

**R&D relative aux accidents  
graves dans les réacteurs  
à eau pressurisée :  
Bilan et perspectives**

## AVANT-PROPOS

Ce rapport a été rédigé conjointement par l'IRSN et le CEA et comprend une contribution d'EDF sur le chapitre 8.2.

Ont contribué à la rédaction et à la relecture de tout ou partie du rapport :

Pour l'IRSN :

Ahmed Bentaïb, Hervé Bonneville, Cataldo Caroli, Bernard Chaumont, Bernard Clément, Michel Cranga, Florian Fichot, Joëlle Fleurot, Richard Gonzalez, Vincent Koundy, Bruno Laurent, Jean-Claude Micaelli, Renaud Meignen, Frédérique Pichereau, Delphine Plassart, Emmanuel Raimond, Anne Tenaud et Jean-Pierre Van-Dorsselaere.

Pour le CEA :

Gérard Ducros, Michel Durin, Christophe Journeau, Daniel Magallon, Jean-marie Seiler, Etienne Studer et Bruno Tourniaire.

Pour EDF :

William Ranval et les équipes "accidents graves" d'EDF.

# SOMMAIRE

<b>CHAPITRE 1 :</b>	<b>INTRODUCTION .....</b>	<b>6</b>
1.1	DEFINITION D'UN ACCIDENT GRAVE ET OBJECTIFS DE LA RECHERCHE .....	6
1.2	CADRE DE LA RECHERCHE .....	7
1.3	OBJECTIFS DU RAPPORT .....	8
<b>CHAPITRE 2 :</b>	<b>SCENARIOS .....</b>	<b>11</b>
2.1	TYPES D'ACCIDENT POUVANT MENER A LA FUSION DU CŒUR.....	11
2.1.1	DESCRIPTION DES FAMILLES ACCIDENTELLES DE L'EPS DE NIVEAU 1.....	11
2.1.2	FREQUENCE DE FUSION PAR FAMILLE DANS L'EPS DE NIVEAU 1 900 MWe D'EDF .....	18
2.1.3	POURSUITE DE LA PROGRESSION DE L'ACCIDENT .....	19
2.2	DEROULEMENT GENERAL DES ACCIDENTS GRAVES .....	21
2.2.1	PHENOMENES PHYSIQUES ENVISAGES POUR UN REP .....	21
2.2.2	DIFFERENCES ENTRE LES REP 900 ET 1300 MWe POUR CE QUI CONCERNE LES ACCIDENTS GRAVES.....	23
2.2.3	SPECIFICITES DE L'EPR .....	24
2.2.4	GESTION D'UN ACCIDENT GRAVE .....	24
<b>CHAPITRE 3 :</b>	<b>PROGRESSION DE L'ACCIDENT EN CUVE .....</b>	<b>29</b>
3.1	DEGRADATION DU CŒUR EN CUVE.....	29
3.1.1	DEFINITION, PHENOMENOLOGIE GLOBALE.....	29
3.1.2	PHENOMENES PHYSIQUES MIS EN JEU .....	29
3.1.3	PROGRAMMES EXPERIMENTAUX, MODELISATION ET CODES DE CALCULS .....	32
3.1.4	BILAN ET PERSPECTIVES .....	35
3.2	COMPORTEMENT DU CORIUM EN FOND DE CUVE .....	37
3.2.1	DEFINITION, PHENOMENOLOGIE GLOBALE.....	37
3.2.2	PHENOMENES PHYSIQUES MIS EN JEU .....	37
3.2.3	PROGRAMMES EXPERIMENTAUX, MODELISATION ET CODES DE CALCULS .....	41
3.2.4	BILAN ET PERSPECTIVES .....	44
3.3	RUPTURE DE LA CUVE .....	45
3.3.1	DEFINITION, PHENOMENOLOGIE GLOBALE.....	45
3.3.2	PHENOMENES PHYSIQUES MIS EN JEU .....	46
3.3.3	PROGRAMMES EXPERIMENTAUX, MODELISATION ET CODES DE CALCULS .....	46
3.3.4	BILANS ET PERSPECTIVES .....	50
3.4	FUSION EN PRESSION .....	52
3.4.1	DEFINITION, PHENOMENOLOGIE GLOBALE.....	52
3.4.2	PHENOMENES PHYSIQUES MIS EN JEU .....	53

3.4.3	PROGRAMMES EXPERIMENTAUX, MODELISATION ET CODES DE CALCULS .....	53
3.4.4	BILAN ET PERSPECTIVES .....	59

## **CHAPITRE 4 : PHENOMENES POUVANT MENER A UNE DEFAILLANCE PRECOCE DE L'ENCEINTE ....67**

<b>4.1</b>	<b>ECHAUFFEMENT DIRECT DES GAZ DE L'ENCEINTE .....</b>	<b>67</b>
4.1.1	DEFINITION, PHENOMENOLOGIE GLOBALE.....	67
4.1.2	PHENOMENES PHYSIQUES MIS EN JEU .....	67
4.1.3	PROGRAMMES EXPERIMENTAUX, MODELISATION ET CODES DE CALCULS .....	69
4.1.4	BILAN ET PERSPECTIVES .....	74
<b>4.2</b>	<b>RISQUE HYDROGENE ET MOYENS DE LIMITATION DES CONSEQUENCES .....</b>	<b>76</b>
4.2.1	CONTEXTE DU RISQUE HYDROGENE .....	76
4.2.2	PHENOMENOLOGIE GLOBALE ET PROBLEMATIQUES .....	76
4.2.3	PROGRAMMES EXPERIMENTAUX .....	78
4.2.4	MODELISATION ET LOGICIELS DE SIMULATION.....	84
4.2.5	BILAN ET PERSPECTIVES .....	86
<b>4.3</b>	<b>EXPLOSION DE VAPEUR .....</b>	<b>88</b>
4.3.1	DEFINITION, PHENOMENOLOGIE GLOBALE.....	88
4.3.2	PHENOMENES PHYSIQUES MIS EN JEU .....	89
4.3.3	PROGRAMMES EXPERIMENTAUX, MODELISATION ET CODES DE CALCULS .....	93
4.3.4	BILAN ET PERSPECTIVES .....	97

## **CHAPITRE 5 : PHENOMENES POUVANT MENER A UNE DEFAILLANCE DIFFEREE DE L'ENCEINTE .. 104**

<b>5.1</b>	<b>INTERACTION CORIUM-BETON (ICB).....</b>	<b>104</b>
5.1.1	CONTEXTE DE L'ICB ET OBJECTIFS DE LA R&D.....	104
5.1.2	PHENOMENOLOGIE DE L'ICB ET PROBLEMATIQUE.....	104
5.1.3	PROGRAMMES EXPERIMENTAUX, MODELISATION ET LOGICIELS DE SIMULATION .....	106
5.1.4	BILAN ET PERSPECTIVES .....	112

## **CHAPITRE 6 : RETENTION ET REFROIDISSEMENT DU CORIUM EN CUVE ET HORS CUVE ..... 117**

<b>6.1</b>	<b>RETENTION EN CUVE.....</b>	<b>117</b>
6.1.1	DEFINITION, PHENOMENOLOGIE GLOBALE, ENJEUX DE SURETE .....	117
6.1.2	RETENTION EN CUVE PAR NOYAGE DU CIRCUIT PRIMAIRE .....	118
6.1.3	RETENTION EN CUVE PAR NOYAGE DU PUIITS DE CUVE .....	122
<b>6.2</b>	<b>REFROIDISSEMENT DU CORIUM SOUS EAU EN COURS D'INTERACTION CORIUM-BETON .....</b>	<b>131</b>
6.2.1	DEFINITION, PHENOMENOLOGIE GLOBALE.....	131
6.2.2	PROGRAMMES EXPERIMENTAUX, MODELISATION ET CODES DE CALCULS .....	131
6.2.3	BILAN ET PERSPECTIVES .....	135
<b>6.3</b>	<b>ETALEMENT DU CORIUM (EPR).....</b>	<b>136</b>

6.3.1	DEFINITION, PHENOMENOLOGIE GLOBALE.....	136
6.3.2	PHENOMENES PHYSIQUES MIS EN JEU .....	136
6.3.3	PROGRAMMES EXPERIMENTAUX, MODELISATION ET LOGICIELS DE SIMULATION .....	137
6.3.4	BILAN ET PERSPECTIVES .....	141
<b>6.4</b>	<b>RECUPERATEUR HORS CUVE .....</b>	<b>142</b>
6.4.1	TYPES DE RECUPERATEURS HORS CUVE .....	142
6.4.2	PHENOMENES PHYSIQUES MIS EN JEU .....	144
6.4.3	PROGRAMMES EXPERIMENTAUX, MODELISATION ET CODES DE CALCULS .....	146
6.4.4	BILAN ET PERSPECTIVES.....	151
 <b>CHAPITRE 7 : RELACHEMENT ET TRANSPORT DES PRODUITS DE FISSION.....</b>		<b>159</b>
<b>7.1</b>	<b>RELACHEMENT DES PRODUITS DE FISSION EN CUVE.....</b>	<b>159</b>
7.1.1	DEFINITION, PHENOMENOLOGIE GLOBALE.....	159
7.1.2	PHENOMENES PHYSIQUES MIS EN JEU .....	161
7.1.3	PROGRAMMES EXPERIMENTAUX, MODELISATION ET CODES DE CALCULS .....	164
7.1.4	BILANS ET PERSPECTIVES .....	168
<b>7.2</b>	<b>TRANSPORT DES PRODUITS DE FISSION DANS LES CIRCUITS PRIMAIRE ET SECONDAIRE.....</b>	<b>170</b>
7.2.1	DEFINITION, PHENOMENOLOGIE GLOBALE.....	170
7.2.2	PHENOMENES PHYSIQUES MIS EN JEU .....	170
7.2.3	PROGRAMMES EXPERIMENTAUX, MODELISATION ET CODES DE CALCUL .....	174
7.2.4	BILANS ET PERSPECTIVES .....	174
<b>7.3</b>	<b>RELACHEMENT DES PRODUITS DE FISSION HORS CUVE.....</b>	<b>176</b>
7.3.1	DEFINITION, PHENOMENOLOGIE GLOBALE.....	176
7.3.2	PHENOMENES PHYSIQUES MIS EN JEU .....	176
7.3.3	PROGRAMMES EXPERIMENTAUX, MODELISATION ET CODES DE CALCUL .....	177
7.3.4	BILANS ET PERSPECTIVES .....	177
<b>7.4</b>	<b>COMPORTEMENT DES AEROSOLS DANS L'ENCEINTE DE CONFINEMENT .....</b>	<b>178</b>
7.4.1	DEFINITION, PHENOMENOLOGIE GLOBALE.....	178
7.4.2	PHENOMENES PHYSIQUES MIS EN JEU .....	178
7.4.3	PROGRAMMES EXPERIMENTAUX, MODELISATION ET CODES DE CALCUL .....	179
7.4.4	BILANS ET PERSPECTIVES .....	180
<b>7.5</b>	<b>CHIMIE DES PRODUITS DE FISSION .....</b>	<b>181</b>
7.5.1	DEFINITION, PHENOMENOLOGIE GLOBALE.....	181
7.5.2	PHENOMENES PHYSIQUES MIS EN JEU .....	181
7.5.3	PROGRAMMES EXPERIMENTAUX, MODELISATION ET CODES DE CALCUL .....	188
7.5.4	BILANS ET PERSPECTIVES .....	190
 <b>CHAPITRE 8 : CODES ACCIDENTS GRAVES - ETAT DES DEVELOPPEMENTS ET DE LA VALIDATION</b>		<b>197</b>

<b>8.1</b>	<b>ASTEC .....</b>	<b>197</b>
8.1.1	CAPACITES ACTUELLES DU CODE .....	198
8.1.2	ETAT DE LA VALIDATION .....	200
8.1.3	PERSPECTIVES D'EVOLUTION DU CODE .....	203
<b>8.2</b>	<b>MAAP .....</b>	<b>204</b>
8.2.1	CAPACITES ACTUELLES DU CODE .....	204
8.2.2	ETAT DE LA VALIDATION .....	206
8.2.3	PERSPECTIVES D'EVOLUTION DU CODE .....	207
<b>8.3</b>	<b>MELCOR.....</b>	<b>208</b>
8.3.1	CAPACITES ACTUELLES DU CODE .....	208
8.3.2	ETAT DE LA VALIDATION .....	209
8.3.3	PERSPECTIVES D'EVOLUTION DU CODE .....	211
<b>CHAPITRE 9 :</b>	<b>CONCLUSION .....</b>	<b>216</b>

# CHAPITRE 1 : INTRODUCTION

---

## 1.1 DEFINITION D'UN ACCIDENT GRAVE ET OBJECTIFS DE LA RECHERCHE

Dans ce rapport, on appelle accident grave un accident au cours duquel le combustible est significativement dégradé par une fusion plus ou moins complète du cœur du réacteur. Compte tenu des mesures de prévention des accidents mises en place par l'exploitant, ce type d'accident reste hautement hypothétique. Cependant, du fait des conséquences importantes qu'aurait le rejet de produits radioactifs dans l'environnement, et au titre de la défense en profondeur, des efforts significatifs sont consacrés à leur étude.

Un accident grave a généralement pour origine un défaut de refroidissement du cœur dont la puissance résiduelle ne parvient plus à être évacuée. En une à quelques heures, suite à des défaillances multiples, humaines et/ou matérielles, incluant l'échec des procédures de sauvegarde, la structure des éléments combustibles se dégrade. Une suite de phénomènes nombreux et complexes se déroule alors, selon divers scénarios dépendant des conditions initiales de l'accident et des actions des opérateurs ; ces scénarios sont susceptibles, à terme, de conduire à la perte de l'intégrité du confinement et à des risques de relâchements importants de produits radioactifs à l'extérieur de l'enceinte de confinement.

Par convention, on appellera rejets précoces, les rejets susceptibles de se produire avant la mise en œuvre de l'ensemble des mesures de protection des populations.

Dans le domaine des accidents graves, les phénomènes physiques mis en jeu sont extrêmement complexes et sortent généralement du cadre des connaissances acquises hors du domaine nucléaire.

Les objectifs de la recherche sont donc de parvenir à comprendre au mieux ces phénomènes physiques et de réduire les incertitudes quant à leur quantification, afin d'être capable de développer des modèles applicables aux réacteurs. Ces modèles, regroupés au sein de codes de calcul informatiques, doivent permettre de prévoir le déroulement d'un accident grave.

Comme il est impossible d'effectuer, dans ce domaine, des essais à taille réelle et de reproduire toutes les situations envisageables, il est nécessaire de réaliser des essais élémentaires, permettant d'étudier séparément chaque phénomène physique, puis de confirmer sur des essais globaux les interactions entre ces phénomènes physiques. Le tout doit se faire à des échelles compatibles avec les capacités techniques et économiques des installations, tout en restant représentatives pour l'extrapolation à l'échelle du réacteur.

La recherche concerne les réacteurs en fonctionnement et les réacteurs futurs. Les phénomènes de base sont les mêmes pour les réacteurs à eau sous pression actuels ou en projet. Toutefois, dans le cas des centrales existantes, les accidents graves n'ont pas été considérés lors de leur conception. Les modifications envisageables de l'installation sont donc restreintes et les recherches menées dans ce cadre ont essentiellement pour objectif de trouver des moyens de limiter les conséquences d'un éventuel accident grave. Elles sont articulées autour de deux directions complémentaires, la caractérisation des rejets et l'étude des modes de ruine du confinement et des moyens d'y faire face.

Pour le futur réacteur EPR (European Pressurized water Reactor), l'Autorité de Sûreté a fixé comme objectifs de sûreté une réduction significative des rejets radioactifs pouvant résulter de toutes les situations d'accident concevables, y compris les accidents avec fusion du cœur. Des dispositions de conception spécifiques doivent être prises afin d'aboutir à une élimination pratique des accidents pouvant conduire à des rejets précoces importants et à une limitation des conséquences des accidents avec fusion du cœur à basse pression. Les recherches menées dans ce cadre doivent donc permettre de remplir ces objectifs.

## **1.2 CADRE DE LA RECHERCHE**

La plupart des pays ayant un programme électronucléaire important, tels que les Etats-Unis, le Japon, l'Allemagne, la Belgique, le Canada, la Corée du sud, la Suisse, la Suède ou la Russie, ont engagé des programmes de recherche concernant les accidents graves. En général, chaque pays s'est attaché à un ou plusieurs aspects particuliers du sujet, l'ampleur du domaine ne permettant pas de couvrir l'ensemble des phénomènes avec les programmes de recherche nationaux.

En France, les premiers grands programmes de recherche dans le domaine des accidents graves ont été initiés au début des années 80, suite à l'accident du réacteur de Three Miles Island 2 en 1979. Compte tenu de l'importance de son parc nucléaire, la France a été amenée à développer des programmes propres sur à peu près tous les sujets relatifs aux accidents graves. Les recherches en sûreté sont principalement menées par l'IRSN, le CEA, EDF et AREVA. Tous ces organismes développent ou participent au développement de codes de simulation et l'IRSN, le CEA et AREVA (en Allemagne) possèdent des installations dans lesquelles ils effectuent des essais. Certaines actions sont également sous-traitées à des centres de recherche ou des équipementiers.

La recherche dans le domaine des accidents graves impliquant des ressources humaines et financières très importantes, les collaborations entre les acteurs du nucléaire, industriels, centres de recherche et organismes de sûreté, à l'échelle nationale et internationale, sont nombreuses. En France, l'IRSN, le CEA, EDF et AREVA ont initié des programmes communs sur un grand nombre de sujets (accords bipartites, tripartites voire quadripartites) et participent à des programmes internationaux, notamment aux actions de recherche soutenues par la Commission Européenne dans le cadre de ses Programmes Communs de Recherche et Développement (PCRD) ou celles conduites sous l'égide de l'OCDE.

Dans le cadre du 6<sup>ème</sup> PCRD, un « réseau d'excellence » appelé SARNET (Severe Accident Research NETWORK of excellence), coordonné par l'IRSN, a été mis en place afin d'optimiser l'utilisation des moyens de recherche disponibles dans le domaine des accidents graves. SARNET regroupe 49 participants appartenant à 19 pays, membres de l'Union Européenne ou nouveaux états candidats ainsi que la Suisse. Ses objectifs sont d'améliorer les connaissances scientifiques, de définir et réaliser des programmes de recherche ainsi que d'assurer la pérennité des acquis et de diffuser les informations. Deux des activités dites d'intégration sont le code ASTEC (voir chapitre 8) et les méthodologies d'Etudes Probabilistes de Sûreté de niveau 2 (EPS 2).



De nombreuses collaborations internationales sont également mises en place dans le cadre de l'OCDE. Par l'intermédiaire du Comité sur la Sûreté des Installations Nucléaires (CSNI), l'OCDE coordonne le lancement et la réalisation de programmes de recherche en vue d'aboutir à un consensus sur des questions scientifiques et techniques d'intérêt commun. Le choix des sujets provient le plus souvent de recommandations générales émises dans le cadre de rapports d'experts portant sur les questions non complètement résolues, ainsi que sur les programmes ou installations qui devraient faire l'objet de collaborations internationales. On citera en particulier le rapport [1.2\_1], dont la mise à jour est en cours. L'OCDE n'ayant pas de budget propre pour ce type d'actions, elle s'appuie sur les contributions des participants. Dans le domaine des outils de simulation, le CSNI favorise la création de groupes de travail d'experts afin d'établir des matrices de validation ; il organise également des ISP (International Standard Problems [1.2\_2]) qui consistent, sur un problème donné, à comparer avec des résultats expérimentaux, les résultats obtenus par diverses équipes mettant en oeuvre différents codes de calculs. Enfin, des états de l'art (State Of the Art Report) sont réalisés sur des sujets d'intérêt commun (distribution d'hydrogène, combustion d'hydrogène, comportement des aérosols par exemple) ; ces SOAR permettent d'avoir une vue complète sur un problème donné en faisant un état des connaissances et des incertitudes qui demeurent, et en présentant les orientations recommandées.

### **1.3 OBJECTIFS DU RAPPORT**

Ce document présente l'état actuel de la recherche relative aux accidents graves réalisée en France et à l'étranger. Il a pour but de donner une vision objective et la plus exhaustive possible de ce champ de recherche original. Il permet de contribuer à l'identification et à la hiérarchisation des besoins de R&D, cette hiérarchisation devant, bien entendu, être complétée par un éclairage fort sur les besoins en termes d'analyses de sûreté associées aux différents risques et phénomènes physiques, en particulier avec le support d'évaluations probabilistes de sûreté de niveau 2, dont le niveau de finesse doit être suffisant pour ne pas occulter, par construction, des phénomènes physiques dont la connaissance limitée conduit à des incertitudes importantes. Notons que ni les analyses de sûreté, ni les EPS 2 ne sont présentées dans ce document.

Ce rapport présente les phénomènes physiques pouvant survenir lors d'un accident grave, dans la cuve du réacteur et dans l'enceinte de confinement, leur enchaînement et les moyens permettant d'en atténuer les effets. Les scénarios correspondants sont présentés au chapitre 2. Le chapitre 3 est consacré au déroulement de l'accident en cuve ; y sont donc traités, la dégradation du cœur en cuve (3.1), le comportement du corium en fond de cuve (3.2), la rupture de la cuve (3.3) et la fusion en pression (3.4). Le chapitre 4 concerne les phénomènes pouvant mener à une défaillance précoce de l'enceinte, à savoir l'échauffement direct des gaz de l'enceinte (4.1), le risque hydrogène (4.2) et l'explosion de vapeur (4.3). Le phénomène pouvant mener à une défaillance différée de l'enceinte, à savoir l'interaction corium-béton, est abordé dans le chapitre 5. Le chapitre 6 est dédié aux problèmes liés à la rétention et au refroidissement du corium en cuve et hors cuve, à savoir la rétention en cuve par renoyage du circuit primaire ou par renoyage du puits de cuve (6.1), le refroidissement du corium sous eau en cours d'interaction corium-béton (6.2), l'étalement du corium (6.3) et le récupérateur hors cuve (6.4). Le chapitre 7 a trait au relâchement et au transport des produits de fission (PF) ; il aborde donc les thèmes du relâchement des PF en cuve (7.1) et hors cuve (7.3), du transport des PF dans les

circuits primaire et secondaire (7.2), du comportement des aérosols dans l'enceinte de confinement (7.4) et de la chimie des PF (7.5). Enfin, le chapitre 8 présente un état des développements et de la validation des principaux codes « accidents graves » : ASTEC, MAAP et MELCOR.

