

## 5.4. *Rétention et refroidissement du corium dans la cuve et hors de la cuve*

### 5.4.1. *Rétention du corium dans la cuve*

#### 5.4.1.1. **Phénomènes physiques et questions de sûreté associées**

La rétention du corium dans la cuve suppose le maintien de l'intégrité de la cuve en cas d'accident entraînant la fusion du cœur du réacteur.

La maintien du corium dans la cuve peut être le résultat soit d'un renoyage du cœur conduisant à un arrêt de la progression de sa fusion, soit d'un noyage du puits de cuve visant à évacuer la chaleur du corium (débris ou bain) lorsqu'il est dans le plénum inférieur de la cuve et à éviter ainsi une défaillance de cette dernière.

La recherche d'une rétention du corium dans la cuve est apparue possible après l'accident du réacteur de Three Mile Island 2 (TMI-2) survenu en 1979 (§ 7.1). Lors de cet accident, une partie du cœur (environ 20 tonnes de corium) s'est retrouvée dans le fond de la cuve et celle-ci n'a pas cédé [1]. La tenue de la cuve aux chargements thermiques induits par la puissance résiduelle dégagée par ce corium a été attribuée [2] au fait que la coulée du corium fondu au fond de la cuve s'est faite sous eau (cuve noyée et en pression (~100 bars)) mais ceci n'a pas pu être complètement confirmé.

Le renoyage d'un cœur pourrait cependant ne pas être bénéfique dans certaines conditions ; les différents phénomènes suivants pouvant survenir lors d'un renoyage :

- production massive de vapeur, associée à une production d'hydrogène et à une montée en pression du circuit primaire ;
- explosion de vapeur par interaction corium-eau ;
- poursuite de la fusion du cœur malgré l'apport d'eau ;
- relâchement plus rapide de produits de fission.

Un renoyage pourrait *a priori* intervenir dans toutes les configurations possibles du cœur (crayons intacts, crayons peu dégradés mais avec un ballonnement des gaines, crayons fondus ayant conduit à une ou plusieurs coulées de matériaux fondus, lit de débris, bain de corium, etc.). Il est donc nécessaire de déterminer ses effets sur le développement ultérieur de l'accident selon la configuration du cœur au moment où l'eau est injectée dans le cœur.

Pour ce qui concerne la possibilité de rétention du corium dans la cuve qui résulterait d'un noyage du puits de cuve (refroidissement par l'extérieur de la cuve), les études réalisées après l'accident de TMI-2 ont conduit, 15 ans plus tard, à des projets de réacteurs utilisant cette possibilité (notamment l'AP600 et l'AP1000 de Westinghouse aux États-Unis [3], l'APR1400 de KAERI en Corée du Sud et l'ESBWR européen). Cependant, la démonstration de l'efficacité d'un refroidissement externe pour retenir le corium dans la cuve reste délicate.

## 5.4.1.2. Rétention du corium dans la cuve par noyage du circuit primaire

### 5.4.1.2.1. Phénomènes physiques mis en jeu et état des connaissances

#### ► Situations pour lesquelles les crayons sont intacts ou peu dégradés

En cas de renoyage du cœur alors que les crayons combustibles sont intacts ou peu dégradés (températures des crayons comprises entre 1 200 °C et 1 800 °C environ), une forte production d'hydrogène est possible comme l'ont montré les résultats des essais QUENCH réalisés par Forschungszentrum Karlsruhe (FzK) en Allemagne (le programme a été décrit au § 5.1.1.3.1). La vitesse de la réaction d'oxydation des gaines par la vapeur d'eau est fonction de la température des gaines et du débit de vapeur d'eau traversant le cœur, lui-même lié à la progression du front de trempe. Les logiciels actuels évaluent de façon satisfaisante la progression du front de trempe pour une géométrie de crayons combustibles intacts, situation pour laquelle de nombreux résultats expérimentaux ont permis de valider la modélisation [25] (notamment les essais PERICLES réalisés au CEA et les essais RBHT réalisés à l'université de Pennsylvanie aux États-Unis). La précision des modèles thermohydrauliques est encore suffisante lorsqu'apparaissent les premières déformations de gaines de crayons ou les premières coulées de matériaux fondus (en effet, ces déformations ne sont pas suffisamment importantes pour conduire à des perturbations significatives des écoulements). Les principales incertitudes de calcul sont alors dues à des imprécisions relatives à la géométrie des crayons au moment du renoyage (en particulier, à la surface d'échange) et aux lois d'échange thermique associées. Pour ces configurations où la géométrie du cœur est peu modifiée, si le débit d'eau est suffisant, l'arrêt de la progression de la dégradation du cœur est probable, à condition que le renoyage n'entraîne pas, du fait du choc thermique, la destruction mécanique et l'écroulement d'une part importante des crayons combustibles ; en effet, le lit de débris obtenu dans ces conditions pourrait ne plus pouvoir être refroidi correctement. Les conditions d'écroulement des crayons combustibles ainsi que la taille des débris qui en résulteraient sont inconnues mais des données intéressantes à ce sujet ont été déduites des résultats des essais du programme OCDE réalisé dans le réacteur HALDEN de l'Institut pour les technologies de l'énergie de Norvège (accumulation de débris de pastilles combustibles irradiées dans un crayon gonflé lors d'un APRP). Le programme d'essais ISTC-1648, financé dans le cadre de l'ISTC (International Science and Technology Centre) et conduit par NIIAR en Russie (Scientific Research Institute of Atomic Reactors), visant à étudier le renoyage d'un tronçon de crayon irradié (§ 5.1.1.3.1) a également apporté des éléments. Les éléments obtenus peuvent être résumés comme suit, de manière schématique, en distinguant trois gammes de températures des crayons combustibles :

- en dessous de 1 200 °C, il est peu probable que se produise une fragmentation des crayons combustibles et le dégagement d'hydrogène dû à l'oxydation des gaines est faible ; le refroidissement du cœur peut alors être assuré si le débit d'eau est suffisant ;
- entre 1 200 °C et 1 600 °C, les crayons combustibles peuvent être fragmentés et s'effondrer en formant un lit de débris si la gaine a été fragilisée par une oxydation

importante ; si les crayons ne s'effondrent pas, la production d'hydrogène reste réduite et le refroidissement du cœur peut sans doute être assuré si le débit de vapeur est suffisant ;

- au-dessus de 1 600 °C, l'oxydation des gaines en zircaloy conduit à un emballement de la réaction d'oxydation avec pour conséquences une forte production d'hydrogène et une forte dégradation des crayons accompagnée éventuellement de coulées de matériaux liquéfiés. Le refroidissement du cœur peut ne plus être assuré, au moins localement, là où les coulées de matériaux fondus se sont produites.

### ► Situations avec formation d'un lit de débris

Dès lors que les crayons combustibles se sont effondrés dans le cœur, les fragments de combustible forment un milieu poreux appelé lit de débris ; la formation d'un lit de débris augmente sensiblement les pertes de charge et rend beaucoup plus difficile l'accès de l'eau aux zones effondrées. Lorsque l'eau de renoyage ne peut pas atteindre certaines parties du lit de débris, ces parties ne peuvent être refroidies que si le débit de vapeur produit en aval, au niveau du front de trempe, est suffisant ; sinon, elles s'échauffent jusqu'à leur température de fusion, ce qui donne naissance à un bain fondu. Il est à noter qu'un lit de débris peut aussi se former au fond de la cuve, lors de la coulée du corium dans l'eau. La puissance maximale qui peut être évacuée d'un lit de débris par de l'eau, avant assèchement et fusion, est appelée « flux critique » (elle est rapportée à 1 m<sup>2</sup> de surface supérieure du lit de débris). Les phénomènes intervenant lors du renoyage d'un lit de débris sont compris de manière satisfaisante car de nombreuses expériences et modélisations ont été réalisées depuis les années 1980, mais seuls des modèles points ou 1D validés sur les résultats d'expérimentation 1D ont été élaborés. Il subsiste des incertitudes sur l'extrapolation des résultats des calculs de renoyage à des géométries multidimensionnelles et hétérogènes. En particulier, des calculs et des observations expérimentales (malheureusement incomplètes) laissent supposer que la puissance extraite d'un lit de débris pour une configuration multidimensionnelle pourrait être plus élevée que la puissance extraite d'un lit de débris pour une configuration monodimensionnelle (jusqu'à un facteur 2) et que, même après assèchement du lit de débris, le débit de vapeur traversant le lit permettrait de maintenir une partie des débris en dessous de la température de fusion. Cependant, les incertitudes restent grandes puisque, dans le cas de l'accident de TMI-2 (exposé en détail § 7.1), c'est probablement à cause de l'hétérogénéité des débris formés (présence de « poches » liquides) et de la présence de débris de petite taille (< 1 mm) que la progression de la fusion du corium n'a pas pu être évitée après le renoyage. Le renoyage d'un cœur fortement dégradé ou d'un lit de débris reste mal modélisé par les logiciels de calcul.

Les principaux modèles thermohydrauliques multidimensionnels existants pour un milieu poreux sont intégrés dans les logiciels ICARE/CATHARE (IRSN), WABE (IKE/GRS) et MC3D (CEA/IRSN). Les effets multidimensionnels, notamment sur la puissance extraite par renoyage, restent à confirmer expérimentalement à l'aide de dispositifs expérimentaux de taille suffisante, permettant des mesures fiables des températures locales et de la production de vapeur d'eau pendant le renoyage. C'est précisément

l'objectif du programme expérimental PEARL lancé par l'IRSN en 2010, en partenariat avec EDF, et avec une participation du réseau européen SARNET-2.

### ► Situations avec présence d'un bain de corium liquide

Que s'est-il passé lors de l'accident de TMI-2 ? Au moment de la coulée du corium vers le fond de la cuve, celle-ci était remplie d'eau. Quelques dix tonnes de corium sous forme d'oxyde ( $\sim 1 \text{ m}^3$ ) s'étaient écoulées sous forme compacte au fond de la cuve et quelques dix autres tonnes étaient sous forme de débris au-dessus du corium sous forme compacte. L'étude des échantillons de cuve prélevés a montré que la température du fond de la cuve était montée à environ  $1\,100 \text{ }^\circ\text{C}$  pour la surface interne au contact de la masse de corium compacte et à environ  $800 \text{ }^\circ\text{C}$  pour la surface externe. La pression interne dans la cuve était alors de l'ordre de 100 bars. La cuve s'est ensuite refroidie très lentement. Tous les calculs thermiques ont montré que, en supposant un contact parfait entre le corium compact et la cuve, la température de celle-ci aurait dû continuer à monter, entraînant la défaillance de la cuve. L'explication qui a été avancée pour la tenue de la cuve suppose qu'un interstice (gap) se serait formé entre le corium et la cuve. La formation de cet interstice serait due à deux phénomènes :

- une ébullition de traces d'eau restant dans les porosités de l'acier, empêchant un contact entre le corium et l'acier ;
- un processus de dilatation différentielle entre le corium qui se solidifiait et la cuve qui s'échauffait.

L'intrusion et la circulation d'eau dans cet interstice auraient permis un refroidissement suffisant et durable de la cuve et évité ainsi sa défaillance.

Un certain nombre de travaux expérimentaux ont été réalisés pour conforter l'hypothèse de l'existence d'un interstice entre le corium et la cuve lors de l'accident de TMI-2. Des essais de coulée de corium dans des fonds de cuve (à petite échelle) contenant de l'eau ont été réalisés afin de reproduire expérimentalement les conditions de la coulée de corium de TMI-2 et d'analyser les résultats obtenus. De tels essais ont été entrepris par FAI (FAUSKE et associés, Illinois, États-Unis) [11], par JAERI (Japon) et par KAERI (Corée du Sud) [12]. Tous ces essais ont été conduits en utilisant un mélange de thermitite d'alumine pour simuler le corium. Des essais relatifs à la détermination du maximum de puissance (ou du flux critique) susceptible d'être évacué par de l'eau circulant dans un interstice entre le corium et la cuve ont été réalisés par IBRAE (Russie) [13], Siemens (Allemagne) [14] et KAERI [15].

Ces essais ne sont en fait pas très probants et la conclusion est que l'interstice ne se serait formé que par l'ébullition des traces d'eau, le processus de dilatation différentielle envisagé étant moins plausible. Par ailleurs, comme le suggère une analyse faite par le CEA [4], la possibilité d'évacuation de chaleur par ébullition d'eau dans un interstice est également très réduite ; elle ne permet pas d'expliquer de façon certaine pourquoi la cuve a résisté lors de l'accident de TMI-2.

De manière plus générale, pour un accident de fusion du cœur d'un réacteur de puissance, cette analyse du CEA montre que la quantité de chaleur (ou le flux

critique) qu'il est possible d'évacuer par ébullition d'eau dans un interstice est, en première approximation, proportionnelle à la racine carrée de la pression. Par exemple, pour un interstice de 3 mm et pour une pression de 1 bar, le flux critique est de l'ordre de  $0,02 \text{ MW/m}^2$  à comparer aux  $0,5 \text{ MW/m}^2$  qu'il serait nécessaire d'évacuer dans l'hypothèse où la moitié de la masse du cœur se trouverait au fond de la cuve sous la forme d'un bain de corium. La conclusion est qu'il y a trop d'inconnues sur les conditions réelles au fond de la cuve (présence permanente d'eau ou non, valeur du flux critique, existence d'un interstice en cas de fusion de la cuve, etc.) pour que le mécanisme de refroidissement par formation d'interstice soit considéré comme plausible pour la plupart des cas envisageables d'accident de fusion du cœur d'un réacteur REP à basse pression.

