module, Report EGG-M-90152; CONF-9005179—2, 1990.
- [20] D.A. Petti, Z.R. Martinson, R.R. Hobbins, C.M. Allison, E.R. Carlson, D.L. Hagrman, T.C. Cheng, J.K. Hartwell, K. Vinjamuri, L.J. Seifken, Power Burst Facility (PBF) severe fuel damage test 1-4 test results report, Report NUREG/CR-5163; EGG-2542, 1989.
- [21] L. Sepold, P. Hofmann, W. Leiling, A. Miassoedov, D. Piel, L. Schmidt, M. Steinbrück, Reflooding experiments with LWR-type fuel rod simulators in the QUENCH facility, *Nuclear Engineering and Design* **204** (1-3), 205-220, 2001.
- [22] I. Shepherd *et al.*, Investigation of Core Degradation, *COBE project, FISA-99 Symposium*, Luxembourg, EUR 19532 EN, Nov. 1999.
- [23] K. Trambauer, Coupling methods of thermal-hydraulic models with core degradation models in ATHLET-CD, ICON-6, © ASME 1998.
- [24] M.S. Veshchunov, K. Mueller, A.V. Berdyshev, Molten corium oxidation model, *Nuclear Engineering and Design* **235** (22), 2431-2450, 2005.
- [25] A.B. Wahba, International activities for the analysis of the TMI-2 accident with special consideration of ATHLET calculations, *Nuclear Engineering and Design* **118**, 43-53, 1990.

- [26] R. Wright, Current understanding of in-vessel core melt progression, *Proceedings of the Dubrovnik meeting*, IAEA-SM-296/95, 1995.
- [27] Progress Made in the Last Fifteen Years through Analyses of TMI-2 Accident Performed in Member Countries, Rapport NEA/CSNI/R(2005)1, 2005.
- [28] V. Asmolov *et al.*, RASPLAV Application Report, *OECD RASPLAV Seminar*, Munich (Germany), 2000.
- [29] K. Atkhen, G. Berthoud, Experimental and numerical investigations on debris bed coolability in a multidimensional and homogeneous configuration with volumetric heat source, *Nuclear Technology* **142** (3), 2003.
- [30] S.V. Bechta, B. Khabensky, V.S. Granovsky, E.V. Krushinov, S.A. Vitol, V.V. Gusev, V.I. Almiyashev, D.B. Lopukh, W. Tromm, D. Bottomley, M. Fisher, P. Piluso, A. Miassoedov, E. Alstadt, H.G. Willschutz, F. Fichot, Experimental Study of Interactions Between Suboxidized Corium and Reactor Vessel Steel, *Proceedings of ICAPP'06*, Reno, NV USA, June 4-8, 2006.
- [31] G. Berthoud, M. Valette, Description des lois constitutives de la version 3.2 du logiciel de prémélange MC3D, NT SMTH/LM2/99-39, 1999.
- [32] P. Chapelot, A.C. Grégoire, G. Grégoire, Final FPT4 Report, IRSN/DPAM-DIR 2004-0135, PH-PF IP-04-553, 2004.
- [33] T.C. Chawla, C.H. Chan, Heat Transfer from Vertical/Inclined Boundaries of Heat Generating Boiling Pools, *Journal of Heat Transfer* **104**, 465-473, 1982.
- [34] D.H. Cho, D.R. Armstrong, W.H. Gunther, S. Basu, Experiments on interactions between Zirconium-containing melt and water (ZREX): Hydrogen generation and chemical augmentation of energetics, *Proceedings of JAERI Conference*, 97-011, Japan, 1997.
- [35] V.V. Chudanov, A.E. Aksenova, V.A. Pervichko, Development of 3D unified computational tools to thermalhydraulic problems, *Proc. 10-th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-10)*, Seoul, Korea, October 5-9, 2003.
- [36] F. Fichot, V. Kobzar, Y. Zvonarev, P. Bousquet Mélou, The Use of RASPLAV Results in IPSN Severe Accident Research Program, in OECD-NEA, editor, *Proceedings of RASPLAV Seminar*, Munich, 2000.