Dans les chapitres 3 à 7, pour chacun des thèmes retenus, les phénomènes mis en jeu sont rappelés. Sont ensuite brièvement décrits les principales expériences réalisées sur le sujet, récentes, en cours et prévues, ainsi que les principaux modèles et codes spécifiques (hors codes intégraux) utilisés pour simuler les phénomènes en question. Un état des connaissances acquises à l'heure actuelle est établi et les perspectives en termes notamment de programmes expérimentaux et de développement d'outils de modélisation sont présentées.

## REFERENCES DU CHAPITRE 1

- [1.2\_1] Nuclear Safety Research in OECD Countries, Major Facilities and Programmes at Risk  
NEA/2001
- [1.2\_2] CSNI International Standard Problems, Brief description (1975-1999) NEA/CSNI/R(2000)5

## CHAPITRE 2 : SCENARIOS

---

Ce chapitre constitue une introduction aux scénarios d'accidents avec fusion du cœur du réacteur envisagés sur un REP.

Dans une première partie sont décrites les principales familles d'accident de l'EPS de niveau 1 (événements initiateurs internes à l'installation) pouvant entraîner le dénoyage prolongé du cœur et, par conséquent, sa fusion. Les scénarios accidentels susceptibles de résulter d'une agression ne sont pas décrits.

Dans une seconde partie sont présentés, en termes généraux, les différents phénomènes physiques pouvant se produire sur un REP après le début de la fusion du cœur ainsi que leurs conséquences vis-à-vis de la perte de la fonction de confinement des produits de fission.

Les conclusions de l'EPS de niveau 2 (disponibles pour le palier 900 MWe uniquement) ne sont volontairement pas présentées dans ce chapitre : les résultats et la comparaison entre les études menées indépendamment par EDF et l'IRSN ne sont pas assez consolidés du point de vue de l'IRSN. La prochaine mise à jour de l'EPS 2 REP 900 (version dite post-VD3) est prévue pour fin 2006, que ce soit par EDF et par l'IRSN.

### **2.1 TYPES D'ACCIDENT POUVANT MENER A LA FUSION DU CŒUR**

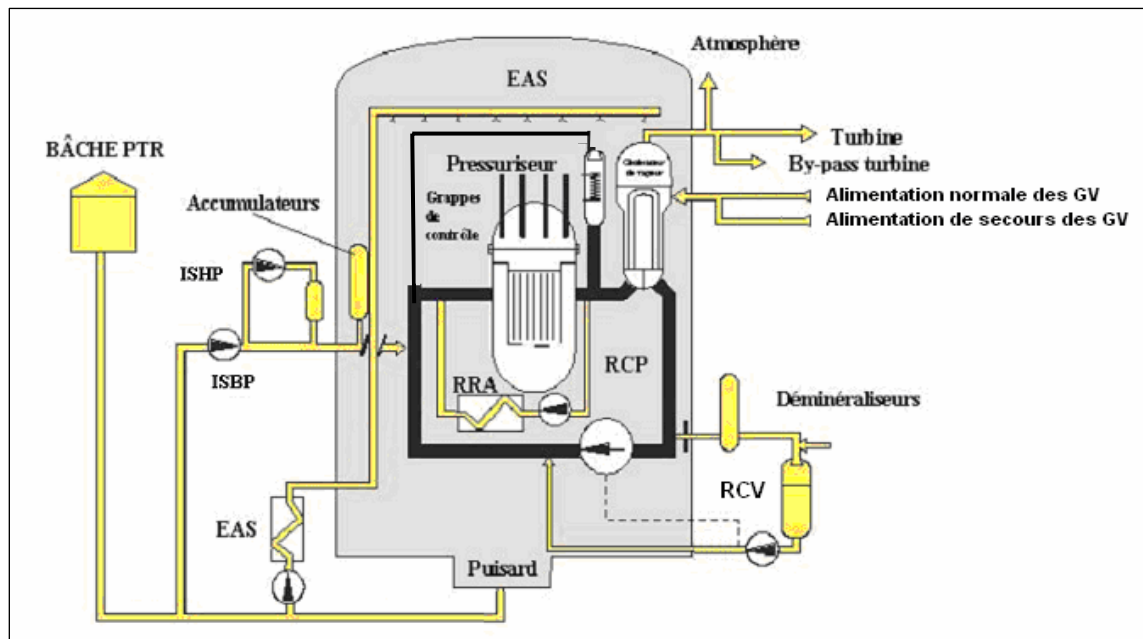
#### **2.1.1 DESCRIPTION DES FAMILLES ACCIDENTELLES DE L'EPS DE NIVEAU 1**

##### **2.1.1.1 Introduction**

Les EPS de niveau 1 visent à identifier les séquences accidentelles conduisant à un endommagement partiel ou total du combustible. Il convient de rappeler qu'EDF développe des EPS de niveau 1 pour les paliers 900 MWe, 1300 MWe, N4 et le réacteur EPR, et que l'IRSN développe de son côté des EPS de niveau 1 sur les paliers 900 et 1300 MWe. Les études réalisées par EDF sont considérées comme les études de référence pour l'analyse de sûreté et les études menées par l'IRSN sont des contre-études facilitant l'analyse des résultats et des conclusions d'EDF.

La suite du document s'appuie sur les EPS de niveau 1 développées par EDF et l'IRSN pour le palier 900 MWe, en support à la préparation de la 3<sup>ème</sup> Visite Décennale pour les réacteurs de ce palier (références [2.1\_1] et [2.1\_2]). Seuls les initiateurs internes sont considérés.

Les systèmes intervenant en situations normale et accidentelle sont représentés schématiquement sur la Figure 2.1-1.



*Figure 2.1-1 : Présentation schématique des systèmes*

### 2.1.1.2 Accidents de perte de réfrigérant primaire (séquences APRP, déclinées en Grosses Brèches, Brèches Intermédiaires et Petites Brèches)

L'événement initiateur de ces accidents est une brèche affectant le circuit primaire, ou un circuit qui lui est connecté, à l'exception de la rupture de la cuve ou d'un ou plusieurs tubes de générateur de vapeur (voir chapitre 2.1.1.5). Une telle brèche provoquerait une perte du réfrigérant primaire et une dépressurisation du circuit primaire. Plusieurs situations sont distinguées dans l'EPS 1 selon l'état initial du réacteur, l'emplacement et la taille de la brèche.

En cas d'APRP, la dépressurisation du circuit primaire entraîne l'arrêt automatique du réacteur, puis le démarrage automatique de l'injection de sécurité. Pour des brèches de grande taille, la montée rapide de pression dans l'enceinte de confinement déclenche la mise en service automatique du système d'aspersion.

Afin de maîtriser l'accident, les fonctions à assurer par les systèmes de protection et de sauvegarde sont les suivantes :

- le contrôle de la réactivité, par l'arrêt automatique du réacteur et l'injection d'eau borée ou par le vide du circuit primaire en cas de gros APRP ;
- le maintien de l'inventaire en eau dans la cuve, par le système d'injection de sécurité tout d'abord en phase d'injection directe (à partir du réservoir PTR), puis en phase de recirculation (à partir des puisards de l'enceinte de confinement) ;
- le refroidissement et l'évacuation de la puissance résiduelle, par la brèche ou les générateurs de vapeur selon la taille de la brèche, puis par le système de réfrigération à l'arrêt (RRA) s'il peut être connecté au circuit primaire ; en cas d'utilisation de l'injection de sécurité en recirculation sur les puisards, l'évacuation d'énergie hors de l'enceinte de confinement serait assurée par les

échangeurs situés sur le système d'aspersion dans l'enceinte ou par le RRA dans le cas de petites brèches primaires.

Les séquences accidentelles menant à la fusion du cœur résultent de la défaillance de l'un ou de plusieurs de ces systèmes de sauvegarde. Lorsque le réacteur est initialement en puissance sont envisagées les séquences consécutives :

- à la défaillance de l'injection de sécurité ou du système d'aspersion dans l'enceinte (EAS) en injection directe ou en recirculation,
- à la défaillance du contrôle commande empêchant le démarrage de l'injection de sécurité ou de l'EAS ou le passage en recirculation en l'absence d'action corrective par l'équipe de conduite.

Dans les états d'arrêt du réacteur (circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt - RRA connecté), les séquences accidentelles envisagées diffèrent suivant l'état initial du réacteur (circuit primaire fermé, entrouvert ou ouvert) mais sont toujours liées à une défaillance du maintien de l'inventaire en eau, à la suite d'erreur(s) humaine(s) ou de défaillance(s) matérielle(s).

#### **2.1.1.3 Accidents de perte de réfrigérant primaire à l'extérieur de l'enceinte de confinement (famille V-LOCA)**

Ces accidents, dus à une perte de réfrigérant primaire via une brèche située à l'extérieur de l'enceinte, localisée sur un circuit connecté au circuit primaire et non isolé de celui-ci, présenteraient deux caractéristiques particulières :

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

La rupture de la barrière thermique des pompes primaires peut conduire, par exemple, à des situations de ce type.

#### **2.1.1.4 Accidents de rupture de tuyauterie secondaire (famille RTS : RTE et RTV)**

Les événements initiateurs considérés ici sont :

- une rupture de la tuyauterie d'alimentation en eau d'un générateur de vapeur (RTE) ;
- ou une rupture de la tuyauterie de sortie en vapeur de la partie secondaire d'un générateur de vapeur (RTV).

La rupture d'une tuyauterie d'alimentation en eau d'un générateur de vapeur provoque la vidange de la partie secondaire de ce générateur de vapeur, un refroidissement accéléré du circuit primaire, l'arrêt automatique du réacteur et le démarrage de l'injection de sécurité.

Le générateur de vapeur accidenté doit être isolé par les opérateurs pour éviter la vidange des autres générateurs de vapeur et conserver la disponibilité du refroidissement par le circuit secondaire.

La rupture de la tuyauterie de sortie en vapeur d'un générateur de vapeur entraîne une augmentation brutale du débit de vapeur au secondaire et donc une extraction accrue d'énergie du circuit primaire, dont la pression et la température se mettent à diminuer. Ce refroidissement a pour effet de réduire la marge d'anti-réactivité disponible. Lorsque la rupture d'une tuyauterie de sortie de vapeur est importante, l'injection de sécurité est rapidement sollicitée (injection d'eau borée) et les générateurs sont isolés automatiquement au niveau des lignes vapeur.

Les fonctions à assurer en cas de RTV ou de RTE sont :

- le contrôle de la réactivité, assuré par l'arrêt automatique du réacteur, complété éventuellement par l'injection d'eau borée par l'injection de sécurité ;
- l'évacuation de la puissance résiduelle, assurée par les générateurs de vapeur sains, alimentés en eau par le système d'alimentation de secours des générateurs de vapeur.

Les séquences accidentelles dominantes menant à la fusion du cœur, pour une RTE, résultent du blocage de plusieurs grappes hors du cœur, empêchant la maîtrise de la réactivité, ou d'un échec du fonctionnement en gavage-ouvert.

Pour ce qui concerne les RTV, deux exemples de séquences menant à la fusion du cœur sont mentionnés ci-après :

- *en cas de grosse RTV*, la défaillance de l'EAS peut conduire à dépasser le profil de qualification de l'instrumentation nécessaire au passage en état de repli ; de même, le blocage mécanique d'au moins deux grappes hors du cœur peut empêcher la maîtrise de la réactivité ;
- *en cas de petite RTV*, le blocage mécanique d'une grappe cumulé à l'échec de l'isolement vapeur, du fait d'une erreur humaine, peut empêcher là aussi la maîtrise de la réactivité.

#### **2.1.1.5 Accidents de rupture de tube de générateur de vapeur (famille RTGV, cumul RTV-RTGV)**

L'événement initiateur pour cette famille est une fuite importante ou une rupture d'un ou de plusieurs tubes d'un générateur de vapeur (famille RTGV) ou la rupture d'une tuyauterie secondaire (eau ou vapeur) entraînant la rupture quasi-immédiate d'un ou plusieurs tubes de générateur de vapeur (cumul RTV-RTGV).

La rupture ou la fuite de tube(s) d'un générateur de vapeur provoque une baisse de la pression dans le circuit primaire, entraînant l'arrêt automatique du réacteur, puis le démarrage de l'injection de sécurité et de l'alimentation de secours des générateurs de vapeur.

Les opérateurs doivent ensuite identifier et isoler le générateur de vapeur accidenté, arrêter l'injection de sécurité et refroidir le circuit primaire au moyen des générateurs de vapeur sains afin de rejoindre les conditions d'utilisation du système de refroidissement à l'arrêt. Si l'arrêt de l'injection de sécurité ou l'isolement du générateur de vapeur affecté est tardif, celui-ci se remplit d'eau et les organes de décharge du circuit secondaire sont sollicités en eau, ce qui peut entraîner le blocage en position ouverte de ces organes et en conséquence un contournement de l'enceinte de confinement.

Dans cette situation, il convient d'effectuer une dépressurisation du circuit primaire pour annuler la perte de fluide primaire à l'extérieur de l'enceinte de confinement.

Les séquences accidentelles envisagées pour une RTGV (1 tube ou 2 tubes) sont liées notamment à la perte totale du refroidissement par le secondaire et à une défaillance lors du passage en gavé-ouvert.

#### **2.1.1.6 Accident de perte totale de la source froide ou des systèmes associés (famille H1)**

Les événements initiateurs de cette famille sont la perte de la source froide terminale ou des systèmes de refroidissement permettant l'évacuation de l'énergie vers la source froide terminale.

La défaillance des systèmes de refroidissement intermédiaire entraîne :

- l'arrêt des pompes primaires ;
- l'arrêt du refroidissement de la barrière thermique des pompes primaires, pouvant entraîner, en cas de défaillance de l'injection aux joints des pompes primaires, une brèche sur le circuit primaire ;
- la perte du refroidissement de l'eau de décharge du RCV ;
- la perte du refroidissement de certains systèmes de ventilation, pouvant entraîner la perte d'équipements ;
- la perte du refroidissement des échangeurs du système d'aspersion dans l'enceinte et donc de l'évacuation de l'énergie dans l'enceinte en cas de fonctionnement de l'injection de sécurité en recirculation.

La conduite effectuée par les opérateurs dans cette situation vise à assurer un repli vers un état du réacteur (45 bar) où l'injection aux joints des pompes primaires peut être arrêtée sans risque. Les pompes primaires sont arrêtées et le refroidissement du circuit primaire est effectué par le circuit secondaire en circulation naturelle côté primaire.

Les séquences accidentelles envisagées pour un réacteur en puissance sont par exemple liées à la défaillance de l'alimentation en eau des GV par l'ASG, suivie de l'échec du passage en gavé-ouvert ou à l'absence du maintien en eau du circuit primaire en cas d'apparition d'une brèche aux joints des pompes primaires.

Dans les états d'arrêt du réacteur, les séquences envisagées dépendent de l'état initial du réacteur : défaillance de l'ASG ou du maintien de l'inventaire en eau du circuit primaire dans les états fermé et entrouvert du réacteur, défaillance de l'appoint en eau ou échec de l'utilisation du dispositif de décompression et filtration U5 pour refroidir l'enceinte lorsque le circuit primaire est initialement ouvert.



### **2.1.1.7 Accidents de perte totale d'alimentation en eau des générateurs de vapeur (famille H2 ou TGTA)**

Les événements initiateurs de cette famille accidentelle correspondent à des défaillances d'équipements conduisant à la perte cumulée des systèmes d'alimentation en eau normale et de secours des générateurs de vapeur.

Si aucune action de conduite n'est entreprise par les opérateurs, les générateurs de vapeur se vident rapidement côté secondaire et deviennent inefficaces, le circuit primaire s'échauffe et monte en pression jusqu'à la pression de tarage des soupapes SEBIM du pressuriseur. Le circuit primaire se vide alors, via les soupapes SEBIM, et reste à une pression élevée jusqu'au découverture du cœur. La fusion du cœur peut se produire avec un circuit primaire en pression, ce qui constitue une menace à court terme pour le confinement (éjection de corium dans l'enceinte au moment de la rupture de la cuve - DCH, risque de rupture de tubes de générateurs de vapeur).

Dans cette situation, les opérateurs doivent :

- ouvrir les soupapes de sûreté du pressuriseur puis mettre en service l'injection de sécurité (fonctionnement en « gavé-ouvert »),
- à terme, restaurer un moyen d'alimentation en eau des générateurs de vapeur, afin de rejoindre les conditions permettant le fonctionnement du système de refroidissement à l'arrêt.

Les séquences accidentelles prépondérantes, menant à la fusion du cœur pour cette situation, résultent essentiellement d'une défaillance dans la mise en œuvre du fonctionnement en « gavé-ouvert » soit à court terme (défaillance de l'injection de sécurité à la sollicitation ou erreur de conduite) ou à plus long terme (défaillance en fonctionnement de l'injection de sécurité, absence de refroidissement de l'enceinte par l'EAS).

### **2.1.1.8 Accidents de perte totale des alimentations électriques (famille H3)**

Les initiateurs sont la perte quasi-simultanée des deux tableaux secourus 6.6 kV LHA et LHB ou la perte des alimentations externes puis internes par dégradations successives des sources électriques, ce qui entraîne la perte totale des alimentations électriques des systèmes de sauvegarde du réacteur.

Dans cette situation, lorsque le circuit primaire est initialement fermé, les opérateurs doivent rejoindre un état de repli pour lequel l'injection aux joints des pompes primaires n'est plus nécessaire, à l'aide du turbo alternateur LLS, de la pompe de test (injection aux joints des pompes primaires), de la TPS-ASG (turbo pompe) et des vannes de décharge du GCT. Cet état est caractérisé par une température primaire de 190 °C et une pression de 45 bar.

Lorsque le circuit primaire est initialement entrouvert, les opérateurs doivent rejoindre un état intermédiaire caractérisé par une température de 190 °C et la pompe de test compense la perte d'eau par les événements du circuit primaire.

Lorsque le circuit primaire est initialement ouvert, un appoint gravitaire doit être mis en œuvre à court terme, complété à moyen terme par une injection d'eau par la pompe de charge de la tranche voisine.

Dans tous les cas, la connexion du groupe électrogène d'ultime secours (GEUS) doit être entreprise très rapidement.

Parmi les séquences accidentelles envisagées, peuvent être signalées les situations résultant de :

- la défaillance de la turbo-pompe ASG ou de l'injection aux joints (entraînant une brèche du fait de l'absence de refroidissement de la barrière thermique) lorsque le réacteur est initialement fermé ;
- la défaillance des moyens d'appoint en eau au primaire lorsque le circuit primaire est ouvert.

#### **2.1.1.9 Perte des Sources Electriques Internes**

Cette famille regroupe les séquences accidentelles induites par la perte de tension sur un tableau électrique basse tension. Sont ainsi notamment considérées les défaillances d'un tableau LB., LC., ou la défaillance du tableau LDA.

Pour chaque perte de tension considérée sont évaluées les conséquences sur l'installation ; selon la perte de source électrique considérée, il s'ensuit notamment une indisponibilité partielle des fonctions d'alimentation en eau des générateurs de vapeur et de maintien de l'intégrité des joints des pompes primaires (refroidissement de la barrière thermique ; injection aux joints).

Les séquences menant à la fusion du cœur sont donc généralement des séquences de type « H2 » (perte totale de l'alimentation en eau des GV et échec du mode gavé-ouvert) et « H1 » (brèche aux joints des pompes primaires et absence de maintien de l'inventaire en eau).

Les séquences prépondérantes sont des séquences de type « H2 » induites par la perte du tableau LCA.

#### **2.1.1.10 Transitoires avec échec de l'arrêt automatique (famille ATWS)**

Cette famille d'accidents regroupe les situations avec une défaillance de l'arrêt automatique du réacteur suite à un événement initiateur interne à l'installation. Tous les initiateurs précédemment décrits peuvent en fait conduire à un accident de type ATWS.

Ces situations se traduisent par une perte de l'alimentation normale en eau des générateurs de vapeur et l'alimentation de secours peut s'avérer insuffisante pour évacuer la puissance neutronique encore libérée dans le cœur.

Trois conséquences sont envisagées :

- une perte d'intégrité du circuit primaire par dépassement de la pression de dimensionnement ;
- l'endommagement du cœur (notamment en cas de défaillance du refroidissement par le secondaire des générateurs de vapeur cumulé à l'échec de la mise en œuvre du gavé-ouvert) ;
- la rupture induite de tubes de générateur de vapeur du fait de la différence élevée de pression régnant entre les circuits primaire et secondaire.

### **2.1.1.11 Transitoires sur les circuits primaires (familles TRCP)**

Ces familles accidentelles regroupent des situations accidentelles variées, telles que les défaillances du RCV, les incidents de dilution intempestive, les incidents de pression primaire, la chute ou l'insertion intempestive de grappe(s), le retrait incontrôlé de grappes.

A l'exception des incidents de dilution et, dans une moindre mesure, des injections de sécurité intempestives, ces accidents ne conduisent pas à des conséquences significatives, sauf en cas d'aggravation de la situation (blocage en position ouverte d'une soupape de protection du pressuriseur, ATWS).

Pour les dilutions sont distinguées les dilutions homogènes (dilution intempestive progressive) et les dilutions hétérogènes (envoi d'un bouchon d'eau non suffisamment borée dans le cœur). Dans l'EPS1 (pour EDF ou pour l'IRSN), les dilutions homogènes conduisent à une fréquence d'endommagement du cœur relative faible en comparaison de celle due aux dilutions hétérogènes. A ce jour, les études menées sur les conséquences d'une dilution hétérogène ne permettent pas d'évaluer les risques sur l'étanchéité du confinement. Aussi, dans les EPS de niveau 2 d'EDF et de l'IRSN, une hypothèse simplificatrice de perte à court terme du confinement est retenue. Les dilutions hétérogènes contribuent en conséquence largement au risque de rejet massif précoce dans l'EPS 2.

### **2.1.2 FREQUENCE DE FUSION PAR FAMILLE DANS L'EPS DE NIVEAU 1 900 MWE D'EDF**

Dans l'étude probabiliste de niveau 1 réalisée en support à la préparation des troisièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe [2.1\_1], la fréquence de fusion du cœur a été estimée par EDF à environ  $5.10^{-6}$  par année et par réacteur, pour l'ensemble des états initiaux du réacteur. Les contributions des différentes familles accidentelles sont rappelées dans le Tableau 2.1-1. Les conclusions de l'analyse de cette étude par l'IRSN ne sont pas reportées ici et figurent dans le rapport GP n° DSR-50 en référence [2.1\_2].