En l'absence de résultats expérimentaux plus pertinents, si le circuit primaire est dépressurisé, il semble difficile, en l'absence de renoyage du puits de cuve, de démontrer que le renoyage du circuit primaire permettrait d'éviter la défaillance de la cuve à partir du moment où un bain fondu de grande taille s'est formé dans le cœur.

#### 5.4.1.2.2. Programmes expérimentaux

Les principaux programmes expérimentaux réalisés pour étudier le renoyage du cœur d'un réacteur à eau sous pression sont LOFT-FP, PBF-SFD, CORA, QUENCH, ISTC 1648 (QUENCH) et PARAMETER. Une description sommaire de ces programmes figure au paragraphe 5.1.1.3.1.

#### 5.4.1.2.3. Bilan et perspectives

Deux documents de synthèse [22, 23] de 2005 et de 2006 font le point des connaissances concernant les différents risques associés au renoyage d'un cœur de REP. Les principales incertitudes y sont identifiées ainsi que les programmes de R&D qu'il serait nécessaire de mener.

Concernant la thermohydraulique et le comportement du combustible lors d'un accident de fusion du cœur, il est nécessaire de modéliser plus finement le développement de l'accident dans le cœur d'un réacteur de puissance. Cela implique une modélisation plus précise et plus détaillée des situations transitoires, en particulier pour les deux transitions « clés » : du cœur dégradé au bain fondu, puis du bain fondu dans le cœur au bain fondu au fond de la cuve. À ce sujet, les modèles de dégradation des crayons combustibles dans le cœur utilisés dans les logiciels s'appuient sur une description multidimensionnelle des transferts de matériaux pour mieux calculer les évolutions transitoires des matériaux dans la cuve du réacteur mais il manque des résultats expérimentaux d'essais à relativement grande échelle pour s'affranchir des effets d'échelle et valider ces modèles multidimensionnels.

Les trois points prioritaires à étudier sont :

1. l'évolution de la géométrie d'un cœur fortement dégradé ou d'un lit de débris lors d'un renoyage (peut-on refroidir ou non un cœur dégradé ?) : des essais seraient nécessaires pour préciser la progression du front de trempe dans un

cœur dégradé en fonction de la géométrie et notamment pour le cas d'un lit de débris, des paramètres géométriques des débris formés à partir des crayons combustibles irradiés. La distribution en taille des débris serait un résultat important et pourrait être obtenue à l'aide d'essais hors pile complémentaires, avec des crayons réels ; c'est notamment l'objectif des essais de renoyage du programme ISTC 1648 (QUENCH) réalisés avec des tronçons de crayons combustibles ;

2. l'évolution d'un lit de débris asséché et sa transformation en un bain fondu (si le refroidissement n'est pas possible) : il conviendrait notamment d'étudier les phénomènes de dissolution et d'oxydation qui ont un impact sur la stratification du bain ;
3. l'arrivée du corium dans le fond de la cuve, en particulier lorsque celui-ci est rempli d'eau : il conviendrait d'étudier la fragmentation, l'oxydation et le refroidissement du corium lors de son arrivée dans l'eau et lors de son étalement sur le fond de la cuve. Ces aspects ont été partiellement traités dans les programmes portant sur l'explosion de vapeur (§ 5.2.3).

### 5.4.1.3. Rétention dans la cuve avec noyage du puits de cuve

#### 5.4.1.3.1. Approche générale : quelques ordres de grandeur

Le maintien de l'intégrité de la cuve dans le cas d'un accident de fusion du cœur entraînant des coulées de corium fondu au fond de celle-ci dépend de :

- la tenue mécanique de la cuve en tous points, en particulier dans les zones soumises aux chargements thermiques les plus importants ;
- la tenue mécanique de la cuve si une explosion de vapeur due à une interaction corium-eau survenait à l'intérieur de la cuve.

Un calcul d'ordre de grandeur montre que les matériaux constituant un cœur de REP 900 occuperaient un volume de l'ordre de grandeur de la demi-sphère du fond de la cuve s'ils formaient, après dégradation du cœur, un amas très compact au fond de la cuve sans aucun volume mort (par exemple un bain de corium). En supposant que la puissance résiduelle de ces matériaux est de 20 MW et qu'ils délivrent un flux de chaleur uniforme, le flux de chaleur calculé à la périphérie du bain est de l'ordre de  $0,8 \text{ MW/m}^2$ . Ce flux de chaleur est extrêmement important et ne peut être extrait que s'il existe une convection efficace à la surface libre du bain de corium et aux interfaces entre le bain de corium et la cuve. Même dans ce cas, une partie de la paroi de la cuve serait fondue et son épaisseur solide résiduelle ne serait plus que de quelques centimètres. Un calcul simple montre également que, si ce flux de chaleur n'est pas extrait efficacement (par exemple s'il n'y a plus de circulation de vapeur au-dessus du bain de corium), la cuve est percée au bout de quelques minutes. Pour maintenir l'intégrité de la cuve, il faut donc qu'il soit possible d'extraire le flux de chaleur en provenance du bain de corium en tout point de la cuve. Cette condition

est nécessaire mais n'est pas suffisante : il faut également que la cuve amincie résiste mécaniquement. Compte tenu des faibles épaisseurs résiduelles d'acier, la cuve en effet ne peut pas résister à une pression élevée dans le circuit primaire qui doit donc être dépressurisé. La tenue mécanique de la cuve est donc appréciée à la pression finale après dépressurisation et en tenant compte des chargements thermomécaniques induits par le bain de corium. Elle doit également être appréciée pour un pic de pression dans le circuit primaire ; un tel pic de pression pourrait, par exemple, résulter d'une explosion de vapeur consécutive à un retour d'eau dans le circuit primaire sur un bain de corium au fond de la cuve [10].

#### 5.4.1.3.2. Tenue mécanique de la cuve selon la configuration du bain de corium

Pour apprécier la tenue mécanique de la cuve lorsqu'un bain de corium vient au contact de celle-ci lors d'un accident de fusion du cœur, son comportement est étudié pour les conditions aux limites jugées les plus pénalisantes : absence de renoyage de la cuve, coulée de toute la masse de corium dans le fond de la cuve et régime stationnaire pour la thermohydraulique du bain fondu. Ces conditions visent à maximiser le flux de chaleur reçu par la cuve.

La distribution du flux de chaleur sur la paroi de la cuve dépend de la configuration, stratifiée ou non, du corium au fond de la cuve. Pour définir les configurations possibles du corium pour un inventaire du cœur donné (masses d'oxydes, de zirconium et d'acier dans le cœur), la répartition des matériaux en couches fondues peut être faite selon leurs densités respectives. Cependant, d'autres paramètres ont un effet sur la configuration du bain de corium :

- le degré d'oxydation du zirconium (entre 25 % et 80 % selon les scénarios accidentels considérés, voir § 5.1.2.1) ;
- la masse d'acier fondue (entre quelques tonnes et quelques dizaines de tonnes) ;
- l'existence possible de couches solides (débris et croûtes solides) notamment aux interfaces du bain de corium.

L'une des configurations les plus critiques pour la cuve est la configuration où des métaux fondus de faible densité (contenant en majorité de l'acier) surnagent sur un bain de corium « oxydes » de densité élevée (masse volumique de l'ordre de 8 000 kg/m<sup>3</sup>) (figure 5.46). C'est la situation enveloppe en termes de chargements thermiques sur la cuve qui a été le plus étudiée et pour laquelle les conditions aux limites et les transferts de chaleur dans le bain ont été déterminés. C'est aussi cette configuration qui a servi de support aux premières études de refroidissement externe de la cuve (concept AP600 en particulier). Cette configuration sera ci-après dénommée « configuration de référence ».

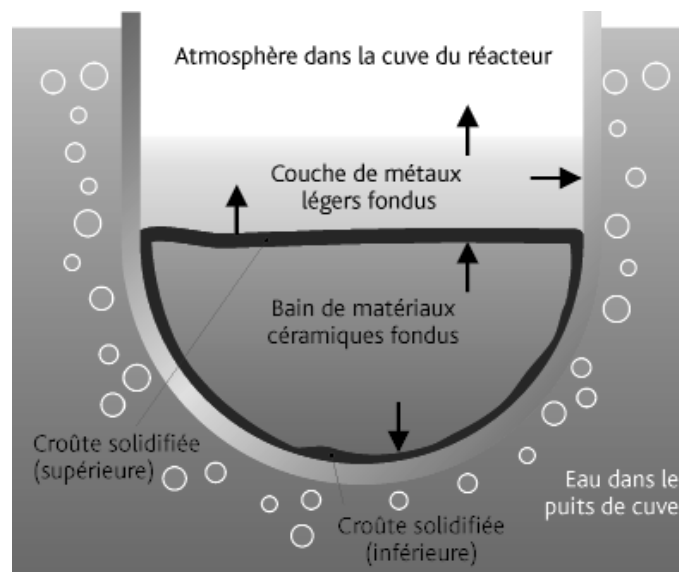


Figure 5.46. Configuration du bain de corium au fond de la cuve avec refroidissement externe.

#### 5.4.1.3.3. Étude de la configuration stratifiée du bain de corium

##### ► Distribution des flux de chaleur et refroidissement pour la configuration stratifiée

Pour une configuration donnée du corium, la distribution des flux de chaleur dépend des conditions aux limites entre la masse en fusion et la paroi solide (croûte ou acier de la cuve) et des coefficients de transfert de chaleur par convection naturelle. La détermination des températures à la frontière d'un bain de corium a fait l'objet de plusieurs études dont une synthèse est rapportée dans la référence [5]. La principale difficulté est liée au fait que les matériaux en fusion sont formés de mélanges d'oxydes et de métaux. La fusion de ces mélanges se produit sur un intervalle de températures qui peut être important et qui dépend de la composition du mélange. Pour un tel mélange, se pose la question de l'existence possible d'une zone pâteuse entre le bain liquide et la croûte solide au niveau de la paroi de la cuve, qui pourrait affecter les transferts de chaleur. Il a été montré [5] qu'en régime thermohydraulique permanent (c'est-à-dire lorsque les flux de chaleur sont établis), une telle zone pâteuse ne peut pas exister parce que la composition du bain devient homogène et sa solidification se produirait de la même manière que celle d'un corps pur (avec une interface plane entre le solide et le liquide). De plus, lorsque le refroidissement extérieur est suffisant, l'épaisseur de la croûte solide est constante (la vitesse d'avancée du front de solidification est nulle). Dans ce cas, la température à l'interface entre le liquide et le solide tend vers la température liquidus correspondant à la composition du mélange liquide. La séparation entre le solide et le liquide est nette. Cette conclusion a été confirmée expérimentalement par différents essais (PHYTHER au CEA (décrits dans [5] puis RASPLAV (Kurchatov Institute, Russie) [16], et SIMECO (Royal Institute of Technology, Suède). Le transitoire de solidification a été étudié à l'IRSN en 2005 [17].



L'hypothèse d'équilibre thermochimique pour déterminer les températures aux interfaces s'applique également à la couche métallique dans le cas d'un bain de corium stratifié : si la température liquidus correspondant à la composition de la couche métallique (formée principalement d'acier et de zirconium) est inférieure à la température de fusion de l'acier, l'acier peut être dissous par le métal fondu. La température d'interface avec l'acier solide de la cuve s'établit alors à cette température liquidus. En clair, selon la composition de la couche métallique liquide, la température de la paroi interne de la cuve pourra être sensiblement inférieure à la température de fusion de l'acier. Les températures à l'interface entre le liquide et le solide sont calculées à l'aide de logiciels thermodynamiques (comme GEMINI) en fonction de la composition de la couche liquide considérée. Le corollaire de ce choix est que le bain est complètement liquide et que les lois de transfert de chaleur déduites d'essais avec des matériaux simulants (corps purs comme l'eau) sont transposables aux matériaux réels.

Des corrélations de transfert de chaleur ont été déduites d'essais avec des matériaux simulants (BALI, COPO, ACOPO, RASPLAV-Salt, etc.) pour différentes configurations géométriques [9]. Des efforts ont également été faits pour valider des logiciels de calculs CFD en convection naturelle. Les résultats obtenus sont encourageants mais des améliorations sur la modélisation de la turbulence restent nécessaires pour améliorer la précision des résultats. Ainsi, l'utilisation de ces logiciels à l'échelle d'une cuve de réacteur de puissance donne des résultats avec un large intervalle d'incertitudes et il est préférable dans l'état actuel des connaissances d'utiliser une approche plus simple faisant appel à des corrélations déduites des essais.

### ► Ordre de grandeur des flux de chaleur et effet de concentration du flux

En ordre de grandeur, pour la configuration de référence représentée sur la figure 5.46 et en supposant que l'ensemble de la masse d'oxydes du cœur se retrouve au fond de la cuve, la puissance résiduelle se répartit de la manière suivante :

- la moitié de la puissance résiduelle dégagée dans le bain d'oxydes est transmise au fond de la cuve ;
- l'autre moitié est transmise du bain d'oxydes à la couche supérieure de métaux liquides.

En l'absence d'eau à l'intérieur de la cuve, la couche métallique transmet l'essentiel de la puissance reçue du bain d'oxydes et de la puissance dégagée en son sein à la paroi en acier de la cuve mouillée par la couche de métal liquide. La couche de métal peut donc jouer un rôle de concentration du flux de chaleur ("*focusing effect*" en anglais) à la surface de la paroi de la cuve mouillée par le métal liquide. Au droit de la couche métallique, le flux de chaleur est en première approximation inversement proportionnel à l'épaisseur de la couche métallique ; pour une épaisseur supérieure à environ 50 cm (ce qui correspond à environ 50 tonnes d'acier), le flux de chaleur reste inférieur à 1,5 MW/m<sup>2</sup>. L'intégrité de la cuve n'est assurée que si le flux de chaleur transmis à celle-ci peut être extrait par convection naturelle diphasique de l'eau de refroidissement à l'extérieur de la cuve ; ceci pose naturellement la question de la

valeur du flux critique sur la paroi externe de la cuve (valeur limite supérieure du flux de chaleur qu'il est possible d'extraire par un noyage externe de la cuve).