- [37] F. Fichot, J.-M. Seiler, V. Strizhov, Applications of the OECD MASCA Project Results to Reactor Safety Analysis, MASCA Application Report, OECD-NEA, 2003.
- [38] F. Fichot, F. Duval, N. Trégourès, M. Quintard, The impact of thermal non-equilibrium and large-scale 2D/3D effects on debris bed reflooding and coolability, *Proceedings of NURETH-11 Conference*, Avignon, France, 2005.
- [39] B.D. Gasser, R.O. Gaunt, S. Bourcier, Late Phase Melt Progression Experiment MP-1. Results and Analyses, NUREG/CR-5874, SAND92-0804, 1992.

- [40] D. Magallon, The FARO programme recent results and synthesis, *Proceedings of CSARP Meeting*, Bethesda, USA, 1997.
- [41] F. Mayinger *et al.*, Examination of thermo-hydraulic processes and heat transfer in core melt, Final Report BMFT RS 48/1. Technical University, Hanover, Germany, 1975.
- [42] M. Salay, F. Fichot, Modelling of metal-oxide corium stratification in the lower plenum of a reactor vessel, *Proceedings of NURETH11 Conference*, Avignon, France, 2005.
- [43] P. Schäfer, M. Groll, W. Schmidt, W. Widmann, M. Bürger, Coolability of Particle Beds: Examination and Influence of Friction Laws, *International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP'04)*, Pittsburgh, PA, USA, June 13-17, 2004.
- [44] J.M. Seiler, K. Froment, Material effects on multiphase phenomena in late phases of severe accidents of nuclear reactors, *Multiphase Science and Technology* **12**, 117-257, 2000.
- [45] A.V. Stepanyan, A.K. Nayak, B.R. Sehgal, Experimental Investigations of Natural Convection in a Three-layer Stratified Pool with Internal Heat Generation, *Proceedings of NURETH11 Conference*, Avignon, France, 2005.
- [46] S. Vandroux-Koenig *et al.*, TOLBIAC version 2.2 code description, NT SMTH/LM2/99-36, 1999.
- [47] M. Saito *et al.*, Melting attack of solid plates by a high temperature liquid jet – effect of crust formation, *Nuclear Engineering and Design* **121** (1), 11-23, 1990.
- [48] T.G. Theofanous *et al.*, Lower head integrity under steam explosion loads, *Nuclear Engineering and Design* **189** (1-3), 7-57, 1999.
- [49] B.R. Sehgal *et al.*, Assessment of reactor vessel integrity (ARVI), *Nuclear Engineering and Design* **235** (2-4), 213-232, 2005.
- [50] J.R. Wolf *et al.*, OECD-NEA-TMI-2 Vessel Investigation Project, Report TMI V(93)EG10, 1993.
- [51] L.A. Stickler *et al.*, OECD-NEA-TMI-2 Vessel Investigation Project. Calculations to estimate the margin-to-failure in the TMI-2 vessel, Report TMI V(93)EG01, 1993.
- [52] T.Y. Chu *et al.*, Lower Head Failure Experiments and Analyses, NUREG/CR-5582, SAND98-2047.
- [53] L.L. Humphries *et al.*, OECD Lower Head Failure Project Final Report, OECD/NEA/CSNI/R(2002)27.
- [54] V. Koundy, N.H. Hoang, Modelling of PWR lower head failure under severe accident loading using improved shells of revolution theory, *Nuclear Engineering and Design* **238**, 2400-2410, 2008.

- [55] V. Koundy *et al.*, Progress on PWR lower head failure predictive models, *Nuclear Engineering and Design* **238**, 2420-2429, 2008.
- [56] L. Nicolas *et al.*, Results of benchmark calculations based on OLHF-1 test, *Nuclear Engineering and Design* **223**, 263-277, 2003.
- [57] OLHF Seminar 2002 - Nuclear Safety – NEA/CSNI/R(2003)1.