**Tableau 2.1-1 : Répartition par famille d'accidents des fréquences de fusion de cœur, d'après les résultats de l'EPS1 réalisée par EDF (extrait de la réf. 2.1-1<sup>□</sup>)**

Famille Incidentelle	EDF (mise à jour Pré-VD3)	
	Fréquence de fusion du cœur (/année.réacteur)	% fréquence de fusion du cœur
H3 (Perte totale des Sources Electriques Externes)	2,4 10 <sup>-6</sup>	49,0%
APRP Petites Brèches	9,1 10 <sup>-7</sup>	18,5%
APRP Brèches Intermédiaires	3,3 10 <sup>-7</sup>	6,5%
H2 ou TGTA	3,3 10 <sup>-7</sup>	6,5%
ATWS	2,3 10 <sup>-7</sup>	4,7%
TRCP	2,0 10 <sup>-7</sup>	4,0%
APRP Grosses Brèches	1,7 10 <sup>-7</sup>	3,4%
H1 (Perte de la Source Froide)	1,6 10 <sup>-7</sup>	3,3%
RTV	9,0 10 <sup>-8</sup>	1,8%
RTE	8,3 10 <sup>-8</sup>	1,7%
Perte des Sources Electriques Internes	2,2 10 <sup>-8</sup>	0,4%
RTGV	1,7 10 <sup>-8</sup>	0,3%
Cumul RTV-RTGV	5,5 10 <sup>-9</sup>	0,1%
<b>Fréquence de fusion du cœur total</b>	<b>4,9 10<sup>-6</sup></b>	<b>100%</b>

### 2.1.3 POURSUITE DE LA PROGRESSION DE L'ACCIDENT

Les paragraphes précédents font apparaître une grande diversité des scénarios susceptibles de conduire à un endommagement (limité ou non) du cœur. Toutefois, il faut noter que ces scénarios, bien qu'issus d'initiateurs différents, peuvent conduire à une progression « accident grave » similaire.

En effet, il est admis que certaines caractéristiques de l'état du réacteur au moment du découvrément du cœur suffisent à caractériser la progression ultérieure de l'accident. Ces caractéristiques sont notamment utilisées dans l'interface entre les EPS de niveau 1 et 2. On peut citer par exemple :

- **le moment où intervient la fusion du cœur, qui conditionne la puissance résiduelle du cœur, donc la cinétique globale du déroulement de l'accident grave,**
- **la pression dans le circuit primaire lors de la fusion du cœur :** en particulier les séquences accidentelles consécutives à une défaillance de l'évacuation d'énergie du circuit primaire entraînent une fusion du cœur sous haute pression, ce qui conduit à des risques particuliers vis-à-vis du maintien du confinement,
- **l'état des systèmes de sauvegarde,** notamment la disponibilité du système d'aspersion dans l'enceinte de confinement, qui assure l'évacuation à terme de l'énergie hors de l'enceinte et le rabattement des produits radioactifs de l'atmosphère de l'enceinte de confinement,

- la sous-criticité du cœur,
- l'état de l'enceinte de confinement, notamment le succès de l'isolement de l'enceinte, la présence d'un contournement de l'enceinte ou la fermeture ou non du tampon d'accès des matériels.

Compte tenu de ces similitudes dans la progression attendue d'un accident grave, il est alors possible en termes de « R&D accident grave » d'étudier les différents phénomènes physiques susceptibles d'être induits par un accident grave de manière assez générique.

## 2.2 DEROULEMENT GENERAL DES ACCIDENTS GRAVES

### 2.2.1 PHENOMENES PHYSIQUES ENVISAGES POUR UN REP

La Figure 2.2-1 schématise les principaux phénomènes physiques pouvant intervenir lors d'un accident grave, ainsi que les systèmes de sauvegarde impliqués.

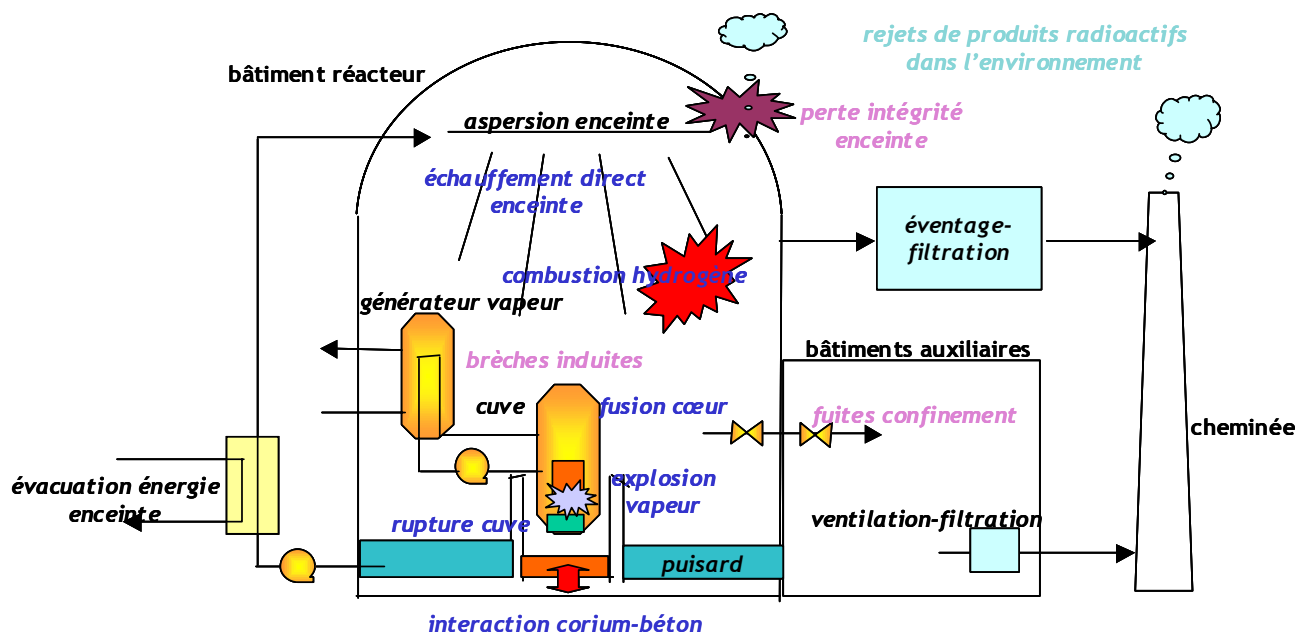


Figure 2.2-1 : Phénomènes physiques intervenant lors d'un accident grave

Lors du dénoyage prolongé du cœur du réacteur (voir paragraphe 3.1 - dégradation du cœur en cuve), le combustible s'échauffe progressivement sous l'effet de la puissance résiduelle, qui n'est plus évacuée. Une réaction exothermique d'oxydation des gaines de combustible en zircaloy par la vapeur d'eau se produit, menant à une production importante d'hydrogène et de puissance thermique. Par ailleurs, des réactions métallurgiques entre le combustible et la gaine produisent des eutectiques à bas point de fusion, entraînant des relocalisations de matériaux dans le cœur. Sous l'effet de l'échauffement, les produits de fission les plus volatils, puis les produits de fission semi-volatils sont relâchés par le combustible (voir paragraphe 7.1 - relâchement des PF en cuve).

Progressivement, il se forme, dans le cœur, un bain de matériaux fondus, appelé corium qui va ensuite s'écouler au fond de la cuve. Au contact de l'eau restant au fond de la cuve (voir le paragraphe 3.2 - comportement du corium en fond de cuve), une interaction entre le corium et l'eau se produit, se traduisant par une fragmentation grossière du corium, pouvant être suivie d'un phénomène plus violent, appelé explosion de vapeur (voir paragraphe 4.3 - explosion de vapeur). Sous l'effet de cette explosion, d'une part le fond de la cuve peut être rompu (voir paragraphe 3.3 - rupture de la cuve), d'autre part un projectile formé d'une partie du cœur peut être généré et venir rompre le couvercle

de la cuve, ce qui pourrait s'accompagner également de la projection d'éléments de structure vers l'enceinte de confinement et de son éventuelle perte d'étanchéité.

Au cours de la dégradation du cœur, il est possible de mettre en œuvre des moyens ultimes d'appoint en eau au circuit primaire ou au circuit secondaire, par l'intermédiaire de « lignages » de différents circuits. Le renoyage d'un cœur dégradé (**voir paragraphe 6.1.2 - rétention en cuve par renoyage du circuit primaire**), qui est un phénomène complexe, pourrait permettre, dans certaines conditions, d'arrêter la progression de l'accident. Par contre, ce renoyage peut provoquer un surcroît de production d'hydrogène et un relâchement supplémentaire de produits de fission.

Lors de la phase de dégradation du cœur, en l'absence de refroidissement par le circuit secondaire, un échauffement important des parois du circuit primaire et des tubes de générateurs de vapeur se produit. Si cet échauffement se conjugue avec une pression primaire élevée, une rupture du circuit primaire, appelée « brèche induite », peut survenir (**voir paragraphe 3.4 - fusion en pression**). Cette rupture entraîne une dépressurisation du circuit primaire, mais, si elle intervient sur les tubes de générateurs de vapeur et si les soupapes du circuit secondaire sont ouvertes, elle crée un contournement de l'enceinte de confinement.

L'hydrogène produit par la dégradation du cœur est relâché dans l'enceinte de confinement, où il peut brûler au contact de l'oxygène, entraînant un pic de pression et de température dans l'enceinte de confinement, ce qui peut provoquer son endommagement (**voir le paragraphe 4.2 - risque hydrogène et moyens de limitations des conséquences**). Cette combustion peut prendre des formes lentes (déflagration lentes) ou plus rapides, voire explosives (déflagrations rapides, détonations). La volonté de rendre résiduel le risque de perte du confinement par combustion d'hydrogène en cas d'accident avec fusion du cœur du réacteur se traduit par la mise en place progressive sur l'ensemble des tranches du parc en exploitation de recombineurs catalytiques d'hydrogène.

Les coulées de corium s'accumulent dans le fond de la cuve et entraînent plus ou moins rapidement la rupture du fond de la cuve, soit par érosion thermique, soit par fluage, soit par rupture plastique, suivant le niveau de pression primaire. Lors de la rupture de la cuve et notamment si elle intervient à pression élevée, une partie du corium est dispersée dans l'enceinte de confinement et peut provoquer un pic de pression dans l'enceinte, résultant des échanges thermiques importants entre le corium et l'air, de l'oxydation des éléments métalliques du corium et de l'éventuelle combustion simultanée de l'hydrogène présent dans l'enceinte. Ce phénomène est appelé « échauffement direct des gaz de l'enceinte » (**voir paragraphe 4.1- échauffement direct des gaz de l'enceinte**).

Après la rupture de la cuve, le corium s'accumule dans le fond du puits de cuve et provoque une érosion thermique progressive du radier en béton pouvant aller jusqu'à le percer, causant ainsi la perte du confinement (**voir paragraphe 5.1 - interaction corium-béton**). Durant cette phase, une quantité importante de gaz incondensables est libérée provoquant une montée en pression progressive de l'enceinte de confinement. Afin d'éviter la rupture de l'enceinte qui pourrait en résulter, un dispositif d'éventage-filtration (dispositif U5) a été installé sur les réacteurs à eau sous pression et peut être mis en œuvre 24 heures après le début de l'accident, en cas de défaillance du système d'aspersion enceinte.

Au cours du déroulement d'un accident grave, il peut se produire des fuites hors de l'enceinte de confinement via les traversées, résultant de fuites pré-existantes ou de défaillances lors de l'isolement de l'enceinte. Ces fuites peuvent également se produire sur les circuits assurant la recirculation de l'eau contenue dans les puisards de l'enceinte, notamment le système d'aspersion. Ces fuites débouchent dans les locaux des bâtiments auxiliaires où elles sont reprises par les circuits de ventilation, munis de dispositifs de filtration de différents types.

Pour les différents modes de rupture du confinement, les rejets dans l'environnement dépendent des conditions affectant le transfert des produits de fission dans l'installation. Ce transfert dépend principalement de la nature physico-chimique des produits de fission : gaz ou aérosols, forme chimique. Le comportement de l'iode nécessite une attention particulière, compte tenu de sa complexité et de l'impact radiologique prépondérant à court terme de cet élément (**voir chapitre 7 - relâchement et transport des produits de fission**). Pour les conséquences à plus long terme d'un accident, une attention particulière doit être apportée au relâchement du césium.

### **2.2.2 DIFFERENCES ENTRE LES REP 900 ET 1300 MWE POUR CE QUI CONCERNE LES ACCIDENTS GRAVES**

La conception des REP 900 et REP 1300 présente de grandes similitudes mais également certains écarts qui peuvent avoir un impact important pour l'étude des accidents graves et de leurs conséquences. A titre d'illustration, on mentionnera ci-après les écarts dans la conception des enceintes de confinement et dans la conception des barres de contrôle du cœur des réacteurs.

Les enceintes du palier 900 MWe sont pourvues d'une peau d'étanchéité en acier (liner) qui assure, en l'absence de défaut, une étanchéité renforcée du confinement. Pour les enceintes du palier 1300 MWe, l'évaluation de la tenue mécanique du confinement à un chargement de type accident grave se pose en des termes différents puisque les enceintes ne sont pas équipées d'un liner interne, mais sont constituées d'une double enceinte en béton dotée d'un circuit de mise en dépression de l'espace entre enceintes (circuit EDE) qui a pour rôle en cas d'accident :

- d'établir et de maintenir une dépression suffisante dans l'espace entre enceintes interne et externe pour imposer un sens des fuites vers l'espace entre enceintes depuis l'extérieur et l'intérieur du bâtiment réacteur ;
- d'éviter le transfert direct d'air contaminé à l'extérieur du bâtiment réacteur ;
- d'assurer la purification (filtration et piégeage des iodes) des fuites d'air contaminé de l'enceinte interne avant rejet à la cheminée.

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

Au niveau du cœur, on peut signaler la présence d'AIC et de B<sub>4</sub>C dans les barres de contrôle sur les REP 1300 MWe et d'AIC uniquement sur les REP 900 MWe.



L'argent des barres de contrôle des REP 900 se combine avec l'iode pour former un composé insoluble dans les piscines de l'enceinte ; compte tenu de la présence importante d'AIC sur les tranches de 900 MWe, cela conduit au piégeage de l'iode sur ces tranches.

### 2.2.3 SPECIFICITES DE L'EPR

Les dispositions retenues pour le projet EPR visent à améliorer significativement la prévention des accidents. Pour EPR, cette question est examinée dès la conception. A cet égard, les directives techniques précisent que « *les accidents avec fusion du cœur (en particulier en pression) qui conduiraient à des rejets précoces importants doivent être « pratiquement éliminés » : s'ils ne peuvent pas être considérés comme physiquement impossibles, des dispositions de conception doivent être prises pour les exclure.* » Ces mêmes directives techniques indiquent également que « *les séquences avec fusion du cœur à basse pression doivent être traitées de telle sorte que les rejets maximaux concevables associés ne nécessitent que des mesures de protection des populations très limitées en termes d'étendue et de durée.* »

Pour ce qui concerne les accidents avec fusion du cœur, on peut mentionner que :

- la volonté d'« éliminer pratiquement » tout risque d'accident avec fusion du cœur du réacteur en pression a conduit les concepteurs à prévoir, en plus des dispositifs de protection habituels du circuit primaire contre les surpressions, une vanne de décharge spécifique, couplée à une vanne d'isolement, apte à permettre la dépressurisation du circuit primaire dans les conditions d'une fusion du cœur du réacteur ;
- pour ce qui concerne les accidents avec fusion du cœur à basse pression, le projet EPR a notamment retenu la mise en place d'un dispositif de recueil du combustible fondu, disposé dans l'enceinte de confinement et relié au puits de cuve (**voir paragraphes 6.3 et 6.4 - étalement du corium (EPR) et récupérateur hors cuve**).

### 2.2.4 GESTION D'UN ACCIDENT GRAVE

En cas d'accident grave, les opérateurs de conduite seraient amenés à abandonner la conduite accidentelle au profit des préconisations du Guide d'Intervention en cas d'Accident Grave (GIAG [2.2\_1] - et à appliquer les volets « Confinement » et « Appoints Ultimes » du Guide d'Action des Equipes de Crise (GAEC). L'application du GAEC n'est pas spécifique aux accidents graves. Ces documents sont utilisés à la fois par les équipes de conduite et les équipes de crise locales et nationales.

Le GAEC fournit des informations sur les moyens d'urgence qui pourraient être mis en œuvre en situation accidentelle, pour ce qui concerne les moyens d'injection d'eau aux circuits primaire et secondaire, ainsi que les moyens d'identification et d'isolement des fuites de l'enceinte de confinement.

Le GIAG fournit un ensemble d'actions de conduite devant être mises en œuvre par les opérateurs en cas d'accident grave. Le guide distingue :

- les actions à caractère immédiat qui ne nécessitent pas d'évaluation préalable de la part des équipes de crise ; ce sont les actions dites immédiates ;
- les actions qui nécessitent une évaluation préalable de la part des équipes de crise ; ce sont les actions dites différées.

Les actions préconisées dans le GIAG ont pour principal objectif le maintien du confinement et visent à :

- éviter ou minimiser les rejets à l'extérieur de l'enceinte par voie atmosphérique ;
- fournir un délai suffisant avant perte éventuelle du confinement pour la mise en œuvre des mesures de protection des populations prises dans le cadre des plans d'urgence (PUI et PPI).

## TABLEAUX DU CHAPITRE 2

Tableau 2.1-1 : Répartition par famille d'accidents des fréquences de fusion de cœur, d'après les résultats de l'EPS1 réalisée par EDF (extrait de la réf. 2.1-1) .....	19
---	----

## FIGURES DU CHAPITRE 2

Figure 2.1-1 : Présentation schématique des systèmes.....	12
Figure 2.2-1 : Phénomènes physiques intervenant lors d'un accident grave .....	21

## REFERENCES DU CHAPITRE 2

- [2.1\_1] Note de synthèse concernant l'Etude Probabiliste de Sûreté de niveau 1 du palier 900 MWe  
Note EDF CIPNE-EMESM040011 - 24 février 2004 - Référence non publique
- [2.1\_2] Utilisation des études probabilistes de sûreté dans le cadre du réexamen de sûreté  
VD3 900 MWe  
Tome 1 - Synthèse / Démarche d'utilisation des Etudes probabilistes de sûreté  
Tome 2 - Etude probabiliste de sûreté de niveau 1  
Tome 3 - Etude probabiliste de sûreté de niveau 2  
Rapport IRSN/DSR n° 50 - janvier 2005 - Référence non publique
- [2.2\_1] Guide d'Intervention en Accident Grave (GIAG) - Version 4 - CPY. Note EDF BE/DPN n° D4510  
LT BEM ONC 05 0068 du 25 avril 2005 - Référence non publique

## CHAPITRE 3 : PROGRESSION DE L'ACCIDENT EN CUVE

---

### 3.1 DEGRADATION DU CŒUR EN CUVE

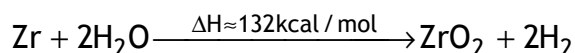
#### 3.1.1 DEFINITION, PHENOMENOLOGIE GLOBALE

Lorsque le cœur se trouve dénoyé pendant une durée importante, la température des crayons combustibles augmente pour atteindre, localement, des valeurs qui conduisent à une dégradation importante et irrémédiable du cœur. Les mécanismes conduisant à cette dégradation peuvent être chimiques ou mécaniques. Selon le niveau de température atteint localement, les conséquences de cette dégradation peuvent être plus ou moins graves : production d'hydrogène, relâchement de produits de fission, formation de corium fondu et propagation vers le fond de cuve. Ces phénomènes ont été étudiés dans le cadre de nombreux programmes nationaux ou internationaux ([3.1\_1], [3.1\_2], [3.1\_8], [3.1\_9], [3.1\_11], [3.1\_12], [3.1\_15]). Les principaux mécanismes de dégradation et leurs conséquences sont décrits ci-après.

#### 3.1.2 PHENOMENES PHYSIQUES MIS EN JEU

##### 3.1.2.1 Oxydation des gaines et formation d'hydrogène

Pour des températures supérieures à 1300 K, le zircaloy (Zr) de la gaine subit une oxydation exothermique par la vapeur. Cette réaction est très importante puisque la quantité d'énergie qu'elle dégage est comparable à celle dégagée par la puissance résiduelle.



Cette oxydation se traduit par la formation d'une couche de zircone ( $\text{ZrO}_2$ ) sur la face externe de la gaine. La masse d'oxygène absorbée par la gaine et l'épaisseur d'oxyde formé suivent une loi temporelle parabolique. Le taux de réaction varie de façon exponentielle avec la température (loi d'Arrhénius). De nombreuses études expérimentales et théoriques ont été menées sur ce sujet et ce phénomène est maintenant bien connu. L'hydrogène produit est susceptible de s'échapper du circuit primaire (par une brèche) et de se mélanger à l'air dans l'enceinte, ce qui induit des risques d'explosion et une menace directe pour la tenue de l'enceinte. Savoir évaluer la production d'hydrogène (instantanée et cumulée) est un enjeu majeur des études de sûreté.

##### 3.1.2.2 Fusion des métaux et interactions avec les crayons intacts

Les barres de contrôle se dégradent à des températures plus basses que les crayons combustibles, soit par fusion (AlC), soit par oxydation/liquéfaction ( $\text{B}_4\text{C}$ ). Les matériaux des barres de contrôle (incluant aussi de l'acier) se relocalisent alors au sein du cœur, ce qui a pour conséquence de fragiliser certains crayons combustibles encore intacts, par interaction chimique. Il convient de noter que les grilles de maintien, lorsqu'elles sont en Inconel, peuvent également interagir prématurément avec les gaines. Parmi les réactions de dissolution importantes, on peut citer les interactions Ag-Zr et Fe-Zr qui forment

chacune un eutectique dont la température de fusion est inférieure à celle du Zircaloy. Des études expérimentales ont été menées sur ces interactions et le degré de connaissance ainsi que la modélisation sont satisfaisants, principalement en ce qui concerne l'AIC. Il reste cependant quelques incertitudes relatives à l'influence du B<sub>4</sub>C sur la dégradation des crayons combustibles.