### ► Flux critique pour une circulation naturelle externe d'eau

Le flux critique associé au refroidissement externe de la cuve, en particulier au niveau de la couche métallique, va donc être le facteur limitant de l'évacuation de chaleur de la cuve. C'est pourquoi beaucoup d'efforts ont été faits au niveau international pour déterminer ce flux critique, puis essayer de l'augmenter. Différents essais ont été réalisés (avec des géométries 2-D ou 3-D et des modes de chauffage de la paroi différents) parmi lesquels les plus intéressants sont les essais ULPU (University of California, Santa Barbara) [19], les essais SULTAN (CEA) [18] et les essais du KAIST (Korea Advanced Institute of Science and Technologie, Corée du Sud).

Le premier phénomène qui détermine la valeur du flux critique en cas de renoyage du puits de cuve est la circulation de l'eau dans le puits de cuve en convection naturelle. Un simple renoyage du puits de cuve ne suffit pas pour refroidir la cuve : il faut organiser la circulation de l'eau de manière à « maximiser » le débit de liquide le long de la cuve. Ceci implique l'existence d'une « branche chaude ascendante » (la cuve) et d'une branche froide ; la géométrie de la cuve (rayon et forme sphérique ou elliptique du fond de la cuve) et la présence de matériaux isolants autour de la cuve peuvent affecter la circulation de l'eau et les pertes de charges. Le flux critique maximum est obtenu, pour une géométrie maximisant la circulation de l'eau et en l'absence d'éléments gênant les écoulements, lorsque le débit d'eau est suffisant pour que l'ébullition soit limitée au voisinage de la paroi dans la zone chauffante (pas d'ébullition en masse dans cette zone). Au-dessus de la zone chauffante en revanche, l'ébullition doit être plus importante pour créer un effet « cheminée » suffisant, la vapeur produite permettant d'entraîner le liquide et de maximiser l'écoulement. Si le débit d'eau n'est pas suffisant, l'ébullition se fait en masse au niveau de la zone chauffante et le flux critique diminue car la chaleur est alors extraite moins efficacement. Le débit d'eau ne peut cependant pas excéder le débit créé par l'effet cheminée lié à l'ébullition en masse au-dessus de la zone chauffante. Ce débit d'eau maximal correspond à un flux critique maximal d'une valeur de l'ordre de 1,5 MW/m<sup>2</sup>.

L'analyse des résultats des essais mentionnés plus haut montre une dispersion parfois importante des flux critiques estimés. Les résultats des essais ULPU conduisent à des valeurs voisines de 2 MW/m<sup>2</sup> (mais avec une grande dispersion des résultats expérimentaux) alors que ceux des essais SULTAN et KAIST indiquent des flux critiques sur une paroi verticale variant de 1,2 à 1,5 MW/m<sup>2</sup>.

Différents effets ont été étudiés en vue de déterminer des dispositions permettant d'augmenter le flux critique, en particulier, les effets liés à l'état de surface externe de la cuve. D'après certains auteurs [6], un dépôt de métal poreux ("*shoopage*") sur la surface externe de la cuve permettrait d'augmenter significativement le flux critique (jusqu'à un facteur de l'ordre de 2). Cette conclusion n'est cependant pas partagée et des vérifications expérimentales restent nécessaires.

### ► Limitation liée à la tenue mécanique de la cuve

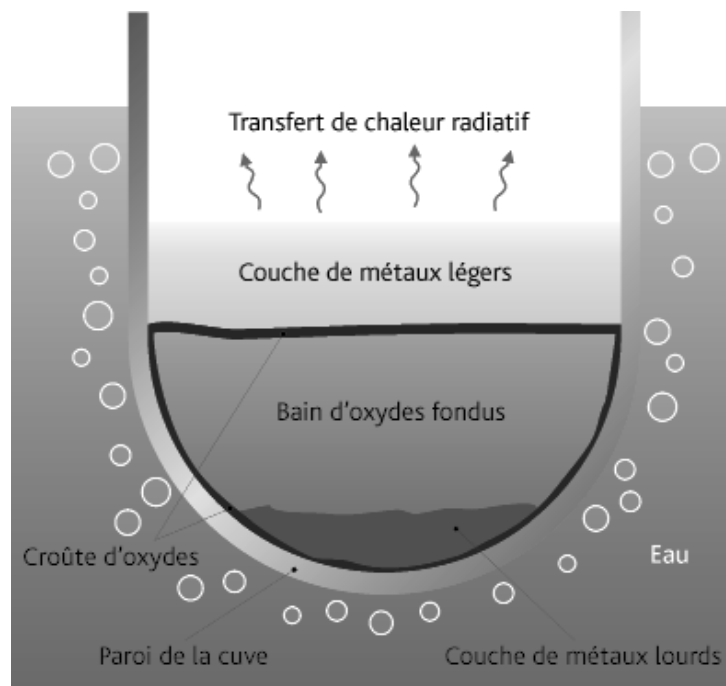
Pour un flux de chaleur de  $1,5 \text{ MW/m}^2$ , l'épaisseur de la cuve qui supporte la charge mécanique (c'est-à-dire où la température est inférieure à  $600 \text{ °C}$ ) est de 1 centimètre. Cette épaisseur permet d'assurer une tenue mécanique jusqu'à quelques dizaines de bars. Une augmentation du flux critique entraînerait une diminution inversement proportionnelle de l'épaisseur supportant la charge mécanique et, en conséquence, de la pression limite de tenue de la cuve. Ces considérations restreignent fortement l'intérêt des travaux visant à montrer des valeurs de flux critique supérieures à 2, voire  $3 \text{ MW/m}^2$ .

### ► Limitation liée à la masse minimale d'acier fondu

Un des paramètres clés déterminant l'épaisseur de la couche métallique au-dessus du bain d'oxydes et donc les chargements thermiques les plus importants sur la cuve est la masse d'acier fondu dans le corium qui résulte de la fusion du cœur. Pour un flux critique de  $1,3$  à  $1,5 \text{ MW/m}^2$ , l'épaisseur minimale d'acier fondu nécessaire pour éviter l'effet de concentration du flux thermique serait de l'ordre de 50 à 60 cm pour un REP de 1 000 MWe. Cette épaisseur correspond, pour les caractéristiques de ces réacteurs, à une masse d'acier fondu de l'ordre de 50 à 60 tonnes. D'après les études menées par Westinghouse pour les réacteurs AP600 et AP1000, une telle quantité d'acier se retrouverait dans le fond de la cuve après la fusion des structures internes inférieures et d'une fraction des parois de la cuve. Il apparaît en fait, à la lumière des enseignements tirés du programme OCDE MASCA [20], que des phénomènes physiques complexes pourraient réduire la masse de métaux et conduire à un effet de concentration du flux. Il s'agirait :

- du piégeage d'une partie des métaux liquides (ceux des structures internes inférieures par exemple) dans des débris solides d'oxydes ;
- d'une coulée d'une partie des métaux fondus au fond de la cuve du fait d'effets physico-chimiques liés à la présence de zirconium non oxydé (détaillés ci-après) ;
- pour une quantité de métaux fixée, ceci conduirait à une réduction de l'épaisseur de la couche métallique se trouvant à la partie supérieure du bain (figure 5.47).

Les effets physico-chimiques sont liés à la présence de zirconium non oxydé dans la phase métallique. Ce zirconium peut réagir avec le dioxyde d'uranium présent dans la phase d'oxydes et entraîner la formation d'une phase métallique d'uranium. Cette dernière, en se mélangeant à de l'acier liquide peut conduire à la formation d'une couche métallique liquide plus dense que le bain d'oxydes qui se retrouverait donc au fond de la cuve. L'utilisation de logiciels de thermodynamique (comme le logiciel GEMINI2 de Thermodata) permet de calculer les compositions de mélanges complexes d'oxydes et de métaux à l'équilibre à différentes températures. La détermination des densités des phases résultant de ces calculs permet d'estimer la masse maximale de métaux pouvant se retrouver sous un bain d'oxydes et, par différence, pour une quantité d'acier donnée, la masse de métaux présents dans la couche supérieure. Des calculs ont été réalisés par le CEA et l'IRSN avec cette méthode pour



**Figure 5.47.** Récupération du corium au fond de la cuve avec une stratification inversée des métaux et des oxydes.

quantifier les masses de métaux nécessaires pour éviter que le flux transmis par la couche de métaux à la cuve n'excède le flux critique [7]. Les calculs ont été faits pour différents types de réacteurs : les REP français de 900 MWe et de 1 300 MWe, les réacteurs AP600 et AP1000 développés par Westinghouse, et le réacteur coréen APR1400. Les résultats montrent qu'un paramètre essentiel est la fraction de zirconium non oxydé présente dans le bain fondu : plus celle-ci est importante, plus la masse d'uranium métallique produite est grande et plus la masse de métaux qui se retrouve au fond de la cuve est importante. La question du maintien du corium dans la cuve est donc d'autant plus complexe que la masse de zirconium métallique est grande. Les résultats des calculs sont également sensibles aux bases de données utilisées pour les calculs thermodynamiques ainsi qu'aux valeurs de flux critique à l'extérieur de la cuve. En particulier, pour des réacteurs de puissance supérieure à 600 MWe, il est nécessaire de mettre en place un dispositif de circulation naturelle permettant d'extraire un flux important.

Il est à noter que les études décrites ci-dessus sont réalisées pour une configuration de bain figée. La formation des couches métalliques et du bain d'oxydes induit nécessairement des transitoires de croissance de l'épaisseur de la couche de métaux et d'augmentation de la puissance dégagée par le bain d'oxydes. Ces transitoires qui ne sont pas traités dans les calculs pourraient conduire à atteindre le flux critique.

#### 5.4.1.3.4. Progrès possibles relatifs à la rétention du corium dans la cuve avec noyage du puits de cuve

Les études décrites au paragraphe précédent ne permettent pas à ce jour de montrer que le noyage du puits de cuve, pour un type de réacteur donné, permettrait d'assurer, pour tous les accidents de fusion du cœur envisageables, la rétention du corium dans la cuve. Il faudrait notamment étudier :

- des configurations plus réalistes du corium où la couche métallique peut occuper plusieurs positions (au-dessus ou au-dessous du bain oxydes) au cours du temps ;
- la possibilité d'un noyage externe (puits de cuve) et d'un renoyage interne de la cuve simultanés ;
- des situations pouvant entraîner plusieurs coulées successives du corium dans le puits de cuve pour lesquelles la distribution des flux de chaleur sur la cuve pourrait différer significativement de la situation très schématique considérée habituellement (voir la figure 5.46).

Un envoi d'eau sur un bain de corium dans la cuve pourrait éliminer l'effet de la concentration du flux. Les essais ANAIS réalisés au CEA [8] ont montré que, dans ce cas, il pourrait se produire une solidification de la couche métallique en surface et qu'une part importante de la puissance résiduelle serait alors transmise à l'eau. Les essais ANAIS ont également montré que le risque d'une explosion de vapeur serait, dans ces conditions, limité à la zone d'impact du jet d'eau sur le corium liquide. Une explosion importante consécutive à une accumulation d'eau apparaît peu vraisemblable dans la mesure où la surface du bain de corium serait solidifiée rapidement par un apport d'eau important.

Afin de mieux apprécier la possibilité de retenir le corium dans la cuve par un noyage du puits de cuve, il est nécessaire d'améliorer la modélisation de la coulée du corium vers le fond de la cuve et du développement du bain de corium au fond de la cuve.

Pour les réacteurs de 900 MWe et de 1 300 MWe, il n'existe pas à ce jour de dispositions permettant d'assurer, pour tous les accidents de fusion du cœur envisageables, la rétention du corium dans la cuve. La défaillance de la cuve (§ 5.1.3) et la possibilité de refroidir le corium hors de la cuve (§ 5.4.2) lors de l'interaction corium-béton, sont donc étudiées en détail.

Pour le réacteur EPR, le choix a été fait de mettre en place des dispositions spécifiques (le dispositif d'étalement et de refroidissement du corium, présenté § 5.4.3) afin d'assurer le refroidissement du corium hors de la cuve.

### 5.4.2. Refroidissement du corium sous eau au cours d'une interaction corium-béton

#### 5.4.2.1. Phénomènes physiques mis en jeu

Afin d'accélérer le refroidissement d'un bain de corium au cours d'une interaction corium-béton (ICB, § 5.3) et d'arrêter son développement, une possibilité serait d'apporter de l'eau dans le puits de cuve à la surface du corium.

Du fait de la température élevée de solidification du corium (autour de 2 400 K pour un corium contenant peu de béton), les échanges de chaleur par rayonnement entre le bain de corium et les parois du puits de cuve conduisent à la formation d'une croûte à la surface du corium. Cette croûte sera *a priori* plus épaisse si le corium est recouvert par de l'eau mais aura aussi pour effet d'isoler le bain de corium de l'eau et limitera donc les transferts de chaleur entre le corium et le réfrigérant. Des calculs d'ordres de grandeur montrent que, si les transferts de chaleur entre le bain et l'eau ne se faisaient que par conduction à travers la croûte, le ralentissement de l'érosion du béton dû à l'apport d'eau serait minime. Pour que le refroidissement du corium sous eau soit vraiment efficace, il serait nécessaire qu'interviennent d'autres modes de transfert de chaleur que la conduction. Les travaux de R&D menés sur le sujet (expérimentations, modélisations) ont pour objectif d'identifier et de quantifier l'efficacité de ces autres modes de transfert de la chaleur.