- [58] Sehgal *et al.*, Assessment of reactor vessel integrity (ARVI), *Nuclear Engineering and Design* **221** (1-3), 23-53, 2003.
- [59] Sehgal *et al.*, Assessment of reactor vessel integrity (ARVI), *Nuclear Engineering and Design* **235** (2-4), 213-232, 2005.
- [60] J. Devos *et al.*, CEA programme to model the failure of the lower head in severe accidents, *Nuclear Engineering and Design* **191**, 3-15, 1999.
- [61] V. Koundy *et al.*, Study of tearing behaviour of a PWR reactor pressure vessel lower head under severe accident loadings, *Nuclear Engineering and Design* **238**, 2411-2419, 2008.
- [62] P. Matheron, S. Chapuliot, L. Nicolas, V. Koundy, C. Caroli, Characterization of PWR vessel steel tearing under severe accident condition temperatures, *Nuclear Engineering and Design* **242**, 124-133, 2012.
- [63] V. Koundy, Défaillance du fond d'une cuve REP en situation accidentelle grave et programme de recherche sur la déchirure des matériaux de cuve française, Rapport scientifique et technique (RST), IRSN, 2008.
- [64] B. Autrusson, G. Cénérimo, Synthèse des études concernant le comportement mécanique du fond de cuve, Note technique DPEA/SEAC/97-069 – Référence non publique.
- [65] S. Brosi *et al.*, CORVIS. Investigation of light water reactor lower head failure modes, *Nuclear Engineering and Design* **168**, 77-104, 1997.
- [66] K. Ikonen, R. Sairanen, FEM Analysis of OLHF tests with and without penetration, *OLHF Seminar 2002*, Madrid, June 26-27, 2002 - (Paper from VTT, Nuclear Energy, Finland).
- [67] N. Tardif, Étude du comportement à haute température d'une fissuration instable dans l'acier 16MND5 et application au calcul de la rupture d'un fond de cuve en cas d'accident grave, thèse de doctorat, n° d'ordre 2009-ISAL-0105, LaMCoS – UMR CNRS 5259 – INSA de Lyon.
- [68] W.A. Stewart *et al.*, Experiments on natural circulation flows in steam generators during severe accidents, *Proceedings of the international ANS/ENS topical meeting on thermal reactor safety*. San Diego, 1986.
- [69] W.A. Stewart *et al.*, Experiments on natural circulation flow in a scale model PWR reactor system during postulated degraded core accidents, *Proceedings of the 3rd international topical meeting on reactor thermal hydraulics*, Newport, Rhode Island, October 1985.

- [70] B.R. Seghal, W.A. Stewart and Sha, Experiments on natural circulation during PWR severe accidents and their analysis, *International European Nuclear Society/ANS, Meeting on Reactor Safety*, Avignon, France, 1988.
- [71] C.F. Boyd, K. Hardesty, CFD predictions of severe accident steam generator flows in a 1/7th scale pressurized water reactor, *Proceedings of the 10th International Conference on Nuclear Engineering (Icne10)*, Arlington, Virginia, April 14-18, 2002.
- [72] C.F. Boyd, D.M. Helton, K. Hardesty, CFD analysis of full-scale steam generator inlet plenum mixing during a PWR severe accident, NUREG-1788, 2004.
- [73] H. Mutelle, U. Bieder, Study of severe accident natural gas circulation with the CDF code TRIO-U, *Technical meeting on use of CFD codes for safety analysis of reactor systems, including containment*, Pisa, November 11-14, 2002.
- [74] D.L. Knudson, C.A. Dobbe, Assessment of the potential for high-pressure melt ejection resulting from a Surry station blackout transient, NUREG/CR-5949, 1993.
- [75] <http://www.nea.fr/html/jointproj/rosa.html>
- [76] T. Takeda *et al.*, Analysis of the OECD/NEA ROSA project experiment simulating a PWR small break LOCA with high-power natural circulation, *Annals of nuclear energy* **36** (3), 386-392, 2009.
- [77] S. Güntay *et al.*, ARTIST: introduction and first results, *Nuclear engineering and design* **231** (1), 109-120, 2004.