### **3.1.2.3 Rupture des gaines**

La montée en température et la formation de gaz de fission dans les pastilles font augmenter la pression interne des crayons. Selon le scénario accidentel, la pression à l'intérieur des crayons peut dépasser la pression primaire. Cela conduit au gonflement de la gaine par fluage dû à la surpression à l'intérieur du combustible. Ce phénomène, appelé ballonnement, peut conduire à la rupture de la gaine. De grosses déformations, connues sous le nom de « flowering » ont également été observées. Elles sont causées par la croissance en volume de l'oxyde qui induit des contraintes supplémentaires sur la gaine. On dispose de données expérimentales suffisantes concernant ces phénomènes, et la modélisation est satisfaisante. En revanche, les mécanismes de rupture de la gaine au-delà du point de fusion du zircaloy sont beaucoup moins bien connus. Selon les hypothèses couramment faites, on estime que la croûte de zircone se rompt au-delà d'une certaine température (typiquement 2300 - 2500 K). Un autre mode de rupture survient lorsque l'épaisseur de ZrO<sub>2</sub> est plus faible qu'une valeur critique (environ 300 µm). Ce modèle reste cependant très approximatif. Ce point fait partie des phénomènes encore mal connus et mal modélisés, mais les expériences à réaliser pour améliorer le niveau de connaissance sont à la fois difficiles et coûteuses (matériaux réels nécessaires).

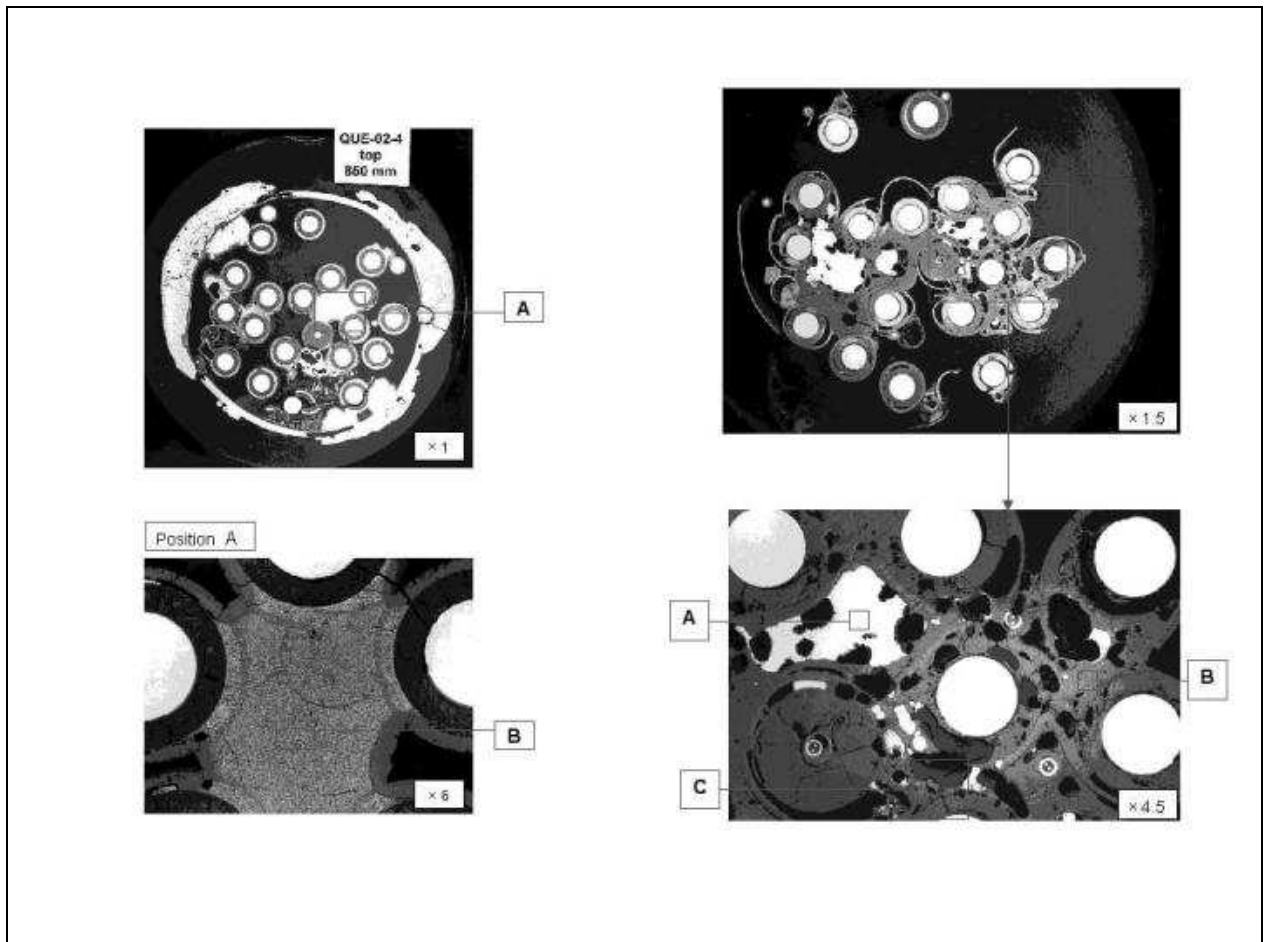
### **3.1.2.4 Fusion du zircaloy et dissolution du combustible**

Lorsque la température de fusion du zircaloy est atteinte, le combustible est partiellement dissout par le métal liquide (qui ne s'écoule pas hors de la gaine tant que la couche de zircone reste intacte). Cette dissolution peut conduire à un effondrement prématuré des crayons combustibles, à des niveaux de température inférieurs à la température de fusion de l'UO<sub>2</sub>. Les processus de fusion/dissolution puis de relocalisation du corium fondu sont ceux qui ont l'impact le plus important sur la géométrie du cœur et ils sont déterminants pour prédire si le cœur est refroidissable par injection d'eau (renoyage) ou bien s'il ne l'est pas, au moins localement. De nombreuses études expérimentales ont été menées sur ce sujet et la connaissance acquise est importante, mais la modélisation n'est pas encore satisfaisante. Certains résultats expérimentaux restent difficiles à expliquer ou à interpréter à l'aide des modèles existants.

### **3.1.2.5 La progression du corium**

La progression des matériaux fondus au travers du cœur modifie localement la porosité et la section de passage, ce qui a un impact direct sur l'écoulement du réfrigérant (voir la Figure 3.1-1). Cette progression dépend, entre autres, de la viscosité du mélange fondu, qui est fonction de son taux d'oxydation. Dans la plage 2100 K - 2900 K, la viscosité effective d'un mélange U-Zr-O est une fonction croissante de la teneur en oxygène. Il est donc particulièrement important de savoir calculer l'oxydation des mélanges pour déterminer la progression du corium. La connaissance de ce phénomène n'est qu'incomplète, en particulier parce que, dans la plupart des expériences réalisées jusqu'à

maintenant (PHEBUS, CORA, PBF), la relocalisation du corium était globalement monodimensionnelle. Or, dans un cœur de réacteur, il est vraisemblable que la progression radiale du corium soit également importante (l'exemple de TMI-2 tend à le prouver, même s'il s'agit d'un scénario atypique). Il existe différentes modélisations de la progression du corium, qui donnent généralement des résultats partiellement satisfaisants. Une des principales lacunes est le manque de validation sur des essais 2D ou 3D. De plus, il reste des incertitudes sur les propriétés physiques du corium, en particulier les températures de solidus et liquidus ainsi que la viscosité apparente dans le domaine diphasique (solide-liquide). Ces propriétés ont un impact direct sur la relocalisation du corium.



*Figure 3.1-1 : Photos de deux sections de l'essai QUENCH-02 montrant la répartition des matériaux fondus (coulées) dans la grappe et l'impact des coulées sur la dégradation*

### 3.1.2.6 Oxydation des mélanges fondus

Lorsque le corium s'écoule au travers du cœur, il contient du zircaloy qui n'est pas totalement oxydé. Au contact de la vapeur, le mélange s'oxyde. Il n'existe pas de mesures de la cinétique d'oxydation d'un mélange liquide U-Zr-O. Cependant, on a pu observer, sur des essais intégraux tels que CORA, une très forte production d'hydrogène pendant un temps très court, en cas de renouveau ou d'augmentation locale du débit de vapeur. Ce point est particulièrement important pour les études de sûreté. A l'heure actuelle, les principaux essais utilisables pour comprendre ce phénomène sont les essais QUENCH où le corium est un mélange Zr-O et non pas U-Zr-O comme dans la situation réelle. De plus, ce sont des essais intégraux pour lesquels il est difficile de distinguer l'oxydation proprement dite des autres



phénomènes (coulée, refroidissement ...). Le phénomène est néanmoins globalement compris et des modèles ont été développés dans la plupart des codes. Cependant, il existe des modèles erronés, en particulier ceux qui font intervenir un processus de « desquamation » de la couche de zircone : ce processus n'a pas été observé ou confirmé sur les essais QUENCH. Pour la plupart des modèles, la validation reste sommaire et il manque en particulier des essais de nature plus analytique permettant d'établir des cinétiques d'oxydation de mélanges fondus et de valider les modèles.

### **3.1.2.7 Formation d'un bain fondu et relocalisation du corium en fond de cuve**

Lorsque la température est suffisamment élevée pour que le combustible fonde, il se forme un bain dans le cœur. A cause de la formation d'eutectiques, la température reste inférieure de plusieurs centaines de degrés à celle de fusion de l' $\text{UO}_2$  (3100 K). Au fur et à mesure de l'augmentation de la masse fondue, le bain progresse axialement et radialement dans le cœur, jusqu'au moment où il atteint soit le baffle soit la plaque de bas du cœur, ce qui entraîne une relocalisation du corium vers le fond de cuve. Il faut noter que le bain fondu est très difficilement refroidissable et que, par conséquent, il risque de croître en incorporant les crayons situés à sa périphérie. Les prévisions de la masse, de la composition et de la température des matériaux relocalisés en fond de cuve, ainsi que des instants de relocalisation sont déterminants pour étudier les phases ultérieures de l'accident. A l'heure actuelle, il n'y a pas de données expérimentales permettant de caractériser toute la phase de formation et de progression d'un bain fondu dans le cœur. Il n'existe que des caractérisations partielles, soit dans des grappes quasi 1D (PHEBUS), soit dans des lits de débris préformés (RASPLAV, ACRR, PHEBUS-FPT4). Dans la plupart des codes, des modèles ont été développés. La validation et le degré de détails sont satisfaisants par rapport aux données expérimentales disponibles. Il serait cependant souhaitable de disposer de données plus représentatives permettant de caractériser l'évolution d'un bain à travers des assemblages multi-D de crayons.

## **3.1.3 PROGRAMMES EXPERIMENTAUX, MODELISATION ET CODES DE CALCULS**

### **3.1.3.1 Programmes expérimentaux**

On trouvera, ci-dessous, une description rapide des principales expériences récentes, en cours et prévues. La plupart des programmes d'essais réalisés ont fourni des données servant à la validation des codes. Un rapport de synthèse de l'OCDE rassemble tous les essais utilisés pour la validation [3.1\_10].

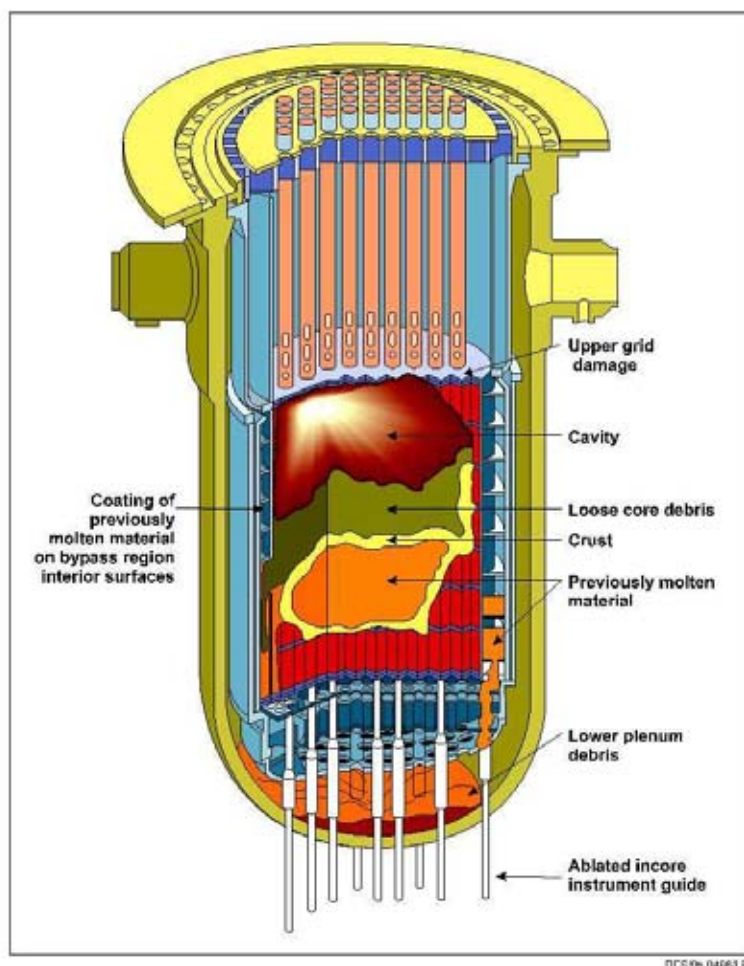
- Tests à effets séparés sur les interactions chimiques : de très nombreux essais, réalisés par différentes équipes (FZK et AECL en particulier), ont permis de déterminer les cinétiques d'oxydation du zircaloy, de dissolution de l' $\text{UO}_2$  par le zircaloy fondu, d'oxydation du  $\text{B}_4\text{C}$ , de dissolution du zircaloy par l'acier fondu, etc ...
- Tests à effets séparés sur les mécanismes de rupture de la gaine : ces tests (les essais EDGAR, par exemple) ont permis de déterminer les lois de fluage des gaines en fonction de leur température et de leur état d'oxydation.
- LOFT-FP : Ce projet, terminé en 1985, a été conduit par INEL (USA) sur une grappe de 121 crayons d' $\text{UO}_2$  avec chauffage neutronique (en pile). Il consistait en des essais de dégradation et de

relâchement de produits de fission jusqu'à des températures de 2400 K (localement). Le refroidissement était effectué par de la vapeur puis par renoyage avec de l'eau.

- PBF-SFD : Ce projet, terminé en 1985, a été conduit par INEL (USA), sur une grappe de 32 crayons d' $\text{UO}_2$  non irradié avec chauffage neutronique (en pile). Il s'agissait, là encore, d'essais de dégradation et de relâchement de PF, mais jusqu'à des températures de 2600 K à 3100 K (localement). Le refroidissement était effectué par de la vapeur puis par renoyage avec de l'eau (pour certains essais).
- NRU-FLHT : Ce projet, terminé en 1987, a été conduit par AECL (Canada), sur une grappe de 16 crayons d' $\text{UO}_2$  non irradié avec chauffage neutronique (en pile). Il s'agissait d'essais de dégradation dont la particularité était d'utiliser des crayons à l'échelle 1 en hauteur (3,7 mètres).
- ACRR-MP : Ce projet, terminé en 1992, a été conduit par SNL (USA). Il consistait en des essais en pile de fusion de lits de débris ( $\text{UO}_2+\text{ZrO}_2$ ) en atmosphère neutre, jusqu'à des températures de 3000 - 3200 K. La formation puis la progression d'un bain fondu ont été observées.
- CORA : Ce projet, terminé en 1993, a été conduit par FZK (Allemagne) sur une grappe de 25 crayons d' $\text{UO}_2$  non irradié avec chauffage électrique (hors pile). Il s'agissait d'essais de dégradation jusqu'à des températures de 2200 K (localement). Le refroidissement était réalisé par de la vapeur puis par renoyage avec de l'eau (pour certains essais) ([3.1\_13], [3.1\_14]).
- QUENCH : Ce projet, terminé en 2005 (il reste théoriquement 2 tests à réaliser, mais le financement n'est pas garanti), a été conduit par FZK (Allemagne) sur une grappe de 25 crayons de  $\text{ZrO}_2$  avec chauffage électrique (hors pile). Il consistait en des essais de dégradation jusqu'à des températures supérieures à 2000 K (localement). Le refroidissement était réalisé par de la vapeur puis par renoyage avec de l'eau ou de la vapeur.
- PHEBUS-SFD et PF : Ce projet, terminé en 2004, a été conduit par l'IRSN sur une grappe de 21 crayons d' $\text{UO}_2$  (irradiés dans le cas de PHEBUS-PF) avec chauffage neutronique (en pile). Il s'agissait d'essais de dégradation et/ou de relâchement de produits de fission jusqu'à des températures de 2600 K à 3100 K (localement). Le refroidissement était effectué par de la vapeur.
- ISTC 1648 (QUENCH) : Ce projet ISTC (International Science and Technology Center, dépendant de et financé par la Commission Européenne) est conduit par NIIAR (Russie). Il a pour objectif l'étude du renoyage en conditions post APRP et comprend 3 tâches : la réalisation d'essais de dégradation et de renoyage d'un tronçon de combustible VVER irradié, d'essais de renoyage d'un assemblage VVER neuf de 31 crayons et le développement du module de renoyage du code SVECHA par IBRAE (Institut de Sécurité Nucléaire de l'académie des sciences de Russie).
- PARAMETER : Ce projet ISTC, lancé par LUCH (Russie), concerne la dégradation d'assemblages VVER de 19 crayons prototypes non irradiés (similaire à QUENCH, mais avec des pastilles d' $\text{UO}_2$ ) et permet d'effectuer un renoyage par le haut et/ou par le bas, jusqu'à 2300 K. Deux essais sont prévus : un essai avec dégradation et renoyage par le haut avec une cinétique lente, et un essai avec renoyage mixte par le bas et par le haut.

On peut constater qu'il existe peu de programmes expérimentaux consacrés à la phase avancée de l'accident, hormis PHEBUS-PF et ACRR. Les essais LOFT et PBF ont atteint un degré de dégradation avancé, mais n'ont pas fait l'objet d'analyses détaillées de la progression du corium et de la fusion des crayons.

En ce qui concerne les connaissances sur l'état d'un cœur de réacteur après une dégradation avancée, l'accident de TMI-2 reste la référence unique. Des analyses détaillées du réacteur de TMI-2 ont été réalisées et sont disponibles dans la littérature ([3.1\_4], [3.1\_11], [3.1\_19], [3.1\_20]). La Figure 3.1-2 illustre l'état du cœur après l'accident. Parmi les points remarquables, il faut noter l'existence d'un grand bain fondu dans le cœur, l'effondrement d'une grande partie des crayons (sous forme de lit de débris) au-dessus du bain et la relocalisation d'une partie du corium vers le fond de cuve. Il convient de noter également certaines particularités du scénario de l'accident, en particulier le fait que celui-ci se soit déroulé à pression élevée et que la coulée de corium en fond de cuve se soit produite après renoyage, au moins partiel, du cœur.



**Figure 3.1-2 : Représentation schématique de l'état du cœur et de la cuve après l'accident de TMI-2**

### 3.1.3.2 Modélisation et codes de calculs

Ci-dessous est présentée une description rapide des principaux modèles et codes spécifiques (hors codes intégraux) utilisés pour simuler les phénomènes décrits plus hauts.

SCDAP/RELAP (NRC) est un code mécaniste développé par INEL. Résultant du couplage entre le code de thermohydraulique RELAP5 et le code de dégradation SCDAP, il permet une modélisation du cœur en canaux 1D parallèles et comporte plusieurs modèles destinés à simuler l'évolution des crayons : transferts thermiques, puissance résiduelle, oxydation des gaines, dissolution du combustible, rupture de gaine, relâchement de PF. Le développement de ce code est arrêté ([3.1\_3], [3.1\_5]).

ATHLET-CD (GRS) est un code mécaniste résultant du couplage entre le code de thermohydraulique ATHLET et d'un module de dégradation. Très semblable à SCDAP/RELAP, il permet une modélisation du cœur en canaux 1D parallèles et comporte plusieurs modèles destinés à simuler l'évolution des crayons : transferts thermiques, puissance résiduelle, oxydation des gaines, dissolution du combustible, rupture de gaine, relâchement de PF. Le développement de ce code se poursuit, avec notamment un module dédié à la progression du bain fondu dans le cœur ([3.1\_16], [3.1\_18]).

ICARE/CATHARE (IRSN) est un code mécaniste de simulation des accidents graves de REP. Résultant du couplage entre le code de thermohydraulique CATHARE et le code de dégradation ICARE, il est semblable à SCDAP/RELAP mais il a bénéficié de développements importants concernant la phase de dégradation avancée. De plus, il permet une modélisation 2D axisymétrique du cœur et de la cuve. Il comporte plusieurs modèles destinés à simuler l'évolution des crayons du cœur ainsi que du corium, dans le cœur et dans le fond de cuve : transferts thermiques, puissance résiduelle, oxydation des gaines, dissolution du combustible, rupture de gaine, relâchement de PF, coulée 2D du corium, oxydation des coulées, effondrement des crayons, formation et progression du bain fondu. Le développement de ce code se poursuit, avec notamment un modèle de renoyage du cœur dégradé et une modélisation complète du comportement du corium en fond de cuve ([3.1\_6], [3.1\_7]).

RATEG/SVECHA (IBRAE) est un code mécaniste résultant du couplage entre le code de thermohydraulique RATEG et du module de dégradation SVECHA. L'atout majeur de ce code est le module SVECHA qui bénéficie d'une modélisation très détaillée de certains phénomènes, en particulier l'oxydation des gaines, la dissolution du combustible, la rupture de gaine et le relâchement de PF. Le principal inconvénient de ce code est qu'il est conçu pour décrire très finement la dégradation d'un assemblage (ou d'un crayon représentatif) mais qu'il n'est pas fait pour traiter la propagation radiale de la dégradation et la phase avancée (évolution du bain fondu en particulier). Le développement de ce code se poursuit, avec notamment un module dédié à l'oxydation des coulées de corium ([3.1\_17]).

### 3.1.4 BILAN ET PERSPECTIVES

La physique liée à la progression de l'accident dans le cœur du réacteur est maintenant assez bien comprise et modélisée. Cela concerne en particulier la phase d'oxydation des crayons et de rupture des gaines. Cependant, certains phénomènes, caractérisant les phases plus tardives de l'accident, comportent encore de nombreuses incertitudes. C'est le cas de l'effondrement des crayons et de l'oxydation du corium liquide en particulier. Des données expérimentales supplémentaires seraient

nécessaires pour améliorer la modélisation, en particulier pour l'étude du renoyage d'un cœur dégradé (dans l'optique de démontrer la refroidissabilité en cuve) (voir chapitre 6.1). Cependant, il n'existe pas de programme prévu sur ces thèmes au-delà des programmes en cours. Compte tenu du coût élevé des essais en matériaux réels, il semble peu probable que de nouveaux programmes expérimentaux (nationaux ou internationaux) soient engagés dans un avenir proche. Afin de réduire les incertitudes restantes, la seule alternative est de réaliser des compléments d'analyse sur les essais passés (souvent insuffisamment exploités) et de développer des modélisations plus détaillées s'appuyant sur une analyse physique approfondie.