#### 5.4.2.2. Programmes expérimentaux

Les principaux programmes expérimentaux réalisés sur ce sujet sont les programmes effectués à l'Argonne National Laboratory (ANL, États-Unis) de 1989 à 2010 avec des matériaux réels (MACE [26], MSET [27], MCCI-OCDE [28, 29], ce dernier programme étant lui-même divisé en trois sous-programmes, SSWICS, MET et CCI, et le programme PERCOLA [30] du CEA avec des matériaux simulants. Les programmes ANL comportent des expériences globales et des essais à caractère plus analytique.

##### 5.4.2.2.1. Essais MACE et CCI

Ces essais globaux ont visé à étudier la possibilité de refroidir un corium lors d'une interaction corium-béton par apport d'eau à la surface du bain, avec des matériaux prototypes d'un corium formé lors d'un accident de fusion du cœur d'un réacteur de puissance. Trois essais ont été réalisés avec des dispositifs 1D (érosion du béton uniquement vers le bas : M1B, M3B, M4) et cinq essais avec des dispositifs 2D (érosion du béton vers le bas et sur les côtés : M0 du programme MACE, CCI-1, CCI-2, CCI-3, et CCI-4 du programme MCCI-OCDE). Le déroulement des essais a été sensiblement le même pour tous les essais ; il a impliqué en premier lieu la formation d'un bain de corium de composition représentative d'un accident de fusion du cœur d'un réacteur de puissance au début de l'interaction corium-béton par une réaction thermitique (réaction fortement exothermique impliquant pour ces essais un mélange d' $U_3O_8$ , de  $CrO_3$ , de CaO, de  $SiO_2$ , de silicium, de zirconium et d'aluminium) produisant un mélange fondu composé majoritairement d' $UO_2$  et de  $ZrO_2$  et d'une faible proportion d'oxydes représentatifs de l'érosion du béton (principalement  $SiO_2$ , CaO, etc.), d'alumine et d'oxyde de chrome. Le bain de corium est ensuite maintenu en fusion par chauffage direct. L'érosion du béton est obtenue d'abord par interaction corium-béton à sec. De l'eau est ensuite envoyée sur le corium après un délai ou une ablation maximale prédéfini, et l'interaction corium-béton se poursuit sous eau. L'efficacité de l'apport d'eau peut être appréciée en comparant les vitesses d'érosion du béton en l'absence et en présence d'eau et en mesurant le flux de chaleur à la surface du bain de corium (lié à la quantité de vapeur produite). La mesure de la température du bain est également un indicateur de l'effet de l'apport d'eau. Il faut toutefois se garder d'une extrapolation directe des résultats des essais au

cas d'un réacteur de puissance dans la mesure où ces essais comportent des aspects non représentatifs : en particulier le chauffage du corium est assuré par effet Joule dans le corium liquide alors que la puissance résiduelle est répartie, dans le cas d'un réacteur de puissance, entre le liquide (bain) et le solide (croûte).

Les essais précités ont permis de mettre en évidence plusieurs possibilités de refroidissement du corium par l'eau :

- lors de nombreux essais (M0, M3B, CCI2), une partie du bain de corium a été entraînée par les gaz produits par la décomposition du béton et éjectée au-dessus de la croûte supérieure du bain, et a formé un lit de débris (débris de taille centimétrique). Des essais analytiques ont montré par ailleurs qu'il est possible de refroidir des débris de cette taille dispersés dans de l'eau mais il n'est pas démontré que le refroidissement d'un lit de débris d'une épaisseur importante dégageant une puissance résiduelle significative soit aussi efficace que le refroidissement de débris dispersés ;
- sous l'effet des différences de température entre l'eau et le corium et des contraintes thermomécaniques, la croûte supérieure du bain peut se fissurer et l'eau peut alors pénétrer sous la croûte. Cette eau est susceptible de se propager dans le bain et de le refroidir complètement (mécanisme appelé "*water ingestion*" en anglais). Cependant, les modèles décrivant ce mécanisme [31] suggèrent que les fissures créées par les différences de température seraient trop petites pour que la pénétration d'eau puisse refroidir efficacement à elle seule un bain de corium. Néanmoins, la présence de fissures joue un rôle important dans le comportement thermomécanique de la croûte (les fissures diminuent la résistance mécanique des croûtes) et peut contribuer au refroidissement du corium ;
- un refroidissement efficace de la surface du corium a été mesuré lors de mises en contact direct d'eau et de corium liquide. Ce phénomène, très transitoire, pourrait intervenir lors de ruptures mécaniques brutales de la croûte ou au moment de l'arrivée de l'eau sur le bain de corium. Il pourrait cependant avoir été favorisé, lors des essais réalisés, par la géométrie du dispositif expérimental ; l'extrapolation directe de ce résultat au cas d'un réacteur de puissance n'est pas possible.

Dans ces conditions, il n'est pas possible de conclure quant à l'efficacité du refroidissement d'un bain de corium au cours d'une interaction corium-béton par un apport d'eau à la surface du bain pour le cas d'un réacteur de puissance, même s'il semble que les différents phénomènes évoqués ci-dessus soient de nature à ralentir l'érosion du béton. La réalisation d'essais plus représentatifs se heurte à des difficultés technologiques qui limitent la portée des expériences et l'étude des phénomènes :

- compte tenu de la taille réduite des dispositifs d'essais existants, il se forme dans la plupart des cas une croûte sur la partie supérieure du bain, qui s'ancre sur les parois de la section d'essais. Du fait de la progression du front d'érosion du béton, il s'ensuit une séparation entre le corium liquide et la croûte, cette séparation limitant l'efficacité d'une éjection de corium. Dans le cas d'un réacteur de puissance, de par la largeur du puits de cuve, il est plus probable que la croûte reste au contact du corium liquide ;

- le chauffage direct du corium fait qu'il n'est pas possible de chauffer les croûtes solides. La solidification observée lors des essais n'est donc pas représentative de celle qui pourrait se produire dans le cas d'un réacteur de puissance.

#### 5.4.2.2.2. Essai MSET

L'essai MSET, réalisé en 2001, visait à étudier l'éjection de corium à travers la croûte, mise en évidence lors des essais MACE. L'essai MSET a été réalisé avec des matériaux prototypes d'un corium formé lors d'un accident de fusion du cœur d'un réacteur de puissance, sans érosion de béton et avec apport d'eau sur la partie supérieure du bain. Le relâchement de gaz était simulé par l'utilisation d'un matériau poreux placé à la base du bain de corium, à travers lequel du gaz était injecté à un débit maîtrisé.

L'essai MSET a conduit à la formation d'un lit de débris mais aucune éjection de corium n'a été observée pour des vitesses superficielles des gaz inférieures à 10 cm/s ce qui a posé la question de l'efficacité d'un tel phénomène dans le cas d'un réacteur de puissance pour lequel on estime que la vitesse superficielle des gaz est inférieure à 5 cm/s lors de l'interaction corium-béton à long terme. Mais l'analyse des résultats de l'essai MSET a mis en évidence comme causes probables de ce comportement :

- l'ancrage de la croûte sur les parois de la section d'essai, entraînant une séparation entre le bain et la croûte ;
- la présence d'une fraction solide importante du fait de la température du bain (bien en dessous de la température du liquidus).

Les résultats de cet essai ne permettent donc pas d'apprécier l'importance de l'éjection de corium dans le refroidissement du corium lors d'une interaction corium-béton dans le cas d'un réacteur de puissance.

#### 5.4.2.2.3. Essais SSWICS

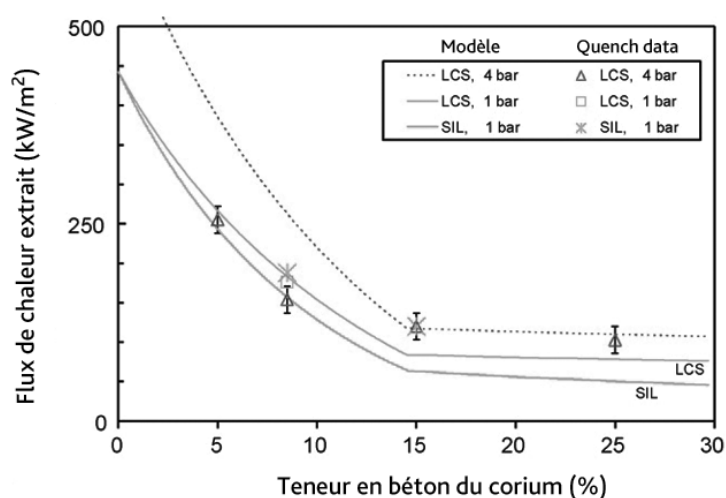
Les essais SSWICS [31] réalisés avec des matériaux prototypes d'un corium formé lors d'un accident de fusion du cœur d'un réacteur de puissance, visaient à étudier le mécanisme de pénétration de l'eau après fissuration thermomécanique de la croûte supérieure d'un bain de corium. Par ce mécanisme, de l'eau pénètre dans les fissures qui se forment dans la croûte supérieure lorsque l'eau froide entre en contact avec la croûte chaude ; le refroidissement du corium sous la croûte entraîne sa solidification ce qui augmente l'épaisseur de la croûte.

Les essais SSWICS à effets séparés ont été effectués sans chauffage du bain de corium, avec, pour certains essais, la possibilité de simuler le relâchement de gaz du béton. Le bain de corium, produit dans une section d'essai par une réaction thermitique voisine de celle décrite au paragraphe 5.4.2.2.1, reposait sur un support inerte. L'eau arrivait progressivement sur le bain de corium et la cinétique de refroidissement a été déduite du taux de vaporisation de l'eau. L'efficacité de la



pénétration d'eau a été évaluée en comparant le flux de chaleur extrait lors des essais et celui que l'on obtiendrait dans des conditions où seule la conduction interviendrait (refroidissement de la thermitite sans apport d'eau). La perméabilité de la croûte a été mesurée après les essais, ce qui a permis d'évaluer les flux extraits à l'aide de modèles dédiés.

Les essais réalisés (figures 5.48 et 5.49) ont permis de quantifier l'influence de la nature du béton (siliceux ou silico-calcaire), celle de la composition du bain de corium (entre 4 % et 25 % de béton en masse), celle de l'injection de gaz ainsi que celle de la pression (de 1 à 4 bars). Les galettes de corium obtenues à la fin des essais ont été tronçonnées et ont fait l'objet de tests de résistance mécanique.



**Figure 5.48.** Mesure du flux de chaleur extrait par la pénétration d'eau lors des essais SSWICS en fonction de la teneur en béton du corium (sans injection de gaz dans le corium) [31].



**Figure 5.49.** Aspect de la galette de corium resolidifié à la fin de l'essai SSWICS-11 réalisé avec une injection de gaz dans le corium [32], reproduit avec l'autorisation de l'OCDE.

Les principaux enseignements tirés des essais SSWICS sont les suivants :

- ces essais ont confirmé que la fissuration de la croûte supérieure et la pénétration d'eau dans ces fissures permettaient dans certains cas de refroidir le corium (augmentation de l'épaisseur de la croûte). Le refroidissement du corium n'est efficace, en l'absence d'injection de gaz, que pour de faibles teneurs en béton dans le corium (inférieures à 15 % en masse), conditions qui correspondraient pour le cas d'un réacteur de puissance à un apport d'eau intervenant rapidement après la coulée du corium dans le puits de cuve lors d'un accident de fusion du cœur. Les essais ont également montré les effets d'une injection de gaz dans le corium ; en effet, les derniers essais du programme réalisés avec un écoulement de gaz à contre-courant dans le corium ont montré un refroidissement plus efficace de celui-ci pour de faibles teneurs en béton. Ce fut le cas de l'essai SSWICS-11 réalisé avec 15 % de béton qui a conduit à un flux extrait élevé voisin de celui obtenu sans injection de gaz pour une faible teneur en béton de 4 % (figure 5.48). L'écoulement de gaz pourrait conduire à l'ouverture de porosités dans le corium en cours de solidification, ce qui faciliterait son refroidissement. Il est à noter cependant que, du fait de l'absence de chauffage, les essais SSWICS n'ont pas reproduit les effets liés à la dissipation de la puissance résiduelle dans le bain et dans la croûte, effets qui pourraient être significatifs dans le cas d'un réacteur de puissance ;
- les mesures des contraintes mécaniques conduisant à la rupture de la croûte [33], notamment les mesures obtenues *in situ* lors de certains essais CCI, montrent que la rupture de la croûte se produit pour de faibles niveaux de contrainte. Dans le cas d'un réacteur de puissance, il est très peu probable que la croûte reste d'un seul bloc et s'ancre sur les parois du puits de cuve.

Lors des essais d'interaction corium-béton réalisés dans des conditions plus représentatives avec maintien du chauffage du corium (en particulier lors des essais CCI [29]), les phénomènes de pénétration d'eau et d'éjection de corium se produisent simultanément et sont difficiles à distinguer, les éjections de corium étant rapprochées.

#### 5.4.2.2.4. Programme PERCOLA

Le programme expérimental PERCOLA a été réalisé par le CEA entre 1999 et 2002. Compte tenu des enseignements des essais MACE et des résultats de calculs [34] montrant qu'il serait possible de refroidir un bain de corium qui se transformerait en lit de débris, ce programme visait à étudier l'éjection du corium au-dessus d'une croûte fissurée par les gaz provenant de l'érosion du béton. Ce programme analytique réalisé avec des matériaux simulants (eau, huile) a mis en évidence plusieurs régimes d'éjection et a permis de quantifier l'influence de nombreux paramètres [30] tels que :

- la viscosité du fluide (paramètre représentatif de l'enrichissement du corium en béton pendant l'interaction corium-béton) ;
- la vitesse superficielle des gaz (paramètre représentatif de la nature du béton et de la décroissance du débit de gaz au cours de l'interaction corium-béton) ;
- la densité de trous dans la croûte (paramètre mal connu pour le cas d'un réacteur de puissance) ;

- le diamètre des trous (paramètre mal connu pour le cas d'un réacteur de puissance) ;
- l'épaisseur de la croûte et l'épaisseur du lit de débris (paramètres représentatifs de l'épaississement de la croûte et du lit de débris au cours de l'interaction corium-béton après l'éjection).