## **3.2 COMPORTEMENT DU CORIUM EN FOND DE CUVE**

### **3.2.1 DEFINITION, PHENOMENOLOGIE GLOBALE**

On suppose en général que, lorsque le corium arrive de la zone du cœur vers le fond de la cuve, ce dernier est rempli d'eau liquide. Selon toute vraisemblance, le corium contient une fraction importante (entre 25% et 80%) de zircaloy non oxydé (matériau de gainage) - on dit qu'il est sous-stoechiométrique tant qu'il n'a pas atteint la composition  $(U-Zr)O_2$ , et est donc susceptible d'être oxydé. L'interaction d'un corium à plus de 2500 K avec de l'eau à saturation conduit à la fragmentation plus ou moins fine du jet de corium en particules et ainsi à une production de vapeur intense pouvant provoquer une montée en pression importante dans le circuit primaire. Lorsque le corium, partiellement fragmenté, s'est accumulé au fond de la cuve, il forme ce que l'on appelle un lit de débris. Il peut être très compact si le refroidissement est faible ou bien composé de débris solides poreux. La refroidissabilité du lit est alors très incertaine. Dans tous les cas, le corium continue d'évaporer progressivement l'eau résiduelle. En supposant qu'il n'y ait pas d'apport d'eau complémentaire ou que la configuration des débris soit telle qu'ils ne soient pas refroidissables, la température des matériaux monte progressivement jusqu'à atteindre la température de fusion des structures en acier (plaques, tubes, etc.) disposées dans le fond de la cuve. Une quantité importante d'acier fondu est progressivement incorporée au sein du corium. Au fur et à mesure de l'élévation de la température, le zircaloy puis les débris oxydes fondent et s'accumulent pour former un bain ou s'incorporent au bain préexistant. La formation d'un bain de corium au fond de la cuve est une étape critique d'un accident de fusion du cœur d'un REP. En effet, dans cette situation, le flux de chaleur à l'interface entre le bain et la cuve est un paramètre déterminant pour estimer la tenue mécanique de la cuve.

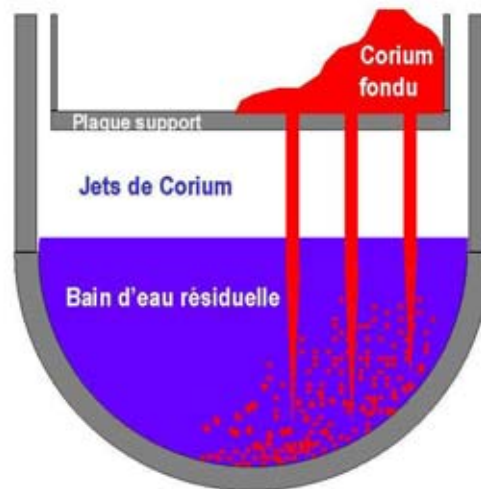
### **3.2.2 PHENOMENES PHYSIQUES MIS EN JEU**

Lorsque le corium se relocalise au fond de la cuve, deux risques principaux sont encourus. D'une part, la production de vapeur consécutive au contact du corium chaud avec l'eau résiduelle conduit à un pic de pression, voire à une explosion de vapeur en cuve (voir chapitre 4.3). D'autre part, au contact avec le corium, la cuve se trouve soumise à un flux de chaleur qui peut être assez important localement, ce qui peut conduire à sa rupture. Concernant ce dernier point, les études de sûreté doivent pouvoir déterminer les possibilités de rétention du corium en cuve ou les conditions de rupture de la cuve (instant, localisation, caractérisation du corium transféré dans l'enceinte). Dans ce but, il est essentiel de pouvoir prédire l'évolution du corium depuis son transfert du cœur vers le fond de cuve jusqu'à son refroidissement ou son transfert hors de la cuve. Les principaux phénomènes gouvernant cette évolution sont brièvement décrits ci-dessous.

#### **3.2.2.1 Fragmentation du jet de corium, formation de débris**

Au contact de l'eau, le corium, lorsqu'il tombe sous forme de jet, est fragmenté (voir Figure 3.2-1). Ce thème est abordé au chapitre 4.3 relatif à l'explosion de vapeur. On verra que la modélisation du

processus de fragmentation est très complexe et reste empreinte d'une incertitude assez importante ([3.2\_7], [3.2\_13]).



*Figure 3.2-1 : Vue schématique de l'arrivée du corium fondu dans le fond de cuve et de sa fragmentation au contact de l'eau*

### **3.2.2.2 Impact direct d'un jet de corium sur la cuve**

Lorsqu'il y a peu d'eau en fond de cuve ou lorsque la masse de corium relocalisée en fond de cuve est importante, le jet de corium n'interagit que partiellement avec l'eau et une partie du jet entre en contact direct avec la cuve. Cette situation présente un risque de rupture très rapide de la cuve pendant la durée du contact avec le jet de corium. Bien qu'ayant été assez peu étudié expérimentalement (quelques essais CORVIS), ce phénomène est relativement connu. Un des paramètres clés est le degré de surchauffe du corium. Selon les estimations, celle-ci ne peut dépasser 150 K, ce qui permet la formation d'une croûte isolante entre le corium et la cuve qui est alors protégée thermiquement pendant cette phase de coulée.

### **3.2.2.3 Explosion de vapeur**

Sous certaines conditions, globalement comprises mais non encore quantifiables précisément, l'interaction entre les jets de corium et l'eau peut engendrer une explosion de vapeur (voir chapitre 4.3).

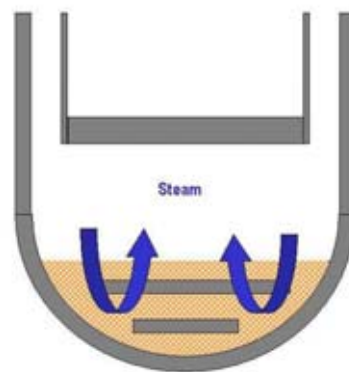
### **3.2.2.4 Assèchement d'un lit de débris, renoyage éventuel**

Après la fragmentation du jet de corium, les particules se déposent au fond de la cuve et forment ce que l'on appelle communément un « lit de débris ». Le lit peut être très compact si le refroidissement des gouttes issues de la fragmentation du jet est insuffisant. La principale interrogation concerne la possibilité de refroidir ce lit de débris par injection d'eau dans la cuve (voir paragraphe 6.1.2). Si ce n'est pas le cas, le lit de débris s'assèche progressivement puis fond pour former un bain beaucoup plus difficile à refroidir. Les connaissances sur l'assèchement ou le renoyage d'un lit de débris

progressent de manière satisfaisante. Des modèles mono-dimensionnels, dérivés de celui de Lipinski, permettent d'estimer le « flux critique d'assèchement » en fonction des paramètres caractérisant les débris (taille, puissance, etc.). Néanmoins, la représentation 1D est une simplification et d'assez grandes incertitudes demeurent sur la caractérisation de ces phénomènes pour la géométrie considérée. Ces phénomènes sont maintenant appréhendés par des simulations bi-dimensionnelles.

### 3.2.2.5 Formation d'un bain fondu

Comme cela a été dit précédemment, l'assèchement du lit de débris est une étape clé de l'évolution d'un accident, puisqu'il conditionne le début de la formation d'un bain fondu, ou la propagation du bain existant dans le cas où la totalité du corium ne serait pas fragmentée en particules solides. Compte tenu des résultats des essais ACRR-MP, PHEBUS-FPT4 et RASPLAV AW-200 ([3.2\_12], [3.2\_5], [3.2\_1]), ce phénomène est maintenant assez bien connu et modélisé, dans le cas d'une atmosphère neutre. Bien que les interactions entre l'acier liquide et un corium (U-Zr)O soient étudiées depuis longtemps, ce n'est que récemment, dans le cadre du projet OCDE MASCA en particulier, que l'on a pris conscience de l'impact de ces interactions sur l'évolution du corium au fond de la cuve (voir plus bas). L'évolution d'un lit de débris contenant de l'acier, sous atmosphère oxydante, reste à étudier (voir Figure 3.2-2).

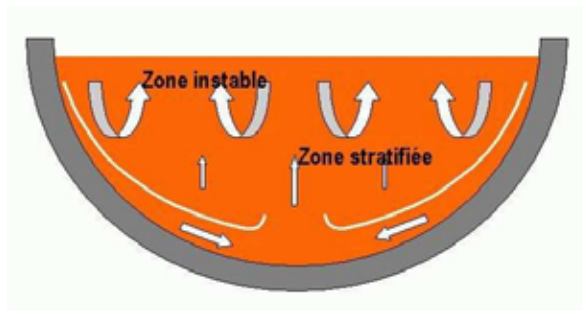


**Figure 3.2-2 : Schéma de la configuration du corium après assèchement du fond de cuve : existence d'un lit de débris (plus ou moins poreux selon l'efficacité de la fragmentation) autour des structures d'acier**

### 3.2.2.6 Convection naturelle dans le bain fondu

La puissance générée dans le bain fondu peut s'évacuer par les bords latéraux du bain (et donc à travers la cuve) et par la surface supérieure du bain (par rayonnement et échange convectif avec l'eau en cas de présence d'eau). Ces transferts de chaleur entraînent des mouvements de convection naturelle (voir Figure 3.2-3). Un des paramètres importants pour les études de sûreté est le rapport entre le flux de chaleur vers le haut et le flux vers les bords latéraux. Le régime d'écoulement est principalement turbulent, sauf dans certaines zones très stratifiées en température (le bas de la cuve par exemple). Ce phénomène est relativement bien compris pour des configurations simples du bain et des corrélations d'échanges de chaleur aux frontières du bain ont été établies (voir chapitre 6.1 et [3.2\_6], [3.2\_14]).





*Figure 3.2-3 : Schéma des structures convectives dans un bain fondu turbulent refroidi par le haut et par les côtés*

### 3.2.2.7 Focusing effect

Dans le bain fondu, une séparation entre matériaux non miscibles peut avoir lieu, entraînant l'existence d'une couche de métal surnageant au-dessus du bain oxyde. Il peut alors se produire un phénomène de concentration de flux thermique au niveau de cette couche lorsqu'elle est fine. Ce phénomène, bien compris et modélisé ([3.1\_17]), constitue une des principales menaces pour l'intégrité de la cuve, en particulier en cas de refroidissement externe de celle-ci. Il est expliqué plus en détails au paragraphe 6.1.

### 3.2.2.8 Oxydation du corium (particules ou bain fondu), production d'hydrogène

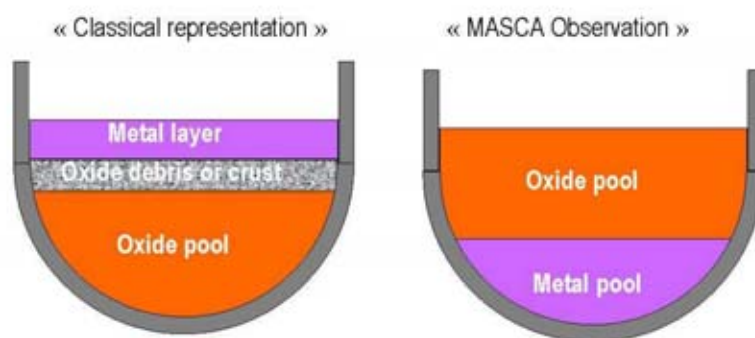
Lors de la fragmentation du corium, outre la taille des particules formées, l'une des principales interrogations concerne l'oxydation du corium. En effet, cette oxydation, si elle a lieu, d'une part, détermine la production d'hydrogène associée à la réaction d'oxydation et, d'autre part, conditionne la suite de l'évolution du corium dans la mesure où la fraction de Zr oxydé influe sur la valeur de la viscosité du corium et donc sa vitesse de relocalisation, ainsi que sur la stratification du bain fondu en cas de présence d'acier (cf. les résultats MASCA). Les essais ZREX/ZRSS (SNL, mélange Zr/ZrO<sub>2</sub> ou Zr/acier inox) et CCM (ANL, corium UO<sub>2</sub>/ZrO<sub>2</sub> + 24 % acier) ont permis de donner une réponse partielle à cette question. Il semble que, dans ces tests, en l'absence d'explosion de vapeur, la fragmentation ne soit pas assez fine pour conduire à une oxydation significative des débris. Néanmoins, les cas avec eau à saturation peuvent conduire à un degré d'oxydation de l'ordre de 30%. On notera qu'en cas d'explosion de vapeur l'oxydation peut être complète. Il faut souligner que trop peu d'essais ont été effectués pour bien quantifier le phénomène (ce type d'étude expérimentale n'a pas été renouvelé à cause des risques associés trop importants).

Quant à l'oxydation d'un bain fondu, c'est un phénomène peu étudié et donc mal modélisé à l'heure actuelle. Les essais du programme MASCA-2 (évolution d'un bain stratifié en atmosphère oxydante) pourraient apporter des informations à ce sujet (après interprétation) bien qu'ils ne soient pas conçus pour mesurer des cinétiques d'oxydation.

### 3.2.2.9 Stratification métal/oxyde dans le bain fondu

Les essais MASCA MA et STFM, réalisés dans le domaine de composition métal-oxyde du système U-O-Zr-Fe à haute température, ont mis en évidence un équilibre entre deux phases liquides non miscibles,

l'une à caractère métallique et l'autre à caractère oxyde. Selon la composition globale, la phase métallique, composée majoritairement d'acier, peut incorporer de l'uranium et du zirconium, et devenir plus dense que la phase oxyde. Cela conduit alors à une stratification où la phase métallique repose au fond (Figure 3.2-4). Les compositions des phases en équilibre peuvent être prédites à partir de bases de données thermochimiques telles que NUCLEA (base de données développée par Thermodata pour IRSN et CEA). Cependant, la modélisation de la stratification du bain est quasiment inexistante dans les codes de simulation d'accidents graves. Bien que la stratification de deux liquides non miscibles soit un phénomène connu, le couplage entre les échanges de masse (thermochimie) et l'écoulement (convection naturelle et stratification) reste un processus transitoire délicat à modéliser.



**Figure 3.2-4 : Disposition des couches supposée dans l'approche enveloppe « classique » (à gauche) et observée lors des essais MASCA (à droite)**

### 3.2.2.10 Dissolution de l'acier de la cuve à température plus basse que son point de fusion

Il est possible, par formation de mélanges eutectiques (Fe-U-Zr), de dissoudre l'acier à partir de 1360 K. Ce processus est susceptible de conduire à une corrosion prématurée de l'acier de la cuve s'il est en contact avec un corium ( $UO_2+ZrO_2+Zr$ ). La cinétique de corrosion a été estimée (essais METCOR) mais la compréhension des détails du processus reste à approfondir. Toutefois la vitesse de fluage au-delà de 1300 K est telle que l'acier n'a plus de résistance mécanique dans cette gamme de température (voir chapitre 3.3). L'importance de ce phénomène peut donc être considérée comme secondaire.

## 3.2.3 PROGRAMMES EXPERIMENTAUX, MODELISATION ET CODES DE CALCULS

### 3.2.3.1 Programmes expérimentaux

On trouvera ci-dessous une description rapide des principales expériences récentes, en cours et prévues.

DEBRIS : L'objectif de ce projet, réalisé par IKE (Stuttgart), est de caractériser les écoulements diphasiques dans un lit de débris chauffé en volume. Le dispositif est monodimensionnel et constitué de billes d'acier chauffées par induction. Dans un premier temps, un ensemble de mesures a permis de caractériser les pertes de charges qui sont essentielles pour prédire le flux critique d'assèchement.

Plus récemment, le dispositif a été modifié pour pouvoir faire des essais de renoyage. Les tests préliminaires ayant été satisfaisants, il reste à faire des essais plus quantitatifs ([3.2\_16]).

SILFIDE : L'objectif du projet réalisé par EDF est de caractériser l'assèchement d'un lit de débris chauffé en volume. Le dispositif est bidimensionnel, ce qui fait la particularité de ces essais. Le lit de débris est constitué de billes d'acier chauffées par induction. Malgré quelques difficultés à établir une distribution de puissance homogène, des résultats intéressants ont été obtenus. En particulier, on a pu observer des flux locaux supérieurs au flux critique théorique (pour des particules de 3 mm, le flux maximal mesuré dans SILFIDE est de  $1,7 \text{ MW/m}^2$  alors que la corrélation de Lipinski prévoit  $1 \text{ MW/m}^2$ ) et l'apparition temporaire de zones localement sèches puis renoyées. Ce programme expérimental a été terminé en 2000 ([3.2\_2]).

RASPLAV : Ce projet OCDE, auquel l'IRSN, le CEA et EDF ont participé, a été réalisé par l'institut Kurtchatov (Moscou). L'objectif était d'étudier la thermohydraulique d'un bain fondu (en 2D) composé de matériaux « réels » ( $\text{UO}_2 + \text{ZrO}_2 + \text{Zr}$ ). Des essais, mettant en jeu jusqu'à 200 kg de corium, ont permis de montrer que les flux de chaleurs obtenus à la périphérie du bain fondu étaient comparables à ceux prédits par les corrélations établies à partir d'essais en matériaux simulants. Cependant, il a été mis en évidence que les interactions entre matériaux pouvaient conduire à une distribution non homogène résultant en particulier d'une stratification. Des essais en matériaux simulants (sel binaire) ont également été réalisés pour étudier la formation d'une croûte. Ce programme expérimental a été terminé en 2000 ([3.2\_1]).

MASCA : Ce projet OCDE, auquel l'IRSN, le CEA et EDF ont participé, a été réalisé par l'institut Kurtchatov (Moscou). Il s'est avéré que les dispositifs expérimentaux du projet RASPLAV pouvaient apporter des résultats intéressants sur les aspects "matériaux" et sur leurs conséquences pour la distribution des flux de chaleur dans un bain. Les expériences ont donc été orientées vers l'étude de l'impact des interactions entre matériaux sur une stratification éventuelle du bain fondu et par conséquent sur l'écoulement et les échanges de chaleur aux frontières du bain. Les essais principaux ont permis d'étudier l'addition d'acier et/ou de produits de fission et de  $\text{B}_4\text{C}$  à un corium ( $\text{UO}_2 + \text{ZrO}_2 + \text{Zr}$ ). En parallèle, certaines propriétés thermophysiques d'alliages métalliques (U-Zr-Fe) ou d'oxydes ont été mesurées, telles que la densité, la viscosité et les températures de solidus et de liquidus. Dans sa deuxième phase, le projet MASCA a permis d'étudier l'évolution d'un bain de corium stratifié sous une atmosphère oxydante [3.2\_10]. L'institut Kurtchatov a proposé un nouveau programme, nommé CORTRAN, ayant pour objectif d'étudier l'évolution transitoire de lits de débris ( $\text{UO}_2 + \text{ZrO}_2 + \text{Zr} + \text{Fe}$ ) jusqu'à la formation du bain fondu éventuellement stratifié, sous des atmosphères neutre ou oxydante. Ce programme n'a pu être réalisé dans un cadre OCDE, mais va sans doute être proposé dans un cadre ISTC.

SIMECO : L'objectif de ce projet, réalisé par RIT (Stockholm), est d'étudier les flux de chaleur dans des bains stratifiés avec génération de puissance volumique. Des essais avec des matériaux simulants (sels et/ou paraffines) ont permis de reproduire des configurations de bains à 3 couches (s'apparentant à celles observées dans MASCA : métal lourd, oxyde, métal léger). La répartition des flux de chaleur le long du bain fondu a ainsi pu être mesurée. Les résultats restent à interpréter de manière plus

approfondie mais, selon l'interprétation de RIT, cela modifierait la répartition habituellement prédite par les corrélations classiques ([3.2\_17]).

METCOR : L'objectif de ce projet ISTC, réalisé par l'institut NITI (St Petersburg), est d'étudier la corrosion d'un échantillon d'acier (représentant la cuve) par un corium ( $UO_2+ZrO_2+Zr$ ). L'échantillon est refroidi par l'extérieur et soumis à un flux thermique représentatif de celui qu'il subirait en présence d'un bain fondu de grande taille (plus de 1000 K de variation à travers l'échantillon). A la suite des résultats intéressants obtenus, une prolongation de ce contrat sera proposée à l'ISTC ([3.2\_3]).

LIVE : L'objectif général de ce projet, qui sera réalisé par FZK avec un soutien de la Commission Européenne, est d'étudier le comportement d'un simulant de corium dans un « fond de cuve » hémisphérique (environ 1 m de diamètre). Le simulant choisi est un mélange binaire  $NaNO_3-KNO_3$ . Un premier essai permettra d'étudier la thermohydraulique d'un bain à l'état stationnaire (distribution de flux sur la paroi). Un deuxième essai, proposé par l'IRSN et le CEA, devra permettre d'étudier la coulée vers le fond de cuve et l'étalement, avec formation de croûtes.

INVECOR : L'objectif de ce projet ISTC, qui sera réalisé par IAE-NNC-RK (Kazakhstan) serait d'étudier les interactions du corium avec l'acier de la cuve en versant un corium ( $UO_2+ZrO_2+Zr$ ) préalablement fondu dans un « fond de cuve » hémisphérique (environ 80 cm de diamètre) et en maintenant une puissance volumique par un dispositif adapté (ce point reste à définir précisément).

### 3.2.3.2 Modélisation et codes de calculs

On trouvera ci-dessous une description rapide des principaux modèles et codes spécifiques (hors codes intégraux) utilisés pour simuler les phénomènes décrits plus hauts.

Codes CFD (Computational Fluid Dynamic) : Ces codes résolvent les équations de Navier-Stokes pour un fluide compressible ou incompressible, dans des géométries quelconques (2D ou 3D). Souvent rapides et conviviaux, disposant de nombreuses options de modélisation (turbulence, transport d'espèces), ces codes sont de plus en plus utilisés pour étudier les bains fondus. Cependant, ils sont destinés à des applications assez génériques et peuvent s'avérer limités dès lors que l'on a besoin de modéliser un phénomène particulier (formation de particules solides, stratification, par exemple).

MC3D (CEA/IRSN) : Ce code est destiné à une modélisation fine de l'interaction corium/eau (fragmentation, explosion de vapeur). Il est présenté au chapitre 4.3 ([3.2\_4]).

CONV 2D/3D (IBRAE) : Ce code résout les équations de Navier-Stokes pour un fluide incompressible, dans des géométries quelconques (2D ou 3D). Il permet de calculer l'évolution de bains fondus ou l'étalement du corium hors cuve. Il peut être assimilé à un code CFD. Ses principales lacunes, à l'heure actuelle, sont le manque de modèle de turbulence (indispensable pour les bains fondus de grande taille) et l'absence de modèle traitant les interactions chimiques au sein du corium (pas de transport d'espèces ni de cinétique chimique) ([3.2\_8]).

TOLBIAC (CEA) : Ce code est dédié à la simulation des bains de corium en fond de cuve. Il prend en compte l'existence de deux liquides non miscibles pouvant être stratifiés dans un sens ou l'autre et de

croûtes pouvant se former sur le dessus du bain ou à sa périphérie. Il permet de calculer des évolutions transitoires sur des domaines 2D axisymétriques ([3.2\_18]).

SURCOUF (CEA/IRSN, en cours de développement pour ASTEC) : Ce module d'ASTEC est destiné à modéliser l'évolution des débris en fond de cuve en prenant en compte le couplage entre la thermochimie et la thermohydraulique. L'approche 0D considère l'existence de plusieurs couches (métal « léger », métal « lourd », oxyde, débris solide) et permet de calculer leurs positions respectives, en fonction de l'évolution des densités.

ICARE/CATHARE (IRSN) : Ce code mécaniste, qui calcule la dégradation du cœur en conditions d'accident grave, permet une modélisation 2D axisymétrique de la cuve et comporte plusieurs modèles destinés à simuler le comportement du corium dans le fond de cuve : fragmentation du jet de corium, assèchement du lit de débris, fusion des débris, stratification métal/oxyde, oxydation du corium, renoyage des débris. Le maillage du plenum inférieur reste assez grossier et les méthodes numériques utilisées ne permettent pas d'obtenir une précision équivalente à celle des modèles de CFD ([3.2\_9], [3.2\_11], [3.2\_15]).

#### **3.2.4 BILAN ET PERSPECTIVES**

La compréhension du comportement du corium en fond de cuve comporte encore de nombreuses incertitudes. Les effets des interactions entre matériaux (lacune de miscibilité, oxydation, dissolution) apparaissent comme très importants et ne sont pas encore tous bien modélisés (en particulier parce que les résultats expérimentaux sont récents). Les programmes expérimentaux en cours permettront d'obtenir des données expérimentales supplémentaires (cf. INVECOR, CORPHAD (programme dédié à l'amélioration des bases de données thermodynamiques) ...) qui devraient conduire à faire évoluer les modèles actuels. Après analyse, des essais complémentaires pourraient s'avérer nécessaires, en particulier si la transposition à l'échelle d'un réacteur des résultats obtenus expérimentalement n'est pas possible.

### **3.3 RUPTURE DE LA CUVE**

#### **3.3.1 DEFINITION, PHENOMENOLOGIE GLOBALE**

Lors d'un accident grave, l'intégrité de la cuve peut être menacée par différents phénomènes. Au moment de la coulée du corium du cœur fondu vers le fond de cuve, on peut mentionner l'érosion de la cuve par son contact direct avec les jets du corium ou son endommagement par une éventuelle explosion de vapeur au moment de l'interaction entre le corium et l'eau liquide résiduelle dans le fond de cuve. Par ailleurs, si la cuve résiste à cette phase d'écoulement transitoire, elle peut ensuite être menacée par la formation d'un bain de corium fondu en fond de cuve.

Dans le cas d'érosion de la cuve par le jet du corium, le phénomène est plus intense lorsque la quantité du corium est importante ou lorsque la hauteur d'eau résiduelle est faible. Ceci peut conduire à une rupture très rapide au moment du contact de la cuve avec le jet. Cependant, certaines expériences ont mis en évidence l'apparition d'une croûte entre le jet et le métal fondu qui ralentit fortement la vitesse d'érosion [3.3\_1]. Ces expériences ont été réalisées pour des températures du jet atteignant presque 2500 K ; cependant pour des surchauffes du corium plus élevées la croûte isolante risque de ne pas se former (voir paragraphe 3.2.2). D'autres facteurs peuvent atténuer les conséquences du contact entre le jet de corium et la cuve, à savoir, le lieu d'impact variable, la présence d'eau en fond de cuve et le temps d'impact généralement limité. Le contact entre les jets de corium et l'eau résiduelle peut également provoquer une génération intense et très rapide de vapeur d'eau, entraînant un très fort pic de pression interne et une éventuelle explosion de vapeur. Celle-ci est suivie par une onde de choc de très forte amplitude capable d'endommager la cuve. Malgré une probabilité faible, ce mode de rupture ne peut pas être exclu et continue d'être un champ d'investigation [3.3\_2], [3.3\_3].

Dans le cas de la formation d'un bain de corium fondu en fond de cuve, les échanges de chaleur entre le bain et la cuve peuvent provoquer un sur-échauffement local (ou fusion partielle) et par conséquent un percement de la cuve. Ces échanges de chaleur sont d'autant plus importants que la masse du bain de corium est grande. Ce phénomène de formation et de relocalisation du bain de corium dans le fond de cuve a été bien observé lors de l'accident TMI-2 en 1979 [3.3\_4]. Cependant, dans cet accident, la cuve a gardé toute son intégrité et les analyses ont conclu à l'existence, d'une part, de porosités dans les débris du corium permettant un refroidissement et, d'autre part, d'un jeu ou "gap" entre le bain et la paroi de la cuve. Le jeu a permis a priori la circulation d'eau ou de vapeur. Les calculs ont montré que des faibles volumes de refroidissement et un petit jeu suffisaient à réduire les échanges de chaleur entre le bain et la cuve [3.3\_5]. Il convient en outre de mentionner l'impact favorable que la haute pression peut avoir sur le refroidissement du corium dans une telle situation (augmentation du flux critique et déformation de la cuve par fluage ou plasticité pouvant conduire à une augmentation de l'épaisseur du gap).

Par ailleurs, le fond de cuve des réacteurs REP est percé d'un certain nombre d'orifices équipés d'un manchon de pénétration permettant le passage de tubes-guides utilisés pour l'introduction d'instruments de mesure du flux neutronique. Ces pénétrations peuvent constituer une zone d'amorçage de la rupture ou du percement de la cuve.

### 3.3.2 PHENOMENES PHYSIQUES MIS EN JEU

Les situations examinées ci-après relèvent des scénarios considérant un bain de corium fondu et relocalisé en fond de cuve. Dans ces scénarios, l'instant de rupture de la cuve, la localisation et la taille de la brèche en fond de cuve sont considérés comme des éléments clés puisqu'ils jouent un rôle important dans le déroulement de l'accident dans la phase hors cuve.

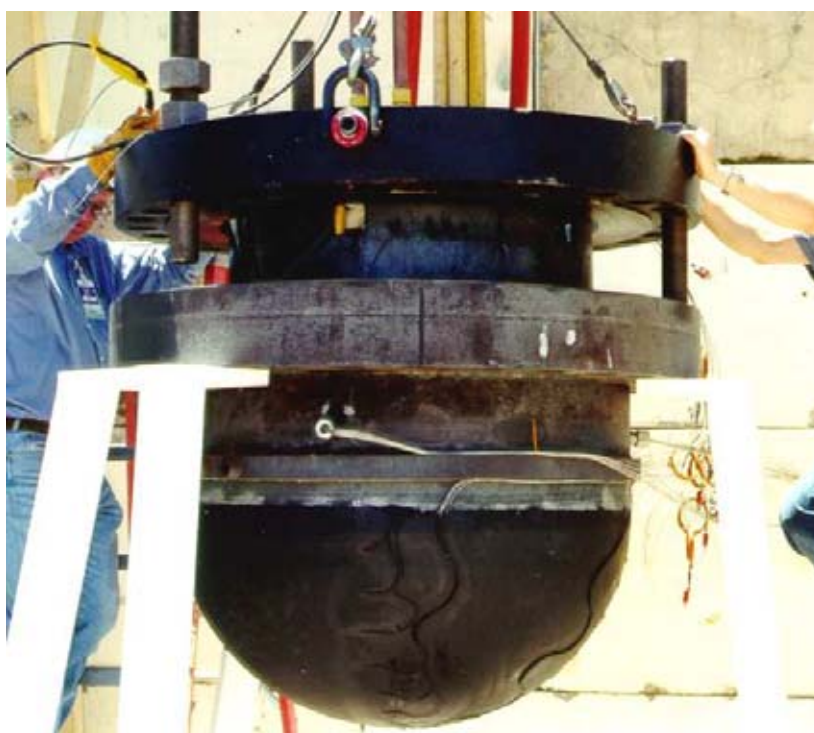
Les variables physiques qui influent sur l'instant de rupture de la cuve sont principalement la pression primaire et la température de la cuve (liée à la masse et à la configuration du bain de corium). La pression primaire est généralement uniforme dans la cuve, elle peut cependant augmenter rapidement en cas d'injection d'eau en cuve. La température de la cuve est fortement liée au flux thermique évacué à travers son épaisseur. La localisation de la brèche dépend essentiellement de la distribution de température à l'intérieur de la cuve et la zone susceptible de rompre en premier est sa partie la plus chauffée. Les autres zones menacées sont des zones pour lesquelles l'épaisseur de la cuve a été érodée lors de la phase des jets de corium (si elle a lieu), ainsi que les zones présentant des singularités du fait de la présence des pénétrations et de leurs soudures. L'amorçage de la fissuration de la cuve peut être déclenché soit par un mécanisme d'instabilité plastique, soit par fluage. L'instabilité plastique se produit lorsque la contrainte de membrane dans l'épaisseur de la cuve est supérieure à la limite à rupture de l'acier, limite qui diminue fortement avec l'augmentation de la température. Quant au fluage, mécanisme de déformation actif, il survient généralement à des températures au-delà de 800 K. Lorsque la température devient élevée à travers toute l'épaisseur de la cuve, le fluage peut se produire même si les niveaux de pression restent faibles. L'amorçage de la fissuration de la cuve est suivi d'une propagation de la fissure et la taille finale de la brèche dépend fortement du mode de propagation. On verra plus loin que le mode de propagation de la fissure est directement lié aux caractéristiques métallurgiques des matériaux de cuve. Des différences de composition chimique (même d'éléments présents en trace) peuvent entraîner une différence de comportement à la rupture à haute température : la rupture peut être soit fragile, soit ductile. A cet égard, les essais réalisés sur des maquettes de cuve [3.3\_6] et [3.3\_7] ont montré que deux matériaux de comportements différents à haute température (fragile à chaud ou ductile) conduisent à deux tailles finales de brèche totalement différentes.

### 3.3.3 PROGRAMMES EXPERIMENTAUX, MODELISATION ET CODES DE CALCULS

Dans le cadre de la recherche expérimentale sur le comportement à rupture du fond de cuve, visant le scénario d'un bain de corium relocalisé en fond de cuve, les laboratoires américains SANDIA ont réalisé deux programmes expérimentaux "LHF" (1994-1999) et "OLHF" (1999-2002) [3.3\_6], [3.3\_7]. Le second programme était une extension du premier et a été réalisé dans un cadre international via l'OCDE. Huit essais ont été réalisés dans le programme LHF et quatre essais dans le programme OLHF. Si le même type de maquette de fond de cuve à l'échelle 1/5<sup>ème</sup> a été utilisé dans les deux programmes, il faut noter que l'épaisseur a été doublée dans le programme OLHF de manière à pouvoir étudier l'influence du gradient de température à travers la paroi de la cuve. Plusieurs types d'échauffement de la maquette ont été utilisés à savoir une bande azimutale surchauffée (correspondant à la présence d'un bain de corium en fond de cuve avec un flux thermique maximum au niveau de la surface libre du bain), une zone locale surchauffée (correspondant à une tache chaude en fond de cuve) et enfin un

chauffage uniforme dans tout le fond de cuve. Le protocole expérimental imposait une température croissante suivant une rampe fixe jusqu'à la rupture de la maquette.

Les essais LHF ont été réalisés à pression constante (sept essais à 10 MPa et un essai à 5 MPa). Deux de ces essais étaient destinés à l'étude du comportement des pénétrations tubulaires. Pour les essais OLHF, seul le chauffage uniforme a été utilisé (voir Figure 3.3-1) et deux niveaux de pression d'essai ont été considérés : 5 MPa et 10 MPa. Les deux derniers essais du programme OLHF ont été dédiés respectivement à l'étude de l'influence sur le mode de rupture d'un saut de pression de 5 à 10 MPa et à l'étude du comportement des pénétrations (pression à 5 MPa). On peut signaler que les essais avec pénétrations ont généralement conduit à des fuites au niveau des soudures entraînant l'arrêt des essais avant rupture proprement dite du fond de cuve.



**Figure 3.3-1 : Maquette de fond de cuve OLHF à l'échelle 1/5<sup>ème</sup> et la mise en place de son système de chauffage interne par induction**

Dans ces séries d'essais, une attention particulière a été portée aux temps et aux modes de rupture, ainsi qu'à la taille des brèches. Il faut enfin souligner que les programmes LHF et OLHF ont permis le développement et la validation des modèles numériques nécessaires à l'étude du comportement thermomécanique du fond de cuve avant rupture. Les différents modèles développés dans le cadre de ces programmes sont présentés brièvement ci-dessous :

- Deux modèles simplifiés 1D et 2D ont été élaborés par l'IRSN. Le modèle simplifié 2D a été récemment implémenté dans les codes de calculs ICARE-CATHARE et ASTEC. Dans le cadre du réseau SARNET, la comparaison des résultats de calculs obtenus par ce modèle simplifié 2D avec ceux provenant du Code d'EDF (Code\_Aster) et celui de FZR est en cours de réalisation.



- Des modèles éléments finis 2D ont été développés par les autres partenaires du programme OLHF, à savoir AVN (Samcef), CEA (Cast3m), GRS (Adina), SNL (Abaqus), UJV (Systus) et VTT (Pasula). Un exercice de comparaison (benchmark) comparant les résultats des calculs 1D et 2D aux résultats expérimentaux du premier essai "OLHF1" du programme OLHF a conclu que le temps avant rupture et la localisation de la brèche sont généralement bien estimés et cohérents avec les données expérimentales [3.3\_8]. La Figure 3.3-2 donne la comparaison de l'allongement final du fond de cuve OLHF1 estimé par différents modèles numériques.
- Des modèles éléments finis 3D ont été développés par AVN, le CEA et SNL. Ces modèles ont donné eux aussi un temps et une zone d'amorçage de rupture tout à fait compatibles avec les résultats expérimentaux. Des développements supplémentaires réalisés par le CEA dans le code Cast3m ont permis, dans le cas de l'essai OLHF1, une analyse de la propagation de la fissure et une évaluation de la taille finale de la brèche tout à fait en accord avec celle observée expérimentalement. Ce modèle de propagation ne peut cependant pas encore être étendu aux autres essais LHF et OLHF.

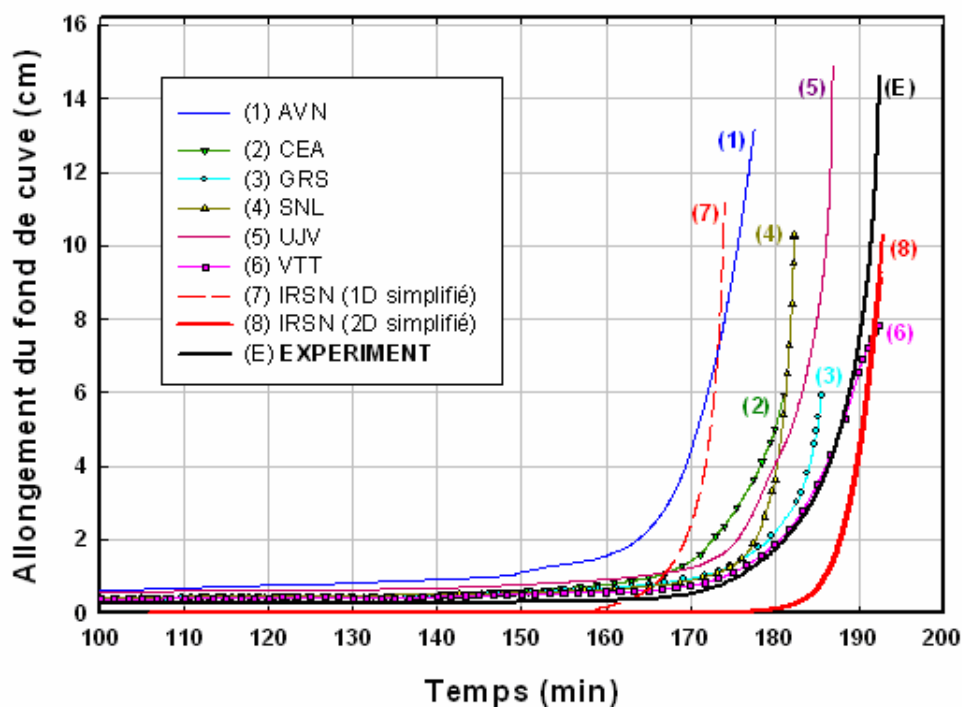


Figure 3.3-2 : Comparaison de l'allongement final du fond de cuve OLHF1 estimé par différents modèles numériques

Les autres conclusions relatives aux résultats issus des analyses et interprétations des essais LHF et OLHF sont les suivantes [3.3\_9] :

- les essais LHF et OLHF ont mis en évidence la variabilité du comportement (fragile ou ductile) des matériaux de cuve autour de 1000°C, l'influence de cette variabilité sur la taille finale de la brèche et les difficultés pour les modèles numériques existants à prendre en compte cette variabilité qui semble fortement liée à la présence de certains éléments constitutifs du matériau (soufre, nitrure d'aluminium,...) ;

- les résultats expérimentaux ne permettent pas donc d'obtenir une méthode d'estimation de la taille de la brèche suivant les chargements considérés (et son extension au cas réacteur) ; un passage par un calcul d'éléments finis 3D est inévitable et ce, avec un critère de rupture capable de prendre en compte cette variabilité du comportement de matériau.

Parallèlement aux essais LHF et OLHF, il convient de mentionner les essais FOREVER [3.3\_10] et [3.3\_11], réalisés par l'Institut Royal de Technologie de Stockholm (RIT). Ces essais utilisaient des maquettes à l'échelle 1/10<sup>ème</sup> d'une cuve de réacteur à eau pressurisée. Le protocole expérimental consistait à verser un bain fondu d'oxyde binaire (30% en poids de CaO, 70% en poids de B<sub>2</sub>O<sub>3</sub>) simulant le corium à une température d'environ 1200°C. Ce bain était alors maintenu au voisinage de cette température, puis la cuve était pressurisée à 2,5 MPa jusqu'à la rupture du fond de cuve.

Il faut également rappeler le programme RUPATHER [3.3\_12] réalisé par le CEA de 1995 à 1999 dans le cadre de la fiche coopérative CEA/EDF/FRAMATOME, qui avait pour but la caractérisation de l'acier et la modélisation du comportement de la cuve d'un REP soumise à des chargements dans des conditions accidentelles. Ce programme comportait trois parties : une partie relative à la caractérisation de l'acier 16MND5 (traction et fluage de 20°C à 1300°C), une partie concernant la modélisation et une partie traitant la validation expérimentale. Les éprouvettes utilisées pour les essais de validation étaient des tubes sollicités en pression interne et chauffés à très hautes températures (700°C - 1300°C). La forme cylindrique a été choisie pour sa simplicité et parce qu'elle permettait de bien maîtriser les paramètres tout en respectant les caractères essentiels du problème à étudier (matériau, chargement et modes de ruine). Le programme RUPATHER a constitué la première campagne de caractérisation des matériaux de cuve français (16MND5) dans des conditions typiques d'accidents graves. Néanmoins, le déroulement du programme a mis en évidence certaines insuffisances (tant dans la modélisation que dans la caractérisation mécanique de l'acier 16MND5) et des difficultés qui ont essentiellement pour origine la complexité métallurgique de l'acier. De même, les résultats ont montré le couplage très fort entre les propriétés métallurgiques et le comportement à rupture de cet acier.

Afin de clarifier l'origine de la variabilité du comportement à rupture des matériaux de cuve, mise en évidence par les essais LHF/OLHF, l'IRSN a entrepris un programme de recherche en collaboration avec le CEA et l'INSA de Lyon. Le choix d'étude porte sur les matériaux des cuves françaises afin, d'une part, de compléter la base de données de caractérisation de ces matériaux et, d'autre part, de pouvoir appliquer les résultats de cette étude au cas des réacteurs français.

Ce programme a tout d'abord consisté à effectuer le recensement des propriétés et compositions des matériaux utilisés pour la réalisation des cuves françaises (confié à Framatome) puis la sélection pour l'étude de 5 matériaux ayant des propriétés métallurgiques et mécaniques suffisamment différentes.

Des échantillons de ces cinq matériaux ont été ensuite utilisés pour des essais de caractérisation à haute température. Ces essais ont confirmé le comportement fragile autour de 1000°C de certains matériaux (creux de ductilité). Le travail d'identification des facteurs métallurgiques responsables de la fragilité à chaud a mis en évidence l'existence et le rôle des précipités de nitrure d'aluminium et de sulfure de manganèse aux joints de grains. La synthèse et la finalisation de cette étude sont actuellement en cours. Parallèlement, des essais de caractérisation à haute température (900 - 1000°C) sur des éprouvettes CT (Compact Tension) ont débuté dans le but de caractériser les

propriétés des aciers de cuve qui sont essentielles pour la cinétique de propagation de la fissure. Ces essais sont très utiles pour le développement d'un modèle de propagation de la fissure. Des essais sur tube à haute température seront également réalisés par l'INSA de Lyon afin de caractériser la vitesse de propagation de la fissure.

Par ailleurs, le comportement des pénétrations en cas d'accident grave avec relocalisation de corium en fond de cuve a fait l'objet de plusieurs études théoriques et des essais CORVIS [3.3\_14], menés à PSI en Suisse. Ces travaux se sont intéressés à l'évaluation de la longueur de pénétration du corium dans les tubes et à l'étude de différentes possibilités de rupture des pénétrations (voir étude de synthèse [3.3\_12]). Il en ressort que, même si le corium pénètre assez loin dans les tubes-guides, le flux thermique dégagé est normalement insuffisant pour conduire à l'ablation de la paroi de ces tubes et que les conditions de pression et de température régnant dans le circuit primaire ne devraient pas provoquer leur rupture par instabilité plastique. L'éjection des tubes suite à la rupture de la soudure de liaison entre le fond de cuve et le manchon et à la fusion de la collerette de maintien est également peu probable. A noter que les essais CORVIS ont été effectués, pour l'essentiel, sur des traversées BWR qui ont des diamètres supérieurs à ceux des REP. Les résultats obtenus sont donc, a priori, plutôt pénalisants.