Les résultats du programme PERCOLA ont permis de développer un modèle analytique traitant de l'éjection de corium lors de l'interaction corium-béton (ce modèle est décrit dans le paragraphe suivant).

### 5.4.2.3. Modélisation

Les principaux travaux de modélisation ont porté sur l'éjection de corium par des trous de la croûte supérieure et la pénétration d'eau dans un corium.

Un modèle analytique tenant compte de l'éjection de corium<sup>10</sup> a été développé dans le cadre du programme PERCOLA en 2004 [35]. Il tient compte des effets de paramètres physiques importants pour l'interaction corium-béton (vitesse superficielle des gaz, viscosité du bain, etc.) et de la géométrie des trous d'éjection qui n'étaient pas traités dans le modèle de Ricou et Spalding [36] utilisé avant la réalisation du programme PERCOLA et qui décrit l'entraînement de liquides par un jet de gaz turbulent dans une géométrie spécifique. L'application du modèle PERCOLA pour des scénarios relatifs à un réacteur de puissance tendrait à montrer qu'un lit de débris pourrait se former rapidement si l'éjection de corium est efficace [37] ; la stabilité de ce lit de débris dépendrait alors de la taille des débris formés. Le modèle PERCOLA a été validé à l'aide des résultats des essais PERCOLA mais nécessite une validation sur la base d'essais plus représentatifs (avec érosion de béton et avec des matériaux prototypiques) ; des essais à grande échelle, décrits au paragraphe 5.4.2.4, sont réalisés depuis 2012 à ANL (Argonne National Laboratory aux États-Unis) dans cet objectif. Certains paramètres d'entrée du modèle, comme la densité et la taille des trous dans la croûte permettant le passage du corium, sont entachés de très grandes incertitudes ; ils font l'objet d'une modélisation spécifique proposée par Farmer [38]. Cependant, il n'existe pas de données expérimentales suffisamment représentatives pour valider ces modèles pour le cas d'un réacteur de puissance.

Afin d'assurer l'applicabilité du modèle PERCOLA à la phase long terme du refroidissement pour le cas d'un réacteur de puissance, ce modèle devra également être complété pour traiter l'évolution du lit de débris, notamment l'effet de son épaississement sur l'éjection du corium<sup>11</sup>.

Concernant la pénétration d'eau, il existe une corrélation de flux critique développée dans le cadre du programme SSWICS [31], déduite d'une modélisation de la fissuration de la croûte lors de la pénétration d'eau. Cette corrélation a été ajustée sur les résultats

10. Ce modèle permet d'estimer le taux d'entraînement du corium, rapport entre le débit volumique de liquide éjecté et le débit volumique des gaz relâchés lors de l'interaction corium-béton.

11. Le modèle PERCOLA suppose que l'échappement des gaz et du corium se fait le long de canaux verticaux (ou « cheminées ») qui se développent au sein du lit de débris quelque soit l'épaississement de celui-ci.

des essais réalisés sans injection de gaz au cours de la solidification du corium. Sur la base de cette corrélation, il apparaît que l'efficacité de la pénétration d'eau pour le refroidissement du corium est nettement plus faible que celle de l'éjection de corium.

La possibilité de refroidir un corium sous eau étant fortement liée au développement de l'interaction corium-béton, la modélisation du refroidissement sous eau est traitée dans les mêmes outils logiciels que ceux consacrés à la modélisation de l'interaction corium-béton. Le logiciel TOLBIAC-ICB [39], par exemple, contient le modèle d'éjection de corium développé après les essais du programme PERCOLA. De la même manière, la plupart des modèles développés dans le cadre des études sur la possibilité de refroidir un corium par un apport d'eau ont été implémentés dans le logiciel CORQUENCH [40] développé par ANL pour simuler l'érosion 1D du béton et le couplage entre l'interaction corium-béton et les phénomènes de transfert de chaleur en présence d'eau à la surface du bain de corium. Des modèles simplifiés concernant la pénétration d'eau dans la croûte supérieure et l'éjection de corium, tirés de la première version du logiciel CORQUENCH, ont été implémentés dans le logiciel MEDICIS développé par l'IRSN [41]. Des modèles plus détaillés s'appuyant sur le modèle PERCOLA pour l'hydrodynamique [35] et la littérature disponible sur l'évaluation de la géométrie des trous (densité et diamètre) [38, 47] permettant l'éjection de corium, seront développés ultérieurement pour le logiciel MEDICIS. Les applications au cas d'un réacteur de puissance [38, 43] montrent que le mécanisme dominant de refroidissement du corium est l'éjection de celui-ci, qui peut ralentir notablement l'érosion du béton en particulier dans le cas d'un béton siliceux, sans la stopper complètement.

#### 5.4.2.4. Bilan et perspectives

Comme le montre la synthèse qui précède, il n'est pas possible en 2013, sur la base des résultats des essais réalisés (essais 1D et 2D globaux, essais d'éjection de corium, essais de pénétration d'eau), de conclure sur la possibilité de stabiliser et de refroidir un bain de corium lors d'une interaction corium-béton par apport d'eau à sa surface.

Les progrès dans ce domaine sont malaisés du fait des difficultés technologiques relatives à la réalisation d'essais avec des matériaux réels à une échelle suffisamment grande (effets de la taille du bain de corium, ancrage des croûtes sur les parois des dispositifs d'essais, représentativité du mode de chauffage du corium, etc.).

Compte tenu des résultats obtenus et face aux difficultés rencontrées, d'autres dispositions spécifiques qui visent à refroidir le corium ont été proposées et étudiées au cours des années 1995 à 2010, pour refroidir un corium.

Trois types très différents de dispositifs de refroidissement du corium ont été envisagés :

- le premier type de dispositif est un récupérateur permettant de collecter la totalité du corium sortant de la cuve, de l'étaler dans une « chambre d'étalement » de grande surface pour réduire le flux de chaleur à évacuer par unité de surface et de le refroidir par un système passif de circulation d'eau, comme cela est prévu pour le réacteur EPR [42] ; ce dispositif a été longuement étudié et est décrit plus en détail dans le paragraphe 5.4.3 ;

- le second type de dispositif est un récupérateur en forme de creuset [44], constitué d'une cavité de grand volume, tapissée d'une épaisseur importante de matériaux réfractaires « sacrificiels » (matériaux qui sont érodés par le corium), permettant de réduire les flux de chaleur par la « dilution » du corium (résultant de l'ajout de matériaux sacrificiels) et de refroidir le corium par un système passif de circulation d'eau extérieur au récupérateur ; un exemple d'un tel dispositif est celui mis en place dans le réacteur de type VVER de Tian-Wan construit en Chine ;
- un troisième type de dispositif, basé sur un refroidissement du corium par apport d'eau par le bas, a été testé avec succès dans l'installation COMET du Forschungszentrum Karlsruhe en Allemagne, avec des matériaux simulants [45], mais également à Cadarache avec des matériaux plus représentatifs d'un corium susceptible de se former lors d'un accident de fusion du cœur d'un réacteur de puissance [46]. Dans le dispositif testé, le corium est collecté dans un récupérateur en béton poreux, tapissé d'un béton sacrificiel. Après l'érosion de ce dernier, le corium est renoyé par un système passif d'apport d'eau qui pénètre à travers le béton poreux et fragmente le corium ; l'étalement du corium n'est pas nécessaire pour le refroidissement et un tel dispositif pourrait être implanté dans un puits de cuve, juste sous la cuve.

Les expérimentations réalisées sur ces types de dispositifs, notamment celles réalisées pour le dispositif de récupération et d'étalement du corium présentées dans le paragraphe 5.4.3, montrent qu'ils devraient permettre, lors d'un accident de fusion du cœur d'un réacteur de puissance, de refroidir efficacement le corium après la défaillance de la cuve et d'éviter la traversée du radier de l'enceinte de confinement qui pourrait résulter de l'interaction corium-béton. De tels dispositifs sont mis en place dans certains réacteurs de nouvelle génération ; c'est le cas notamment des réacteurs EPR qui sont équipés d'un dispositif de récupération et d'étalement du corium.

Il n'est pas envisagé, tout au moins à court terme, d'implanter de tels dispositifs de refroidissement du corium dans les réacteurs de deuxième génération en exploitation car une telle implantation impliquerait des modifications lourdes et complexes. De plus, il convient de tenir compte de l'exposition importante aux rayonnements ionisants des travailleurs qui réaliseraient les travaux d'implantation. C'est pourquoi les études de refroidissement du corium par apport d'eau, notamment par le système d'aspersion existant dans l'enceinte de confinement, sont également poursuivies. En particulier, un nouveau programme d'essais à grande échelle réalisés à ANL, dédié à l'étude du refroidissement du corium durant l'ICB par apport d'eau par le dessus en conditions représentatives, notamment en ce qui concerne l'évolution de la puissance dans le bain durant son noyage par l'eau, a été lancé en 2011 dans le cadre d'une collaboration entre EDF, l'IRSN et l'US NRC (Nuclear Regulatory Commission). Dans le cas où le refroidissement du corium par les dispositifs existants permettant un apport d'eau par le dessus s'avèrerait insuffisant, le recours à d'autres dispositifs de refroidissement du corium et notamment du type de ceux étudiés sur l'installation COMET pourrait être envisagé, y compris pour les réacteurs de deuxième génération.

### 5.4.3. Étalement du corium dans le cas du réacteur EPR

#### 5.4.3.1. Phénomènes physiques mis en jeu

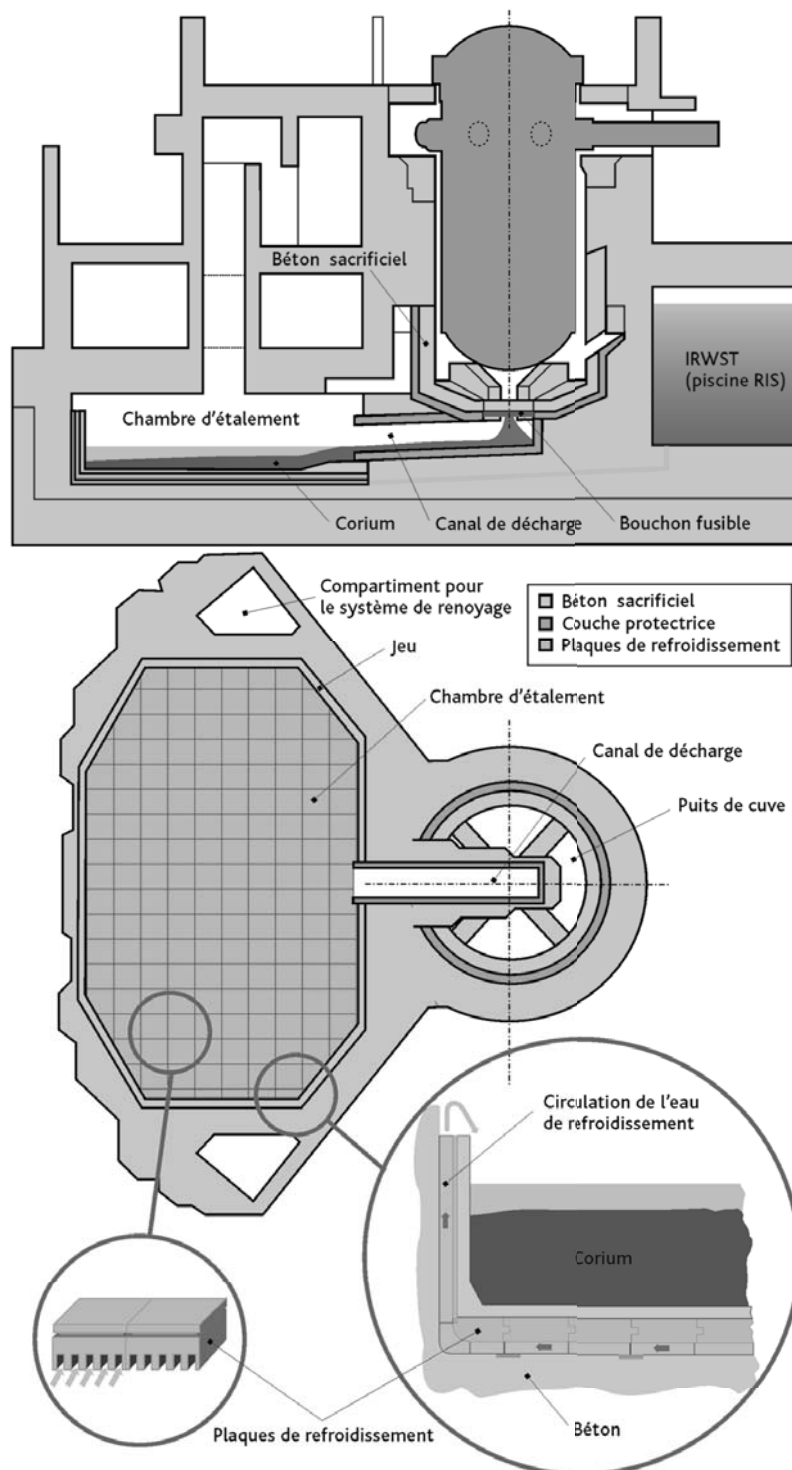
La mise au point du récupérateur de corium avec étalement de celui-ci pour le réacteur EPR a nécessité un programme de R&D au niveau européen. L'objectif de l'étalement est d'éviter la traversée du radier de l'enceinte de confinement en facilitant le refroidissement du corium. Pour cela, l'étalement vise à assurer une épaisseur de corium suffisamment faible, qui minimise le flux surfacique de chaleur dû à la puissance résiduelle à évacuer.

Des études sur l'étalement de corium ont donc été conduites afin d'apprécier la capacité d'un corium à s'étaler sur un substrat de géométrie et de composition fixées, les conditions d'écoulement du corium sur la surface d'étalement étant déterminées par la séquence accidentelle. Les paramètres clés pour l'étalement du corium sont la composition du corium et celle du substrat, la température initiale et le débit d'écoulement du corium, ainsi que la géométrie de la surface d'étalement. Les références [60] et [76] présentent une synthèse des travaux réalisés à ce sujet.

#### 5.4.3.2. Description du récupérateur de corium du réacteur EPR

Le concept utilisé est fondé sur l'étalement du corium sur une grande surface, le corium étant ensuite noyé et refroidi par de l'eau provenant du réservoir IRWST (initiales de l'appellation anglaise *In-containment Refueling Water Storage Tank*) situé dans l'enceinte de confinement (voir la figure 5.50 et le § 2.3.2.4 pour une description des circuits de sauvegarde du réacteur EPR).

Pour favoriser l'étalement du corium, le récupérateur de corium du réacteur EPR permet, avant l'étalement, une rétention temporaire du corium dans le puits de cuve. Durant cette phase, le corium érode une couche de béton « sacrificiel » d'environ 50 cm d'épaisseur avant de couler dans le canal de décharge qui relie le puits de cuve à « la chambre d'étalement ». Cette couche de béton sacrificiel repose sur une couche de zirconium protectrice de 10 à 14 cm d'épaisseur qui vise à assurer l'intégrité des structures en béton du puits de cuve, même en cas d'érosion non uniforme du béton sacrificiel par le corium (figure 5.50). Cette rétention temporaire permet de plus de modifier les caractéristiques physico-chimiques du corium (corium plus fluide, de composition homogène et de faible viscosité) pour faciliter son écoulement dans le canal de décharge et la phase d'étalement proprement dite. Elle permet également, si plusieurs coulées successives de corium surviennent à la suite de la défaillance de la cuve, de recueillir le corium des différentes coulées de manière à obtenir un corium homogène et un seul écoulement vers la chambre d'étalement. Au fond du puits de cuve, sous le béton sacrificiel, la couche de zirconium est remplacée par un treillis métallique jouant le rôle de porte fusible. Cette porte donne accès au canal de décharge ; elle constitue à dessein un point faible, car c'est le seul endroit où le béton sacrificiel n'est pas renforcé par la couche protectrice, et elle va donc se rompre relativement rapidement au contact du corium (après érosion du béton sacrificiel) en assurant une section de passage suffisamment large pour permettre une coulée rapide de la totalité du corium vers la chambre d'étalement.



**Figure 5.50.** La partie supérieure de la figure représente une vue transversale des principaux composants du récupérateur de corium d'un réacteur EPR (d'après [78]). La partie inférieure de la figure représente le dispositif de refroidissement du récupérateur de corium du réacteur EPR avec : en bas, à droite, une vue en coupe verticale des parois de la chambre d'étalement qui montre comment l'eau de refroidissement circule sous ces parois et en bas, à gauche, une vue en coupe verticale des canaux de refroidissement horizontaux situés sous la chambre d'étalement. La partie centrale montre la vue du dessus du puits de cuve, du canal de transfert et de la chambre d'étalement.

La chambre d'étalement a une surface d'environ 170 m<sup>2</sup>. Le plancher et les parois latérales de cette chambre sont assemblés à partir d'un grand nombre d'éléments distincts en fonte. Cette structure est très peu sensible à la dilatation thermique et aux fortes différences de température. Les éléments du plancher contiennent des canaux de refroidissement horizontaux de sections rectangulaires. L'intérieur de la chambre d'étalement est recouvert d'une couche de béton sacrificiel. L'arrivée de corium dans la chambre d'étalement déclenche l'ouverture de vannes entraînant un apport gravitaire d'eau provenant du réservoir IRWST. Cette eau commence par remplir les canaux horizontaux situés sous la chambre d'étalement, puis remonte le long des parois pour enfin renvoyer le corium par le haut. Le dispositif est représenté sur la figure 5.50.

#### 5.4.3.3. Physiques de l'étalement du corium

L'étalement du corium est déterminé par une compétition entre les forces hydrodynamiques motrices (pression hydrostatique et, secondairement, force d'inertie), qui favorisent la progression et l'amincissement de la coulée, et la solidification progressive du corium qui entraîne une augmentation croissante de la viscosité apparente, ainsi que l'apparition de croûtes au contact du substrat et en surface.

L'hydrodynamique de l'étalement de laves a été étudiée par de nombreux auteurs [48-50], dans le domaine de la volcanologie. Des modèles numériques et des solutions semi-analytiques ont été élaborés pour la coulée d'un fluide dont les propriétés restent constantes lors de l'écoulement. L'étalement sur une surface horizontale est un écoulement à surface libre dont la force motrice est fonction de la pente de la surface libre. L'écoulement du corium lors d'un accident de fusion du cœur dépend d'une part de la gravité, d'autre part de l'inertie (à vitesse de coulée élevée) et des forces de frottement visqueux (à vitesse de coulée plus faible).

La rhéologie du corium [73, 74] évolue fortement durant son refroidissement, surtout en dessous de la température liquidus lorsque des phases cristallines apparaissent. Elle dépend d'une part de la viscosité de la phase liquide (un mélange dont les ions silicates provenant du béton sacrificiel augmentent la viscosité en formant des réseaux) qui a été décrite par exemple par Urbain [51], d'autre part de l'effet des cristaux qui se solidifient lors de l'écoulement (le type de fluide complexe formé, dit semi-solide, est décrit par exemple par Flemmings [52] et une formulation empirique de la viscosité a été proposée pour le corium [73, 77]).

Le refroidissement du corium est dû aux pertes thermiques par rayonnement à la surface de la coulée et par convection au contact du substrat. Des croûtes peuvent se former à ces deux interfaces et contribuent au ralentissement de la coulée. Il existe néanmoins une résistance thermique de contact significative à l'interface corium-substrat [53], de l'ordre de  $5 \cdot 10^{-3} \text{ m}^2 \cdot \text{K/W}$ , qui contribue à réduire le refroidissement du corium au contact du substrat. L'effet de la puissance résiduelle est faible, étant donné la faible durée de l'étalement (au maximum quelques minutes).

Griffiths et Fink [54] ont publié une étude détaillée de divers modèles d'étalement de laves en cours de solidification en fonction des forces dominantes (gravité et inertie,



gravité et viscosité, gravité et rhéologie complexe, gravité et résistance de croûtes, etc.). Ces modèles permettent d'évaluer la vitesse d'étalement du corium en fonction de sa vitesse d'écoulement dans le canal de décharge et de sa viscosité. Ils sont utilisés pour apprécier la validité des calculs d'étalement du corium réalisés pour des conditions aux limites simplifiées ne tenant pas compte du refroidissement du corium.

#### 5.4.3.4. Programmes expérimentaux, modélisations et logiciels de simulation

##### 5.4.3.4.1. Programmes expérimentaux

Les premiers programmes d'essais relatifs à l'étalement d'un corium résultant de la fusion du cœur d'un réacteur de puissance ont eu lieu à Brookhaven, aux États-Unis [55] ; ils avaient pour objectif d'étudier l'étalement du corium sur le fond du puits de cuve d'un réacteur à eau bouillante de type Mark I. En Europe, des études expérimentales et numériques de l'étalement ont été menées en vue de la mise au point du récupérateur de corium pour le réacteur EPR. La plupart de ces travaux ont été réalisés dans le cadre des projets européens COMAS (essais de refroidissement d'un corium à grande échelle réalisés par AREVA) [57], CSC (*Corium Spreading and Coolability*, essais de qualification du concept de récupérateur avec étalement du corium et du concept COMET de renouage par le bas) [56] et ECOSTAR (*Ex-vessel CORE melt STabilization Research*, essais relatifs à l'étude des phénomènes physico-chimiques se produisant durant l'étalement et à l'efficacité du renouage d'un corium étalé par apport d'eau par le haut ou le bas) [58].

Les programmes expérimentaux comportent des expériences analytiques permettant d'étudier l'effet des différents phénomènes physiques impliqués dans l'étalement et le refroidissement du corium (par exemple le programme CORINE en matériaux simulants [59, 60] réalisé au CEA à Grenoble, avec un cofinancement IRSN), des expériences

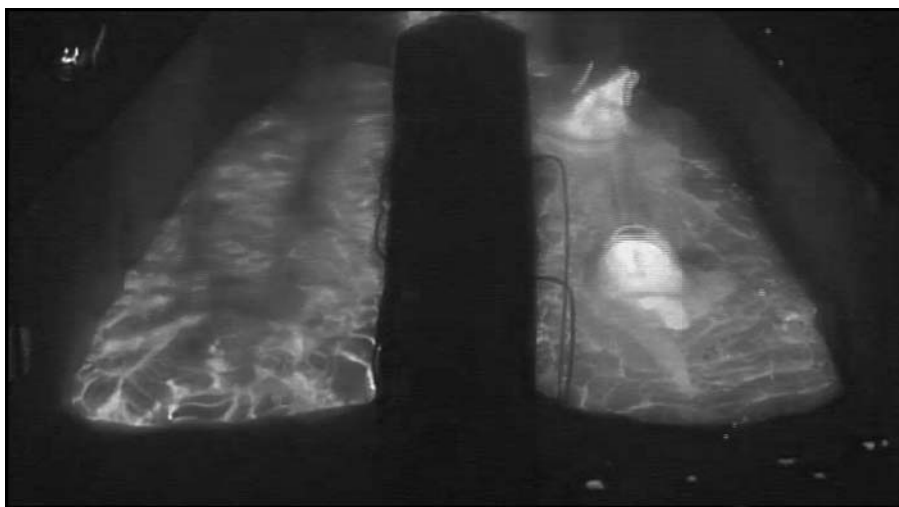


Figure 5.51. Étalement d'un corium prototypique d'un accident de fusion du cœur d'un réacteur de puissance sur des substrats en céramique (à gauche) et en béton (à droite) (essai d'étalement VULCANO VE-U7 réalisé par le CEA avec un mélange d' $\text{UO}_2$  et de  $\text{ZrO}_2$  et de produits d'érosion d'un béton) [58], crédit : CEA.

semi-analytiques avec des matériaux simulants et des essais avec des matériaux prototypes<sup>12</sup>. Les tableaux 5.6 et 5.7 présentent les caractéristiques des principaux programmes d'essais réalisés soit avec des matériaux simulants, soit avec du corium prototype. La figure 5.51 illustre, à titre d'exemple, un essai d'étalement de corium.

Ces programmes expérimentaux (en particulier les programmes CORINE, VULCANO et KATS) couvrent la plus grande partie du domaine des variations possibles des paramètres accessibles à l'expérimentation pour ce qui concerne la géométrie, les propriétés des matériaux et les conditions aux limites.

**Tableau 5.6.** Programmes expérimentaux d'étalement réalisés avec des matériaux simulants.

Pro-gramme	Laboratoire	Matériaux	Échelle (volume coulé)	Géométrie	Paramètres ou effets étudiés
CORINE [59, 60]	CEA (France)	Simulants à basse température (eau, glycérol, alliages métalliques à bas point de fusion)	~ 50 litres	Secteur angulaire de 19°	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Débit (de 0,5 à 3 L/s).</li> <li>• Effet du matériau (viscosité, corps purs ou mélanges non eutectiques).</li> <li>• Refroidissement par le haut ou par le bas.</li> <li>• Effet d'un débit de gaz venant du substrat.</li> </ul>
Greene [55]	BNL (États-Unis)	Plomb	~ 1 litre	Section carrée	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Masse étalée.</li> <li>• Surchauffe.</li> <li>• Effet de la hauteur d'eau.</li> </ul>
S3E [61]	KTH (Suède)	Simulants à basse température et à température intermédiaire (1 200 °C)	5 à 20 litres	Canaux rectangulaires	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Débit de coulée.</li> <li>• Surchauffe.</li> <li>• Effet du matériau.</li> <li>• Effet du substrat (béton).</li> <li>• Effet de la présence d'eau avec ou sans ébullition.</li> </ul>
SPREAD [62]	Hitachi Energy Research Laboratory (Japon)	Acier	1 à 15 litres	Canal rectangulaire Demi-disque	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Masse étalée.</li> <li>• Surchauffe.</li> <li>• Débit de coulée.</li> <li>• Effet de la géométrie de l'entrée.</li> <li>• Effet du substrat.</li> <li>• Effet de la hauteur d'eau.</li> </ul>
KATS [63-65]	FzK (Allemagne)	Thermite d'aluminium (Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> + Fe) vers 2 000 °C	Jusqu'à 850 litres	Canal rectangulaire Secteur angulaire de 90°	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Masse étalée.</li> <li>• Débit de coulée.</li> <li>• Effet du substrat.</li> <li>• Effet de l'adjonction de matériaux « sacrificiels ».</li> <li>• Nature des phase(s) étalée(s) (oxyde, métal).</li> <li>• Renoyage.</li> </ul>

12. Corium (non radioactif) de composition chimique identique à celle attendue lors d'un accident de fusion du cœur, mais de composition isotopique différente (par ex. en utilisant de l'uranium appauvri ou naturel au lieu d'uranium enrichi).