On notera que deux modèles éléments finis relatifs à l'étude du comportement de la rupture des pénétrations ont été élaborés par VTT dans le cadre du programme OLHF [3.3\_15]. Ces modèles donnent des résultats cohérents avec les résultats expérimentaux.

### **3.3.4 BILANS ET PERSPECTIVES**

Les modèles de calculs (simplifiés ou éléments finis) développés par les différents partenaires (AVN, CEA, GRS, IRSN, SNL, UJV et VTT) dans le cadre des programmes LHF et OLHF ont montré leur capacité à déterminer l'instant de rupture du fond de cuve et la zone d'amorçage de la brèche. Les résultats sont généralement cohérents entre eux et en accord avec les données expérimentales. Pour une étude plus précise de la fissure et de sa propagation conduisant à la taille finale de la brèche, seul un modèle d'éléments finis 3D est envisageable. Cependant un tel modèle, capable de prendre en compte l'effet de la présence de certains éléments métallurgiques additionnels dans le matériau sur le mode de rupture de la cuve, n'est pas encore disponible. Le programme expérimental (IRSN/CEA/INSA Lyon) de caractérisation des matériaux des cuves françaises actuellement en cours de finalisation devra permettre :

- de diagnostiquer le comportement fragile/ductile des aciers à partir de leur composition (chimique et métallurgique),
- et d'améliorer le modèle d'éléments finis 3D pour la prise en compte de cette variabilité du comportement.

Dans ce programme expérimental, les essais de caractérisation à haute température des aciers de cuve ont bien mis en évidence une variabilité de comportement ductile/fragile autour de 1000°C. Cette variabilité semble être fortement liée à la présence de nitrure d'aluminium et du sulfure de manganèse. Une autre tâche parallèle de ce programme est la caractérisation des matériaux vis-à-vis de la propagation de la fissure ; celle-ci est actuellement en cours mais la réalisation d'essais de ce

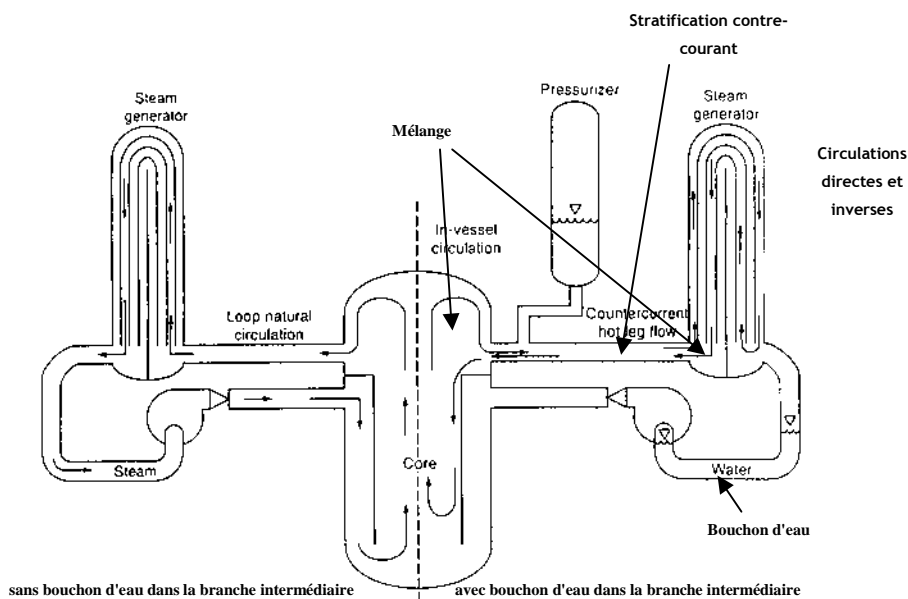
type comporte de grandes difficultés technologiques. Ces travaux devraient se poursuivre par le développement d'un modèle de propagation de la fissure à haute température.

### 3.4 FUSION EN PRESSION

#### 3.4.1 DEFINITION, PHENOMENOLOGIE GLOBALE

En situation d'accident grave survenant sur un réacteur de type REP et lorsque la dépressurisation du circuit primaire n'est pas assurée, la fusion du cœur peut se dérouler à pression élevée. Dans ces situations accidentelles, la vapeur sortant du cœur et circulant par convection naturelle dans le circuit primaire provoque un échauffement important des structures qui, en conjonction avec la contrainte de pression élevée, peut provoquer, par un phénomène de fluage, la rupture d'une partie de la branche chaude, de tubes des Générateurs de Vapeur (GV) voire d'un autre composant du circuit primaire. On parle de **fusion en pression** et les ruptures qui en découlent sont classiquement dénommées « **brèches induites** » du circuit primaire.

Des expériences ont montré que, pour les situations concernées, une circulation naturelle de vapeur d'eau s'établit entre la cuve et les GV via les branches chaudes, malgré la présence d'un bouchon d'eau dans les branches en U du circuit primaire. La vapeur surchauffée venant du cœur emprunte alors une partie des tubes de GV où elle se refroidit, puis retourne vers la cuve par une autre partie des tubes de GV et la branche chaude (qui est donc le siège d'une circulation à contre-courant) (Figure 3.4-1). Cette circulation contribue à l'évacuation de chaleur hors du cœur et pilote les transferts de chaleur vers les structures et donc leur échauffement.



**Figure 3.4-1 : Modes de circulation de la vapeur dans le circuit primaire**

Les conséquences d'une rupture en pression dépendent de la localisation de la brèche la plus précoce, sachant que la rupture de la cuve interviendra inéluctablement, et de sa taille. Une rupture du fond de cuve en pression peut entraîner l'échauffement direct des gaz de l'enceinte avec perte possible du confinement (voir chapitre 4.1). Une rupture au niveau d'un générateur de vapeur (tube GV ou plaque

tubulaire) entraîne le contournement de l'enceinte de confinement. Ces phénomènes peuvent être évités dans le cas d'une localisation de la rupture ailleurs qu'en fond de cuve ou au niveau des GV. Il est donc nécessaire de déterminer la localisation de la brèche afin de pouvoir en évaluer les conséquences.

### 3.4.2 PHENOMENES PHYSIQUES MIS EN JEU

L'estimation de la localisation de la brèche dans le circuit primaire passe par l'estimation de la chronologie des ruptures possibles du circuit primaire et l'identification de la rupture la plus précoce. Cette estimation nécessite la connaissance des chargements thermiques et mécaniques, des réactions des structures aux chargements et, pour cela, du comportement mécanique des matériaux à haute température. Les contraintes mécaniques étant dues à la pression interne et au couplage entre les dilatations thermiques et les conditions mécaniques aux limites, les aspects tridimensionnels jouent un rôle significatif dans l'évaluation de la ruine des structures.

L'estimation des chargements thermiques se base sur la connaissance de la puissance générée dans le cœur (puissance résiduelle et puissance dégagée par la réaction exothermique d'oxydation du Zr) et des transports convectifs et de produits de fission (PF) dans le circuit primaire. A cet égard, la modélisation des différentes boucles de convection et des phénomènes de relâchement, de transport et de dépôt de PF est particulièrement importante.

### 3.4.3 PROGRAMMES EXPERIMENTAUX, MODELISATION ET CODES DE CALCULS

Si l'ensemble des programmes portant sur la dégradation du cœur, les relâchements de produits de fission (PF), la relocalisation du corium et la tenue du fond de cuve sont en liaison plus ou moins directe avec les études de fusion en pression, différents programmes, expérimentaux et de modélisation, spécifiques à l'étude de ce type de problèmes, ont été menés. Historiquement, ces programmes ont été amorcés aux Etats-Unis, avec notamment la mise en évidence sur maquette des circulations gazeuses (chapitre 3.4.3.1). Différents codes de calcul ont été adaptés à la modélisation de ces circulations (chapitre 3.4.3.3) permettant d'obtenir des évolutions des chargements thermiques sur les structures. Des études mécaniques aux éléments finis, basées sur ces chargements simplifiés, permettent une modélisation plus fine des réponses de la structure (chapitre 3.4.3.2.2). Des essais mécaniques (chapitre 3.4.3.1) permettent d'étayer ces approches et de compléter la modélisation au niveau des soudures des boucles primaires. Le développement des possibilités informatiques a par ailleurs permis, ces dernières années, de réaliser des simulations de type CFD des circulations en branche chaude à un instant donné (chapitre 3.4.3.2.1) permettant ainsi de suppléer partiellement au manque de données expérimentales.

#### 3.4.3.1 Programmes expérimentaux

**Essais Westinghouse** : les essais réalisés par Westinghouse visaient à simuler la circulation gazeuse et les échanges thermiques, lors d'un accident grave, dans un réacteur du type REP. Ces essais, menés au début des années 80, ont été financés par l'EPRI (Electric Power Research Institute). Ils ont été réalisés, à l'aide d'un fluide simulant, sur une maquette au 1/7<sup>ème</sup> reproduisant une moitié d'un REP Westinghouse à quatre boucles (la maquette modélise donc la cuve, deux branches chaudes et deux

GV). Ces essais ont notamment permis de mettre en évidence les recirculations dans les branches chaudes et les tubes GV, les mélanges entre gaz chauds et « relativement froids » dans les boîtes à eau d'entrée des GV, la stratification des gaz dans les branches chaudes, et de « quantifier » les phénomènes correspondants. Ont ainsi été estimés le taux de mélange dans les boîtes à eau (BAE) en entrée de GV ainsi que le rapport entre le nombre de tubes GV « directs », c'est-à-dire avec circulation des gaz de la BAE d'entrée vers la BAE de sortie et le nombre de tubes GV « indirects » c'est-à-dire avec circulation des gaz en sens contraire. Ces essais ont fait l'objet de plusieurs publications [3.4\_1], [3.4\_2] (mais les résultats ne sont que partiellement accessibles), et ont servi à la qualification de certains outils de calcul [3.4\_3], [3.4\_4].

**Programme MECL :** Le programme MECL, réalisé par le CEA entre 2000 et 2004 et financé par l'IRSN, visait à caractériser les aspects mécaniques de la problématique « brèches induites » [3.4\_5], [3.4\_6]. Ce programme comportait un volet de caractérisation des matériaux, la réalisation d'essais d'éclatement de tubes représentatifs des branches chaudes et la réalisation d'essais d'éclatement de tubes GV. Pour ce qui concerne la caractérisation des matériaux, les essais MECL ont permis d'enrichir les données disponibles sur les différentes nuances d'acier constituant les branches chaudes, d'évaluer les incertitudes des propriétés en fluage, de déterminer les propriétés des matériaux utilisés dans les essais d'éclatement et de les comparer avec les propriétés disponibles dans la littérature (notamment un recensement des propriétés des matériaux du circuit primaire effectué par Framatome). L'objet principal des essais d'éclatement de tubes sous pression était la validation de méthodes d'évaluation des instants de ruine des structures. Ils ont été réalisés, sur des tubes GV et pour des éprouvettes tubulaires représentatives de la géométrie de la branche chaude (tube droit, échelle ½) et de ses différents matériaux, à pression constante avec un chargement thermique de type « rampe de température » (échauffement avec une vitesse de montée en température constante) jusqu'à éclatement de l'éprouvette. Pour ce qui concerne les essais « branches chaudes », le programme visait particulièrement à caractériser le comportement des diverses nuances de matériaux constituant les circuits et comprenait des essais sur des maquettes mono-matériau (c'est-à-dire entièrement constituées en acier 16MND5 ou en acier 316L) et des essais sur des maquettes soudées représentatives des jonctions soudées réelles. La distinction était faite entre les liaisons « homogènes » (LH), constituées par l'assemblage soudé de deux demi-maquettes en acier 316L, et les liaisons bi-métalliques (LBM), constituées par la jonction soudée de deux demi-maquettes en aciers 16MND5 et 316L. La grille d'essais est donnée dans le Tableau 3.4-1 repris de [3.4\_6]. La première colonne donne le matériau constitutif, la seconde, l'épaisseur de la maquette, la troisième, la contrainte de membrane et la quatrième, la pente de montée en température.

**Tableau 3.4-1 : Grille d'essais d'éclatement de maquettes « branche chaude »**

Matériau	Epaisseur (mm)	$\sigma_{00}$ (MPa)	dT/dt (°C/s)
<b>316L</b>	10,5	107	0,2
<b>316L</b>	10,5	107	0,05
<b>316L</b>	15	75	0,2
<b>316L</b>	15	75	0,05
<b>16MND5</b>	10,5	107	0,2
<b>16MND5</b>	10,5	107	0,05
<b>16MND5</b>	15	75	0,2
<b>16MND5</b>	15	75	0,05
<b>LBM</b> (16MND5L/316L)	15	75	0,2
<b>LBM</b> (16MND5L/316L)	15	75	0,2
<b>LBM</b> (16MND5L/316L)	15	75	0,05
<b>LBM</b> (16MND5L/316L)	15	75	0,05
<b>LH</b> (316L/316L)	15	75	0,2
<b>LH</b> (316L/316L)	15	75	0,2
<b>LH</b> (316L/316L)	15	75	0,05
<b>LH</b> (316L/316L)	15	75	0,05

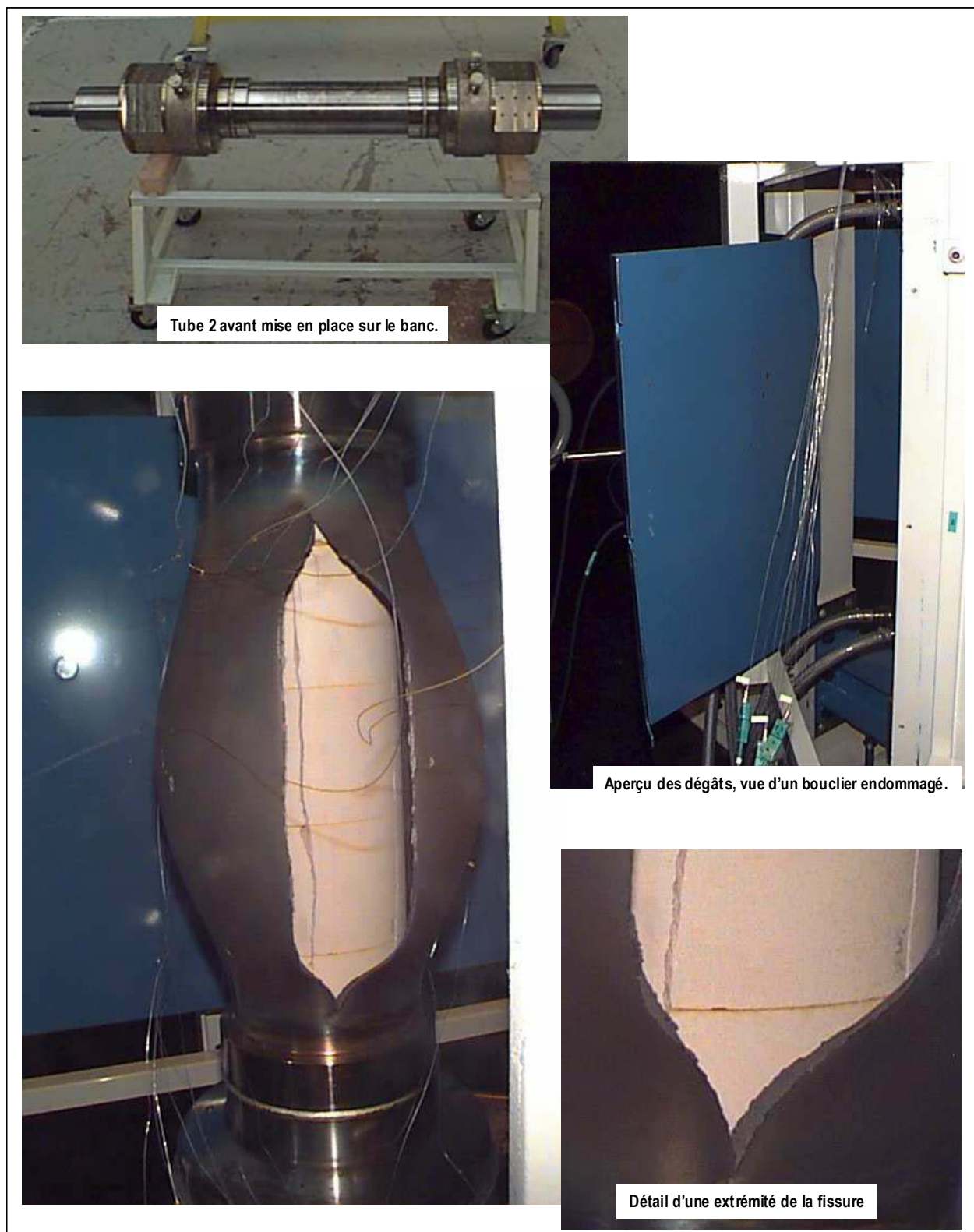
Pour ce qui concerne les essais sur les tubes GV, deux chargements en pression, correspondant aux situations circuit secondaire en pression ou dépressurisé, ont été étudiés. Les essais sur les tubes GV ont été répétés pour diverses rampes de température et sur des tubes sains ou comportant un défaut de type entaille ou méplat. La grille d'essais est donnée dans le Tableau 3.4-2 repris de [3.4\_6].

**Tableau 3.4-2 : Grille d'essais d'éclatement de tubes GV**

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



La Figure 3.4-2, ci-dessous, permet de visualiser le dispositif expérimental et l'état après essai d'une maquette « branche chaude ».



**Figure 3.4-2 : Aperçu de l'éclatement par une fissure longitudinale du tube N° 2 - 316L - 0,05° C/s - 107 MPa**

### 3.4.3.2 Modélisations CFD ou par éléments finis

L'approche par des calculs CFD ou aux éléments finis a été retenue pour suppléer aux difficultés de mise en œuvre d'essais expérimentaux à grande échelle. Ces approches ont été utilisées respectivement dans le cadre d'études thermohydrauliques et thermomécaniques.

#### 3.4.3.2.1 *Phénomènes thermohydrauliques*

L'approche CFD, consistant à simuler numériquement la circulation des gaz dans une boucle du circuit primaire, a été suivie récemment à la NRC avec le code FLUENT [3.4\_7] et par l'IRSN avec les codes CFX et TRIO (dans le cadre d'une collaboration avec le CEA pour ce dernier) [3.4\_8]. Les moyens de calcul actuels permettent de modéliser environ 10% des tubes GV, en adaptant leurs caractéristiques pour représenter la totalité d'un faisceau GV. La modélisation se limite au circuit primaire et les échanges avec le circuit secondaire sont donc pris en compte via une condition aux limites. Les calculs de ce type donnent une vision détaillée, à un instant donné, des écoulements et permettent notamment de réévaluer certaines caractéristiques des écoulements (taux de mélange dans la boîte à eau du GV, répartition des tubes GV entre tubes directs et tubes indirects).

Selon les résultats des calculs menés pour l'IRSN, un enseignement notable est, par exemple l'existence d'une troisième catégorie de tubes GV, caractérisée par une quasi-absence de circulation gazeuse. De tels calculs permettent également d'obtenir des profils tridimensionnels des températures des gaz dans la boucle primaire, ce qui est évidemment impossible à obtenir par des calculs système. Ils mettent notamment en évidence l'existence possible d'une triple stratification en branche chaude avec présence d'une couche « tiède » entre les couches chaude et froide. La Figure 3.4-3 permet de visualiser un profil thermique en branche chaude et dans la BAE d'entrée résultant d'un calcul TRIO-U.

La NRC a récemment mené [3.4\_7] des études similaires et s'est particulièrement intéressée, outre la détermination de paramètres caractéristiques des mélanges, à analyser les conséquences thermohydrauliques de fuites au niveau de tubes GV en fonction des débits et de la localisation des fuites (influence sur le taux de mélange ou la répartition entre tubes « directs » et « indirects »).

Il convient par ailleurs de mentionner que Framatome a effectué, plus anciennement (1998), une comparaison sur les circulations gazeuses déterminées par les codes MAAP4 et TRIO VF [3.4\_9]. La modélisation TRIO VF utilisée était bidimensionnelle.