Tableau 5.7. Programmes expérimentaux d'étalement réalisés avec des matériaux prototypiques.

Pro-gramme	Labora-toire	Matériaux	Échelle (volume coulé)	Géométrie	Paramètres ou effets étudiés
COMAS [57]	Siempelkamp (Allemagne)	Mélanges corium-béton-fer Température liquidus autour de 1 900 °C	20 à 300 litres	Canaux rectangulaires Secteur angulaire de 45°	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Débits de coulée élevés (&gt; 150 kg/s).</li> <li>• Effet de la silice.</li> <li>• Effets du substrat (céramique, métal, béton).</li> </ul>
FARO [66]	CCR Ispra (Commission européenne)	UO <sub>2</sub> + ZrO <sub>2</sub> Température liquidus vers 2 700 °C	~20 litres	Secteur angulaire de 19°	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Présence ou non d'une fine couche d'eau.</li> <li>• Effet d'un substrat métallique.</li> </ul>
VUL-CANO [67]	CEA (France)	UO <sub>2</sub> + ZrO <sub>2</sub> + produits d'érosion du béton Température liquidus de 1 900 à 2 700 °C	3 à 10 litres	Secteur angulaire de 19°	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Débit de coulée.</li> <li>• Composition du corium.</li> <li>• Effets du substrat.</li> </ul>

Les expériences d'étalement réalisées montrent que, pour des écoulements de corium en cours de solidification, les phases liquide et solide restent mélangées (il n'y a pas de macroségrégation, contrairement à ce qui survient lors de transitoires plus lents). La fraction solide varie continûment lors de l'écoulement. De plus, pour un corium pour lequel l'intervalle des températures solidus et liquidus est important, il apparaît en surface, au moins dans un premier temps, une « peau » dans un état pâteux (liquide-solide), plutôt qu'une croûte solide. À l'inverse, dans le cas d'un corium plus réfractaire pour lequel les températures solidus et liquidus sont proches, il se forme une croûte solide à la surface supérieure de l'écoulement, qui se fissure pour laisser passer le corium fondu. Dans ce dernier cas, les phénomènes constatés dépendent fortement de l'échelle de l'écoulement, si bien que la base expérimentale disponible, qui ne comporte que des essais à petite échelle avec des masses au moins 1 000 fois plus faibles que celles qui pourraient être mises en jeu dans le cas d'un réacteur de puissance, reste insuffisante sur le point précis de l'effet de la croûte sur la dynamique de l'écoulement. L'érosion du substrat en béton durant l'étalement reste faible ; un effet sur la vitesse d'étalement a été mis en évidence mais il est peu significatif.

Les connaissances concernant l'étalement à sec d'un corium pour le cas d'un intervalle des températures solidus-liquidus important (corium riche en matériaux peu réfractaires provenant d'un béton sacrificiel) sont suffisantes pour permettre la validation des outils de calcul et les extrapolations au cas d'un réacteur de puissance.

Pour ce qui concerne l'étalement d'un corium sous eau, les essais CORINE réalisés avec des simulants et une hauteur d'eau de l'ordre de 10 cm, indiquent qu'il peut se

produire une accumulation de corium dont l'épaisseur peut atteindre l'épaisseur de la lame d'eau située en aval de l'écoulement de corium, mais cela modifie peu l'étalement. Cependant l'extrapolation de ces résultats concernant l'étalement sous eau, qui dépendent de l'échelle (notamment de la hauteur de la coulée), au cas d'un réacteur de puissance n'est pas possible avec les connaissances existantes.

#### 5.4.3.4.2. Modélisations et logiciels de simulation

Plusieurs logiciels de simulation mécanistes ont été développés en Europe pour modéliser l'étalement d'un corium. Le tableau 5.8 présente leurs principales caractéristiques. Ces logiciels ont fait l'objet de travaux de validation importants à l'aide des résultats des essais d'écoulement réalisés avec des matériaux simulants et avec des matériaux prototypiques. Par exemple, les exercices de comparaison de résultats de calcul réalisés avec différents logiciels sur la base de l'essai VULCANO VE-U7 (avec des matériaux prototypiques d'un corium) [72] et ceux menés sur la base de l'essai ECOKATS-1 (avec des matériaux simulants) [64] ont montré une bonne estimation par les logiciels des surfaces d'étalement observées lors des essais ; l'incertitude est de l'ordre de 20 %.

L'Institut Royal de technologie de Stockholm (KTH) a développé un modèle analytique simplifié de l'étalement du corium qui a été validé de manière satisfaisante (la précision moyenne est de l'ordre de  $\pm 50$  % sur les calculs de surfaces d'étalement) [61, 76].

Pour compléter la modélisation de l'étalement du corium, un programme de R&D réalisé par le CEA à la fin des années 1990 [73] a été consacré à l'étude de la rhéologie du corium au cours de sa solidification, en prenant en compte la variation de la viscosité du corium en fonction des vitesses d'étalement du corium le long de l'axe vertical. Il a permis d'étendre au corium des modèles de viscosité applicables aux liquides avec et sans silice, ainsi que de prédire, avec une précision suffisante, c'est-à-dire à environ un facteur 3 près, la viscosité d'un corium semi-solide en fonction de sa fraction volumique de solide [73-75]. Ces résultats de calcul de la viscosité du corium sont utilisés dans les calculs d'étalement.

L'ensemble de ces travaux a conduit à un niveau de la modélisation de l'étalement d'un corium suffisant pour prédire la cinétique de l'étalement dans les conditions d'un accident de fusion du cœur d'un réacteur de puissance. Les logiciels développés sont notamment utilisés pour vérifier, avec une incertitude raisonnable, le bon étalement du corium en fonction des conditions aux limites de différents scénarios accidentels, notamment en fonction de la température du corium et de l'évolution du débit de corium.

**Tableau 5.8.** Principaux logiciels de simulation de l'étalement d'un corium.

Code	Origine	Géométrie	Caractéristiques	Validation
MELTSPREAD [68]	ANL pour EPRI (États-Unis)	1D	<ul style="list-style-type: none"> <li>Traitement de l'érosion du substrat et de l'oxydation du corium.</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Principalement à partir des résultats des essais de Greene.</li> </ul>
THEMA [60]	CEA (France)	2D température et vitesse horizontale moyennées selon l'axe vertical	<ul style="list-style-type: none"> <li>Traitement de la solidification du corium (en masse et en croûtes) et de l'érosion du substrat.</li> <li>Résolution 3D des équations de la chaleur dans le substrat.</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Essais analytiques.</li> <li>Essais avec des simulants et avec des matériaux prototypiques d'un corium.</li> </ul>
LAVA [69]	GRS (Allemagne)	2D température et vitesse horizontale moyennées selon l'axe vertical	<ul style="list-style-type: none"> <li>Traitement détaillé du refroidissement du corium et de sa rhéologie.</li> </ul>	<i>Idem</i>
CROCO [70]	IRSN (France)	2D horizontale et verticale	<ul style="list-style-type: none"> <li>Modélisation détaillée de la convection dans l'écoulement.</li> <li>Calcul de la surface libre à l'aide d'une modélisation Lagrangienne et résolution des équations de conservation sur un maillage Eulérien.</li> </ul>	<i>Idem</i>
CORFLOW [71]	FzK (Allemagne)	3D	<ul style="list-style-type: none"> <li>Modélisation détaillée de la convection dans l'écoulement.</li> <li>Surface libre représentée par une fonction « hauteur du corium » déduite des équations de conservation de la masse et de la quantité de mouvement.</li> </ul>	<i>Idem</i>

#### 5.4.3.5. Bilan et perspectives

Les programmes de R&D réalisés pour étudier l'étalement du corium ont permis d'établir que l'étalement à sec du corium formé lors d'un accident de fusion du cœur d'un réacteur de puissance permet son refroidissement ultérieur (l'épaisseur de corium atteinte est suffisamment faible). Ainsi, il est apparu, notamment lors des essais VULCANO, que, même lorsque la température d'un mélange corium-béton est de 100 à 200 °C en dessous de la température liquidus, ce mélange s'étale de manière suffisante, à condition que le débit de coulée soit suffisamment élevé.

La présence d'une couche d'eau de faible épaisseur (simulant l'eau qui se condenserait dans l'enceinte de confinement lors d'un accident) ou celle d'un substrat en béton (relâchant de la vapeur d'eau et du CO<sub>2</sub> lors de son interaction avec le corium) affectent peu l'étalement. En revanche, l'influence d'une couche d'eau plus épaisse sur l'étalement d'un corium ne peut pas être déterminée sur la base des connaissances existantes. En effet, dans ce cas, l'écoulement du corium dépend du comportement mécanique des

croûtes formées à la surface et au front de la coulée (notamment de leur fissuration) ainsi que de la fragmentation du corium ; l'étude du comportement des croûtes et du corium nécessiterait des essais complémentaires pour pouvoir disposer d'une modélisation validée.

En raison des incertitudes concernant la capacité d'une nappe de corium à s'étaler sous eau, des dispositions de conception ont été prises pour le réacteur EPR, visant à assurer la collecte du corium issu du cœur du réacteur dans le puits de cuve puis son étalement à sec (pas de présence d'eau dans la chambre d'étalement avant l'arrivée du corium) puis son refroidissement par de l'eau circulant dans les canaux de refroidissement situés sous la chambre d'étalement et enfin son refroidissement par un renoyage par le haut.

## Références

- [1] *Nuclear Technology*, Édition spéciale consacrée à TMI-2, 87, 1989.
- [2] Three Mile Island reactor pressure vessel investigation project, *Proc. of an Open Forum Sponsored by OECD NEA and US NRC*, 1993.
- [3] NUREG/CR-6849, Analysis of in-vessel retention and ex-vessel fuel coolant interaction for AP1000, 2004.
- [4] J.M. Seiler, Analytical model for CHF in narrow gaps on plates and in hemispherical geometries, *Nuclear Engineering and Design* 236 (19-21), 2211-2219, 2006.
- [5] J.M. Seiler, K. Froment, Material effects on multiphase phenomena in late phase of severe accidents of nuclear reactor, *Multiphase Science and Technology* 12, 2000.
- [6] Cheung, Limiting factors for external vessel cooling, *10th Int. Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermalhydraulics (NURETH 10)*, 2003.
- [7] J.M. Seiler, B. Tourniaire, F. Defoort, K. Froment, Consequences of physico-chemistry effects on in-vessel retention issue, *11th Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermalhydraulics (NURETH 11)*, 2005.
- [8] M. Amblard, K. Froment, J.M. Seiler, B. Tourniaire, ANAIS experiment: consequence of water injection on a molten metal layer in the lower head, *10th Int. Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermalhydraulics (NURETH 10)*, 2003.
- [9] J.M. Bonnet, J.M. Seiler, In-vessel corium pool thermalhydraulics for the bounding case, *Salt Expert Group Meeting RASPLAV Seminar*, 2000.
- [10] T. Laporte, Synthèse des études réalisées au DMT sur les conséquences d'une explosion de vapeur en cuve ou hors cuve en cas d'accident grave de REP, CEA/DEN/DMT/LM2S/RT/00-039, 2000.
- [11] E.H. Henry, R.J. Hammersley, An experimental investigation of possible In-Vessel cooling mechanisms, FAI note I:\HPA\97-1, 1997.

- [12] K.H. Kang, R.J. Park, S.D. Kim, H.D. Kim, Simulant melt experiments on the coolability through external vessel cooling strategy, *ICAPP'05 conference*, Seoul, Korea, May 15-19, 2005.
- [13] V. Asmolov, L. Kobzar, V. Nickulshin, V. Strizhov, Experimental study of heat transfer in the slotted channel at CTF facility, *OECD/CSNI Workshop on In-Vessel Core Debris Retention and Coolability*, Garching, Germany, March 3-6, 1998.
- [14] W. Köhler, H. Schmidt, O. Herbst, W. Krätzer, Thermohydraulische Untersuchungen zur Debris/Wand-Wechselwirkung (DEBRIS), Abschlussbericht Project N° 150 1017, November, 1998.
- [15] J.H. Jeong, R.J. Park, K.H. Kang, S.B. Kim, H.D. Kim, Experimental study on CHF in a Hemispherical Narrow Gap, *OECD/CSNI Workshop on In-Vessel Core Debris Retention and Coolability Garching*, Germany, March 3-6, 1998.
- [16] S.S. Abalin, I.P. Gnidoi, A.I. Surenkov, V.F. Strizhov, Data base for 3rd and 4th series of RASPLAV salt tests, OECD RASPLAV Report, 1998.
- [17] P. Roux, F. Fichot, S. De Pierrepont, D. Gobin, B. Goyeau, M. Quintard, 2005 Modelling of binary mixture phase change: assessment on RASPLAV Salt Experiments, *NURETH 11*, Avignon, 2-6 octobre, 2005.
- [18] S. Rougé, SULTAN test facility; Large scale vessel coolability in natural convection at low pressure, *NURETH 7*, Saratoga Springs September 10-15, 1995.
- [19] T.N. Dinh, T.G. Salmassi, T.G. Theofanous, The limits of coolability in AP 1000 related ULPU-2400 configuration V facility, *Proceedings of the 10th Intern Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermalhydraulics*, October 5-9, 2003, Séoul, Korea.
- [20] J.M. Seiler, A. Fouquet, K.F. Froment, F. Defoort, Theoretical analysis for corium pool with miscibility gap, *Nuclear Technology* **141** (3), 233-243, 2003.
- [21] J.L. Rempe, K.H. Suh, F.B. Cheung, Insights from investigations of In-Vessel retention for high powered reactors, *NURETH 11*, Avignon, octobre 2-6, 2005.
- [22] J.M. Seiler, G. Ducros, Reflooding of a PWR core assessment of knowledge and R&D needs. Potential contribution by Phébus, DEN/DTN/SE2T/LPTM/05-117, 2005.
- [23] M. Zabiego, F. Fichot, Experimental needs for reflooding models validation, NT SEMCA 2006/257, IRSN/DPAM, 2006.
- [24] K. Atkhen, G. Berthoud, Experimental and numerical investigations based on debris bed coolability in a multidimensional and homogeneous configuration with volumetric heat source, *Nuclear Technology* **142**, June 2003.
- [25] N. Chikki, F. Fichot, Reflooding model for quasi-intact rod configuration quench front tracking and heat transfer closure laws, *Nuclear Engineering and Design* **240** (10), 3387-3396, 2010.

- [26] M.T. Farmer, B.W. Spencer, J.L. Binder, D.J. Hill, Status and Future Direction of the Melt Attack and Coolability Experiments (MACE) Program at the Argonne National Laboratory, *Proc. of 9th Int. Conf. on Nuclear Engineering, ICONE-9697*, April 2001.
- [27] M.T. Farmer, D.J. Kilsdonk, R.W. Aeschliman, MSET-1 test data report, MACE-TR-D18, 2002 - Référence non publique.
- [28] M.T. Farmer, S. Lomperski, S. Basu, Results of reactor material experiments investigating 2D core-concrete interaction and debris coolability, *Proc. of 4th Int. Conf. on Advances in Nuclear Power Plants*, 2004.
- [29] M.T. Farmer, S. Lomperski, S. Basu, A summary of findings from the melt coolability and concrete interaction (MCCI) program, *Proceedings of ICAPP07*, Nice, France, May 13-18, 2007.
- [30] B. Tourniaire, J.M. Seiler, J.M. Bonnet, M. Amblard, Experimental study and modeling of liquid ejection through orifices by sparging gas, *Nuclear Engineering and Design* **236** (19-21), 2281-2295, 2006.
- [31] S. Lomperski, M.T. Farmer, Experimental evaluation of the water ingress mechanism for corium cooling, *Nuclear Engineering and Design* **237** (9), 905-917, 2007.
- [32] S. Lomperski, M.T. Farmer, D. Kilsdonk, R. Aeschlimann, Small-Scale Water Ingression and Crust Strength Tests (SSWICS) SSWICS-11 Test Data Report: Thermal Hydraulic Results, OECD/MCCI-2009-TR01, Rev. 2, September, 2009.
- [33] S. Lomperski, M.T. Farmer, Measurement of the mechanical strength of corium crusts, *Proc. of 8th Int. Conf. on Advances in Nuclear Power Plants*, Seoul, Korea, June 8-12th, 2008.
- [34] J.M. Bonnet, J.M. Seiler, Coolability of corium spread onto concrete under water, the PERCOLA model, *Proc. of the 2nd OECD (NEA) CSNI specialist meeting on Core Debris-Concrete Interaction*, 1992.
- [35] B. Tourniaire, J.M. Seiler, Modeling of viscous and inviscid fluid ejection through orifices by sparging gas, *Proc. of 4th Int. Conf. on Advances in Nuclear Power Plants*, 2004.
- [36] F.P. Ricou, D.B. Spalding, Measurements of entrainment by axisymmetrical turbulent jets, *Journal of Fluids Mechanics*, 1961.
- [37] B. Tourniaire, Application of the PERCOLA ejection model to reactor scenario of molten core concrete interaction under water, *Proc. of 5th Int. Conf. on Advances in Nuclear Power Plants*, 2005.
- [38] M.T. Farmer, Phenomenological Modeling of the Melt Eruption Cooling Mechanism during Molten Corium Concrete Interaction, *ICAPP'06*, Reno, Nevada, USA, June 2006.
- [39] B. Spindler, B. Tourniaire, J.M. Seiler, K. Atkhen, MCCI analysis and applications with the TOLBIAC-ICB code based on phase segregation model, *Proc. of 5th Int. Conf. on Advances in Nuclear Power Plants*, 2005.



- [40] M.T. Farmer, B.W. Spencer, Status of the CORQUENCH model for calculation of ex-vessel corium coolability by an overlying water layer, *OECD Workshop on Ex-vessel Debris Coolability*, 1999.
- [41] M. Cranga, R. Fabianelli, F. Jacq, M. Barrachin, F. Duval, The MEDICIS code, a versatile tool for MCCI modelling, *Proc. of 5th Int. Conf. on Advances in Nuclear Power Plants*, Seoul, Korea, May 15-19, 2005.
- [42] M. Fischer, The severe accident mitigation concept and the design measures for core melt retention of the European pressurized water reactor (EPR), *Nuclear Engineering and Design* **230** (1-3), 169-180, 2004.
- [43] M. Cranga, B. Michel, F. Duval, C. Mun, Relative impact of MCCI modeling uncertainties on reactor basemat ablation kinetics, *MCCI-OECD seminar*, Cadarache, St-Paul-lez-Durance, France, October 10-11, 2007.
- [44] J.M. Seiler, B.R. Sehgal, H. Alsmeyer, O. Kymäläinen, B. Turland, J.L. Grange, M. Fischer, G. Azarian, M. Bürger, C.J. Cirauqui, European Group for Analysis of Corium recovery Concepts (EUROCORE), *FISA Conference*, 2003.
- [45] H. Alsmeyer, C. Adelhelm, H. Benz, T. Cron, G. Dillmann, W. Tromm, S. Schmidt-Stiefel, H. Schneider, G. Schumacher, T. Wenz, F. Ferderer, Corium cooling by bottom flooding: Results of the COMET investigations, *Proc. OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability*, Karlsruhe, Germany, Nov. 1999, FZKA 6475, pp. 345-355, 356-364 (2000).
- [46] C. Journeau, H. Alsmeyer, Validation of the COMET Bottom-Flooding Core-Catcher with Prototypic Corium, *Proc. of 6th Int. Conf. on Advances in Nuclear Power Plants*, Reno, NV USA, June 4-8th 2006.
- [47] K.R. Robb, M.L. Corradini, Towards understanding melt eruption phenomena during molten corium concrete interactions, *Proc. Of ICONE 18 Conf. Xi'an, China*, May 2010.
- [48] M. Dragoni, M. Bonafede, E. Boschi, Downslope flow models of a Bingham liquid: Implications for lava flows, *J. Volcanol. Geotherm. Res.* **30**, 305-325, 1986.
- [49] H.E. Huppert, The propagation of two-dimensional and axisymmetric viscous gravity currents over a rigid horizontal surface, *J. Fluid Mech.* **121**, 43-58, 1982.
- [50] N. Didden, T. Maxworthy, The viscous spreading of plane and axisymmetric gravity currents, *J. Fluid Mech.* **121**, 27-42, 1982.
- [51] G. Urbain, Viscosity estimation of slags, *Steel Res.* **58**, 111-116, 1987.
- [52] M.C. Flemmings, Behavior of metal alloys in the semisolid state, *Metall. Tran.* **22B**, 269-293, 1991.
- [53] G. Berthoud, *Freezing of Pure Melt Flowing into Tubes*, In: Ehrhard, P., Riley, D.S., Steen, P.H., Édition, *Interactive Dynamics of Convection and Solidification*, Kluwer Acad. Publ., Dordrecht, NL, pp. 249-26, 2001.

- [54] R.W. Griffiths, J.H. Fink, Effects of Surface Cooling in the Spreading of lava flows and domes, *J. Fluid Mech.* **252**, 667-702, 1993.
- [55] G.A. Greene, C. Finrock, J. Klages, C.E. Schwarz, S. B. Burton, Experimental Studies on Melt Spreading, Bubbling Heat Transfer and Coolant Layer Boiling, *Proc. 16th Water Reactor Safety Meeting*, NUREG/CP-0097, pp. 341-358, 1988.
- [56] G. Cagnet, A. Alsmeyer, W. Tromm, D. Magallon, R. Wittmaack, B.R. Sehgal, W. Widmann, L. De Cecco, R. Ocelli, G. Azarian, D. Pineau, B. Spindler, G. Fieg, H. Werle, C. Journeau, M. Cranga, G. Laffont, Corium spreading and coolability: CSC Project, *Nuclear Engineering and Design* **209**, 127-138, 2001.
- [57] W. Steinwarz, A. Alemberti, W. Häfner, Z. Alkan, M. Fischer, Investigations on the phenomenology of ex-vessel core melt behaviour, *Nuclear Engineering and Design* **209** (1-3), 139-146, 2001.
- [58] H. Alsmeyer, G. Alberecht, L. Meyer, W. Häfner, C. Journeau, M. Fischer, S. Hellmann, M. Eddi, H.-J. Allelein, M. Bürger, B.R. Sehgal, M.K. Koch, Z. Alkan, J.B. Petrov, M. Gaune-Escart, E. Altstadt, G. Bandini, Ex-vessel core melt stabilization research (ECOSTAR), *Nuclear Engineering and Design* **235** (2-4), 271-284, 2005.
- [59] J.M. Veteau, R. Wittmaack, CORINE experiments and theoretical modelling. In: G. Van Goetem, W. Balz, E. Della Loggia (Eds) *FISA 95 EU Research on severe accidents*, Official Publ. Europ. Communities, Luxembourg, 1996, p. 271-285.
- [60] B. Spindler, J.M. Veteau, Simulation of spreading with solidification: assessment synthesis of THEMA code, Rapport CEA-R6053, 2004.
- [61] T.N. Dinh, M.J. Konovalikhin, B.R. Sehgal, Core Melt Spreading on a reactor Containment Floor, *Progr. Nucl. Energ.* **36** (4), 405-468, 2000.
- [62] H. Suzuki, T. Matsumoto, I. Sakaki, T. Mitadera, M. Matsumoto, T. Zama, Fundamental experiment and analysis for melt spreading on concrete floor, *Proc. 2nd ASME/JSME, Nucl. Eng. Conf.* **1**, 403-407, 1993.
- [63] G. Engel, G. Fieg, H. Massier, U. Stiegmaier, W. Schütz, KATS experiments to simulate corium spreading in the EPR code catcher concept, *OECD Workshop Ex-Vessel Debris Coolability*, Karlsruhe, Allemagne, 15-18/11/1998, 1999.
- [64] C. Spengler, H.-J. Allelein, J.-J. Foit, H. Alsmeyer, B. Spindler, J.M. Veteau, J. Artnik, M. Fischer, Blind benchmark calculations for melt spreading in the ECOSTAR project, *Proc. ICAPP '04 (Int. Conf. Advances in nuclear Power Plants)*, Pittsburg, PA, Communication n° 4105, 2004.
- [65] H. Alsmeyer, T. Cron, G. Messemer, W. Häfner, ECOKATS-2: A Large Scale Experiment on Melt Spreading and Subsequent Cooling by Top Flooding, *Proc. ICAPP '04 (Int. Conf. Advances in nuclear Power Plants)*, Pittsburg, PA, Communication n° 4134.
- [66] W. Tromm, J.J. Foit, D. Magallon, Dry and wet spreading experiments with prototypic materials at the FARO facility and theoretical analysis, *Wiss. Ber. FZKA*, 6475, 2000, pp. 178-188.

- [67] C. Journeau, E. Boccaccio, C. Brayer, G. Cognet, J.-F. Haquet, C. Jégou, P. Piluso, J. Moneris, Ex-vessel corium spreading: results from the VULCANO spreading tests, *Nuclear Engineering and Design* **223** (1), 75-102, 2003.
- [68] M.T. Farmer, J.J. Sienicki, C.C. Chu, B.W. Spencer, The MELTSPREAD-1 computer code for the analysis of transient spreading and cooling of high temperature melts, Rapport EPRI TR-103413, 1993.
- [69] H.-J. Allelein, A. Breest, C. Spengler, Simulation of core melt spreading with LAVA: Theoretical background and Status of Validation, *Wiss. Ber. FZKA*, 6475, 189-200, 2000.
- [70] B. Piar, B.D. Michel, F. Babik, J.-C. Latché, G. Guillard, J.-M. Ruggieri, CROCO: A Computer Code for Corium Spreading, *Proc. Ninth International Topical Meeting on Nuclear Thermal Hydraulics (NURETH-9)*, San Francisco, Ca., USA, 1999.
- [71] R. Wittmaack, CORFLOW: A code for the numerical simulation of free-surface flow, *Nucl. Technol.* **116**, 158-180, 1997.
- [72] C. Journeau, J.-F. Haquet, B. Spindler, C. Spengler, J. Foit, The Vulcano VE-U7 corium spreading benchmark, *Progr. Nucl. Energ.* **48**, 215-234, 2006.
- [73] M. Ramacciotti, C. Journeau, F. Sudreau, G. Cognet, Viscosity models for corium melts, *Nuclear Engineering and Design* **204** (1-3), 377-389, 2001.
- [74] J.M. Seiler, J. Ganzhorn, Viscosities of corium-concrete mixtures, *Nuclear Engineering and Design* **178** (3), 259-268, 1997.
- [75] M. Perez, J.C. Barbé, Z. Neda, Y. Bréchet, L. Salvo, Computer simulation of the microstructure and rheology of semi-solid alloys under shear, *Acta Mat.* **48** (14), 3773-3782, 2000.
- [76] C. Journeau, L'étalement du corium : hydrodynamique, rhéologie et solidification d'un bain d'oxydes à haute température, Thèse de Doctorat, université d'Orléans, 2006.
- [77] C. Journeau, G. Jeulain, L. Benyahia, J.-F. Tassin, P. Abélard, Rheology of mixtures in the solidification range, *Rhéologie* **9**, 28-39, 2006.
- [78] M. Fischer, A. Henning, EPR<sup>TM</sup> engineered features for core melt mitigation in severe accidents, *Proc. ICAPP'09*, Tokyo, Japon, 2009.