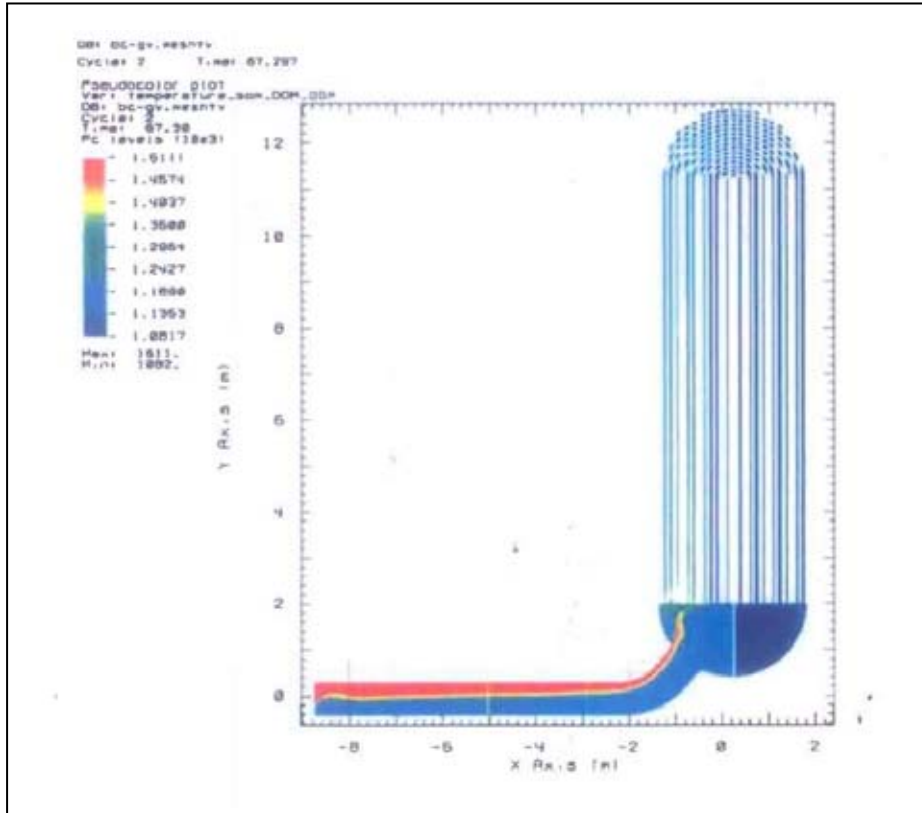


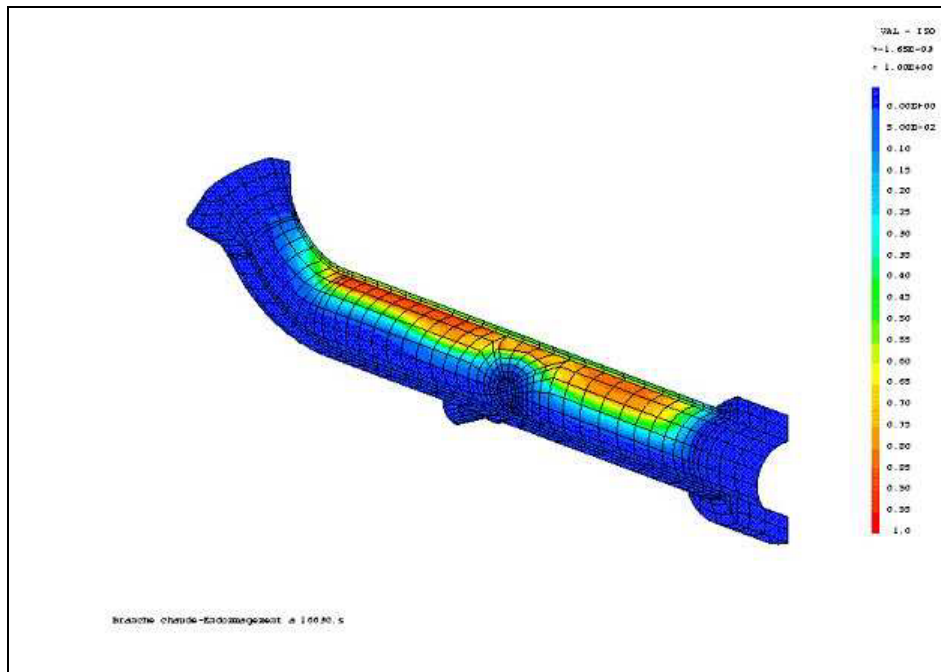
Figure 3.4-3 : Exemple de champ thermique résultant d'un calcul TRIO-U

### 3.4.3.2.2 Phénomènes mécaniques

Des calculs par éléments finis de l'ensemble constitué par la branche chaude et le fond du GV ont été réalisés par le CEA pour le compte de l'IRSN [3.4\_10]. Ils ont permis d'analyser l'influence de la dilatation et des blocages mécaniques sur l'état des contraintes mécaniques et, par voie de conséquence, sur les instants et lieux des ruptures. Le modèle développé a été utilisé en faisant varier la géométrie des chargements thermiques en branche chaude conformément aux indications données par les calculs CFD. Il a également permis de prendre en compte la tenue des soudures en branches chaudes via un calcul spécifique du dommage réalisé en introduisant un facteur correctif sur l'endommagement en fluage (modification du paramètre de Larson-Miller). Les variations sur les propriétés en fluage des matériaux ont été traitées de façon similaire. La Figure 3.4-4 présente une vue de l'endommagement sur une branche chaude (vue en coupe) à l'instant de « rupture » (le dommage atteint la valeur 1). Ici, la rupture s'amorce au début de l'intrados du coude avant le GV.

Framatome s'est intéressé de près à la plaque tubulaire en développant un modèle élastique orthotrope adapté à son étude. L'IRSN a complété ce modèle en l'étendant au domaine plastique (modèle plastique parfait).

Un modèle plus spécifique a également été développé pour étudier l'étanchéité du trou d'homme des générateurs de vapeur [3.4\_11]. Il convient de souligner que tous les calculs mécaniques sont tributaires de chargements thermiques qui doivent être fournis par ailleurs.



**Figure 3.4-4 : Calcul mécanique CAST3M de la tenue de la branche chaude - dommage à l'instant de rupture**

### 3.4.3.3 Calculs système

Compte tenu des temps de calcul requis, il est exclu de réaliser un calcul thermohydraulique complet à l'aide d'un code CFD d'une séquence accidentelle. Les études de tenue des structures restent donc basées sur des champs thermiques déterminés au moyen de codes système avec des modélisations 1-D des circuits. Les codes utilisés ont été RELAP5 (NRC [3.4\_12]), MAAP (EPRI [3.4\_13], Framatome et EDF), MELCOR (IRSN, NRC) et Icare/Cathare (IRSN). Tous ces codes modélisent la dégradation du cœur et les circulations dans les circuits primaire et secondaire. Les modélisations « traditionnelles » du circuit primaire doivent être adaptées pour permettre la simulation des recirculations et des mélanges entre gaz chauds et froids dans les boîtes à eau d'entrée des GVs. Ces adaptations se font par des dédoublements de branches et de volumes.

## 3.4.4 BILAN ET PERSPECTIVES

### 3.4.4.1 Besoins

L'IRSN a valorisé les résultats des travaux de R&D dans les études qu'il a effectuées dans le cadre de ses EPS 2. L'évaluation des incertitudes faite dans ce cadre montre qu'il reste difficile de prédire de façon certaine la localisation de la brèche induite. Les phénomènes suivants sont particulièrement importants à cet égard :

- la dégradation du cœur (puissance évacuée latéralement vers le downcomer, puissance évacuée vers le plenum supérieur, puissance stockée dans le cœur, relocalisation de corium) ;
- les mélanges des gaz dans le plenum supérieur et les boîtes à eau des générateurs de vapeur (GV) ;

- les phénomènes de relâchement, de transport et de dépôt des PF.

Néanmoins les nombreuses améliorations apportées au code système Icare/Cathare via l'introduction d'une modélisation 2D axisymétrique de la cuve devraient permettre une avancée notable dans la prédiction de la localisation de la brèche. Restent des incertitudes importantes sur les mélanges des gaz dans les boîtes à eau des générateurs de vapeur. Ces aspects ne pourront être améliorés que par l'apport d'études très complexes de type CFD.

#### **3.4.4.2 Travaux futurs**

**Projet ROSA** : Le projet ROSA de l'OCDE, auquel participent, dans le cadre d'un accord quadripartite, EDF, Areva, le CEA et l'IRSN, a pour objectif de contribuer au développement et à la validation des modèles thermohydrauliques implantés dans les codes systèmes utilisés pour le calcul de transitoires accidentels sur des centrales nucléaires du type REP. Il prévoit la réalisation d'essais sur la boucle expérimentale ROSA/LSTF de l'institut JAERI (Japon) représentant un REP 1100 MWe à quatre boucles par une maquette au 1/48<sup>ème</sup> et deux boucles. Il est prévu de simuler six familles de transitoires accidentels. L'une d'entre elles, correspondant aux situations de circulation naturelle de vapeur surchauffée dans le circuit primaire lors de transitoires accidentels à haute pression [3.4\_14], pourra ensuite être utilisée pour la validation de codes de calcul. Ce programme a débuté en 2005 et doit s'achever en 2009. Les essais de circulation naturelle ne sont pas réalisés à ce jour.

### TABLEAUX DU CHAPITRE 3

Tableau 3.4-1 : Grille d'essais d'éclatement de maquettes « branche chaude » .....	55
Tableau 3.4-2 : Grille d'essais d'éclatement de tubes GV .....	55

### FIGURES DU CHAPITRE 3

Figure 3.1-1 : Photos de deux sections de l'essai QUENCH-02 montrant la répartition des matériaux fondus (coulées) dans la grappe et l'impact des coulées sur la dégradation .....	31
Figure 3.1-2 : Représentation schématique de l'état du cœur et de la cuve après l'accident de TMI-2	34
Figure 3.2-1 : Vue schématique de l'arrivée du corium fondu dans le fond de cuve et de sa fragmentation au contact de l'eau.....	38
Figure 3.2-2 : Schéma de la configuration du corium après assèchement du fond de cuve : existence d'un lit de débris (plus ou moins poreux selon l'efficacité de la fragmentation) autour des structures d'acier .....	39
Figure 3.2-3 : Schéma des structures convectives dans un bain fondu turbulent refroidi par le haut et par les côtés .....	40
Figure 3.2-4 : Disposition des couches supposée dans l'approche enveloppe « classique » (à gauche) et observée lors des essais MASCA (à droite).....	41
Figure 3.3-1 : Maquette de fond de cuve OLHF à l'échelle 1/5 <sup>ème</sup> et la mise en place de son système de chauffage interne par induction .....	47
Figure 3.3-2 : Comparaison de l'allongement final du fond de cuve OLHF1 estimé par différents modèles numériques .....	48
Figure 3.4-1 : Modes de circulation de la vapeur dans le circuit primaire .....	52
Figure 3.4-3 : Exemple de champ thermique résultant d'un calcul TRIO-U.....	58
Figure 3.4-4 : Calcul mécanique CAST3M de la tenue de la branche chaude - dommage à l'instant de rupture .....	59

### REFERENCES DU CHAPITRE 3

- [3.1\_1] Adroguer B. et al., "Core Loss During a Severe Accident (COLOSS project)", Proceedings of the FISA-01 meeting, Nov. 2001, Luxembourg.
- [3.1\_2] Adroguer B. et al., "Corium Interactions and Thermochemistry", CIT project, FISA-99 Symposium, Luxembourg, Nov. 1999, EUR 19532 EN.
- [3.1\_3] Allison C. M., Rempe J. L., Chavez S. A., "Final design report on SCDAP/RELAP5 model improvements - debris bed and molten pool behavior", INEL-96/0487, December 1996.
- [3.1\_4] Broughton J., Kuan P., Petti D. and Tolman E., "A Scenario of the Three Mile Island Unit 2 Accident", Nuclear Technology, 1989, 87, pp. 34-53.
- [3.1\_5] Coryell E. W., "Summary of Important Results and SCDAP/RELAP5 Analysis for OECD LOFT Experiment LP-FP-2", NUREG/CR-6160, NEA/CNSI/R(94)3, EGG-2721, April 1994.
- [3.1\_6] Fichot F., Gonzalez R., Chatelard P., Lefèvre B. and Garnier N., "ICARE2 Late phase degradation models: Application to TMI-2 accident", Int. Seminar on Heat and Mass Transfer in Severe Reactor Accidents, Cesme (Turkey), May 1995.
- [3.1\_7] Guillard V., Fichot F., Boudier P., Parent M. and Roser R., "ICARE/CATHARE coupling : three-dimensional thermal-hydraulics of severe LWR accidents", Proceedings of ICONE-9, Nice (France), 2001.
- [3.1\_8] Haste T. et al., "Degraded Core Quench: A Status report", August 1996, OCDE/GD(97)5, NEA/CSNI/R(96)14.
- [3.1\_9] Haste T., Trambauer K., "Degraded Core Quench: Summary of Progress 1996-1999", February 2000, NEA/CSNI/R(99)23.
- [3.1\_10] Haste T., Adroguer B., Hozer Z., Magalon D., Trambauer K., and Zurita A., 2000, "In-Vessel Core Degradation Code Validation Matrix", Update 1996-1999, OECD/GD(94)14, NEA/CSNI/R(95)21, 1996.
- [3.1\_11] Hobbins R., Russel M., Olsen C., Mc Cardell R., "Molten Material Behaviour in the Three Mile Island Unit 2 Accident", 1989, Nuclear Technology , Vol. 87, pp.1005-1012.
- [3.1\_12] Hobbins R., Petti D., Osetek D. and Hagrman D., "Review of experimental results on light water reactor core melt progression", 1991, Nuclear Technology, Vol. 95, pp.287-307.
- [3.1\_13] Hofmann P. et al., "Chemical-Physical Behaviour of Light water reactor core components tested under severe reactor accident conditions in the CORA facility", Nuclear Technology, 1997, Vol. 118, 200-224.
- [3.1\_14] Hofmann P., Hagen S., Schanz G. and Skokan A., "Reactor core Materials Interactions at Very High Temperatures", Nuclear Technology, August 1989, Vol. 87.
- [3.1\_15] Shepherd I., et al., "Investigation of Core Degradation", COBE project, FISA-99 Symposium, Luxembourg, Nov.1999, EUR 19532 EN.
- [3.1\_16] Trambauer K., "Coupling methods of thermal-hydraulic models with core degradation models in ATHLET-CD", ICONE-6, © ASME 1998.
- [3.1\_17] Veshchunov M.S., Mueller K. and Berdyshev A.V., "Molten corium oxidation model", Nuclear Engineering and Design, Volume 235, Issue 22 , November 2005, Pages 2431-2450.
- [3.1\_18] Wahba A.B., "International activities for the analysis of the TMI-2 accident with special consideration of ATHLET calculations", Nuclear Engineering and Design 118 (1990) 43-53.
- [3.1\_19] Wright R., "Current understanding of in-vessel core melt progression", Proceedings of the Dubrovnik meeting, 1995, IAEA-SM-296/95.
- [3.1\_20] Progress Made in the Last Fifteen Years through Analyses of TMI2 Accident Performed in Member Countries - Rapport NEA/CSNI/R(2005)1, 2005.



- [3.2\_1] Asmolov V. et al., "RASPLAV Application Report", OECD RASPLAV Seminar, Munich (Germany), 2000.
- [3.2\_2] Atkhen K, Berthoud, G., "Experimental and numerical investigations on debris bed coolability in a multidimensional and homogeneous configuration with volumetric heat source", Nuclear Technology., Vol.142, 3 (2003).
- [3.2\_3] S.V. Bechta, .B. Khabensky, V.S. Granovsky, E.V. Krushinov, S.A. Vitol, V.V.. Gusarov, V.I. Almiashhev, D.B. Lopukh, W. Tromm, D. Bottomley, M. Fisher, P. Piluso, A. Miassoedov, E. Alstadt, H.G. Willschutz, F.Fichot, "Experimental Study of Interactions Between Suboxidized Corium and Reactor Vessel Steel", Proceedings of ICAPP'06, Reno, NV USA, June 4-8, 2006.
- [3.2\_4] Berthoud G. and Valette M., "Description des lois constitutives de la version 3.2 du logiciel de pré-mélange MC3D", NT SMTH/LM2/99-39, 1999 - Référence non publique.
- [3.2\_5] Chapelot P., Grégoire A.C. and Grégoire G., "Final FPT4 Report", DPAM-DIR 2004-0135, PH-PF IP-04-553, 2004 - Référence non publique.
- [3.2\_6] Chawla T.C., Chan C.H. 1982, "Heat Transfer from Vertical/Inclined Boundaries of Heat Generating Boiling Pools", J.of Heat Transfer, vol. 104, pp. 465-473.
- [3.2\_7] Cho D.H., Armstrong D.R., Gunther W.H. and Basu S., "Experiments on interactions between Zirconium-containing melt and water (ZREX): Hydrogen generation and chemical augmentation of energetics", Proceedings of JAERI Conference, 97-011, (Japan), 1997.
- [3.2\_8] Chudanov V.V., Aksenova A.E., Pervichko V.A., 2003, "Development of 3D unified computational tools to thermalhydraulic problems", Proc. 10-th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-10) Seoul, Korea, October 5-9, 2003.
- [3.2\_9] F. Fichot, V. Kobzar, Y. Zvonarev and P. Bousquet Mélou, The Use of RASPLAV Results in IPSN Severe Accident Research Program, in OECD-NEA, editor, Proceedings of RASPLAV Seminar, Munich (2000).
- [3.2\_10] Fichot F., Seiler, J.-M. and Strizhov, V., "Applications of the OECD MASCA Project Results to Reactor Safety Analysis", MASCA Application Report, OECD-NEA, 2003 - Référence non publique.
- [3.2\_11] Fichot F., Duval F., Trégourès N. and Quintard M., "The impact of thermal non-equilibrium and large-scale 2D/3D effects on debris bed reflooding and coolability", Proceedings of NURETH-11 Conference, Avignon (France), 2005.
- [3.2\_12] Gasser B.D., Gaunt R.O. and Bourcier S., "Late Phase Melt Progression Experiment MP-1. Results and Analyses", NUREG/CR-5874, SAND92-0804, 1992
- [3.2\_13] Magallon D., "The FARO programme recent results and synthesis", Proceedings of CSARP Meeting, Bethesda (USA), 1997.
- [3.2\_14] Mayinger F. et al. 1975. "Examination of thermo-hydraulic processes and heat transfer in core melt", Final Report BMFT RS 48/1. Technical University, Hanover, W. Germany.
- [3.2\_15] Salay M. and Fichot F., "Modelling of metal-oxide corium stratification in the lower plenum of a reactor vessel", Proceedings of NURETH11 Conference, Avignon (France), 2005.
- [3.2\_16] Schäfer, P., Groll, M., Schmidt, W. Widmann, W. Bürger, M., "Coolability of Particle Beds: Examination and Influence of Friction Laws", 2004 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP '04), Pittsburgh, PA, USA, June 13-17, 2004.
- [3.2\_17] A.V. Stepanyan, A.K. Nayak, B.R. Sehgal, "Experimental Investigations of Natural Convection in a Three-layer Stratified Pool with Internal Heat Generation", Proceedings of NURETH11 Conference, Avignon (France), 2005.
- [3.2\_18] Vandroux-Koenig S. et al., "TOLBIAC version 2.2 code description", NT SMTH/LM2/99-36, 1999 - Référence non publique.
- [3.3\_1] Saito M. et al., "Melting attack of solid plates by a high temperature liquid jet - effect of crust formation", *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 121, 1 (1990).
- [3.3\_2] Theofanous T. G. et al., "Lower head integrity under steam explosion loads", *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 189 (1999).

- [3.3\_3] Sehgal B. R. et al., "Assessment of reactor vessel integrity (ARVI)", Nuclear Engineering and Design, Vol. 235 (2005).
- [3.3\_4] Wolf J. R. et al., OECD-NEA-TMI-2 Vessel Investigation Project. Report TMI V(93)EG10 (1993).
- [3.3\_5] Stickler L. A. et al., OECD-NEA-TMI-2 Vessel Investigation Project. Calculations to estimate the margin-to-failure in the TMI-2 vessel. Report TMI V(93)EG01 (1993).
- [3.3\_6] Chu T. Y. et al., "Lower Head Failure Experiments and Analyses". NUREG/CR-5582, SAND98-2047.
- [3.3\_7] Humphries L. L. et al., "OECD Lower Head Failure Project Final Report". OECD/NEA/CSNI/2(2002)27.
- [3.3\_8] Nicolas L. et al., "Results of benchmark calculations based on OLHF-1 test", Nuclear Engineering and Design, Vol.223 (2003), pp. 263-277.
- [3.3\_9] OLHF Seminar 2002 - Nuclear Safety - NEA/CSNI/R(2003)1.
- [3.3\_10] Sehgal et al., "Assessment of reactor vessel integrity (ARVI)", Nuclear Engineering and Design, Vol. 221 (2003).
- [3.3\_11] Sehgal et al., "Assessment of reactor vessel integrity (ARVI)", Nuclear Engineering and Design, Vol. 235 (2005).
- [3.3\_12] Devos, J., et al., 1999, "CEA programme to model the failure of the lower head in severe accidents", Nuclear Engineering and Design, Vol. 191, pp 3-15.
- [3.3\_13] B. Autrusson, G. Cénérino, "Synthèse des études concernant le comportement mécanique du fond de cuve", Note technique DPEA/SEAC/97-069 - Référence non publique.
- [3.3\_14] H. Hirschmann, "State of progress", December 1996, CORVIS, Report N°7 February 1997, Paul Scherrer Institute - Référence non publique.
- [3.3\_15] K. Ikonen, R. Sairanen, "FEM Analysis of OLHF tests with and without penetration", OLHF Seminar 2002, Madrid, June 26-27, 2002 - (Paper from VTT, Nuclear Energy, Finland).
- [3.4\_1] "Experiments on natural circulation flows in steam generators during severe accidents". Stewart, Pieczynski & Srinivas. Proceedings of the international ANS/ENS topical meeting on thermal reactor safety. San-Diego, 1986.
- [3.4\_2] "Experiments on natural circulation flow in a scale model PWR reactor system during postulated degraded core accidents". Stewart, Pieczynski & Srinivas. Proceedings of the 3<sup>rd</sup> international topical meeting on reactor thermal hydraulics, Newport, Rhode Island (October 1985).
- [3.4\_3] "Experiments on natural circulation during PWR severe accidents and their analysis". Sehgal, Stewart & Sha, International European Nuclear Society / ANS, Meeting on Reactor Safety. Avignon, France, 1988.
- [3.4\_4] "CFD predictions of severe accident steam generator flows in a 1/7<sup>th</sup> scale pressurized water reactor". Boyd & Hardesty. Proceedings of the 10<sup>th</sup> international conference on nuclear engineering (Icne10), April 14-18, 2002, Arlington, Virginia.
- [3.4\_5] Programme de travail proposé par le DPEA/SEAC et le DES/SAMS sur l'étude des brèches induites. Dietrich, Dupas, Durin, Goetsch, Gomane. Fiche technique DPEA/SEAC/2000-04 - Référence non publique.
- [3.4\_6] Brèches induites - Réacteurs à eau pressurisée type 900 MWe - "Synthèse du programme analytique et expérimental réalisé au CEA de 1999 à 2003". J.M. Stelmaszyk. Rapport SAMS n°2. - Référence non publique.
- [3.4\_7] "CFD analysis of full-scale steam generator inlet plenum mixing during a PWR severe accident. Boyd, Helton & Hardesty". NUREG-1788.
- [3.4\_8] "Brèches Induites - Simulation « best estimate » d'écoulement dans la branche chaude et le générateur de vapeur". U. Bieder. Note technique CEA/SSTH/LMDL/2004-003 - Référence non publique.

- [3.4\_9] "Comparaison MAAP4.03/TRIO.VF sur la circulation naturelle des gaz chauds dans le primaire en cas de scénario de fusion de cœur sous haute pression". P. Lalanne. 1998. Document Framatome référence EPDA DC 0152 - Référence non publique.
- [3.4\_10] "Calculs d'interprétation de l'essai MECI-LBM n°12". Finalisation du modèle global branche chaude et fond du générateur de vapeur. T. Laporte. Rapport CEA/DM2S/SEMT/LM2S/RT/03-028 - Référence non publique.
- [3.4\_11] "Accidents graves - Etude locale du trou d'homme". J. Kichenin. Rapport SEMT/LM2S/RT/03-004 - Référence non publique.
- [3.4\_12] "Assessment of the potential for high-pressure melt ejection resulting from a Surry station blackout transient". Knudson & Dobbe. 1993. NUREG/CR-5949.
- [3.4\_13] "Risks from severe accidents involving steam generator tube leaks or ruptures". Rapport EPRI TR-106194, 1996 - Référence non publique.
- [3.4\_14] <http://www.nea.fr/html/jointproj/rosa.html>.

# CHAPITRE 4 : PHENOMENES POUVANT MENER A UNE DEFAILLANCE PRECOCE DE L'ENCEINTE

---

## 4.1 ECHAUFFEMENT DIRECT DES GAZ DE L'ENCEINTE

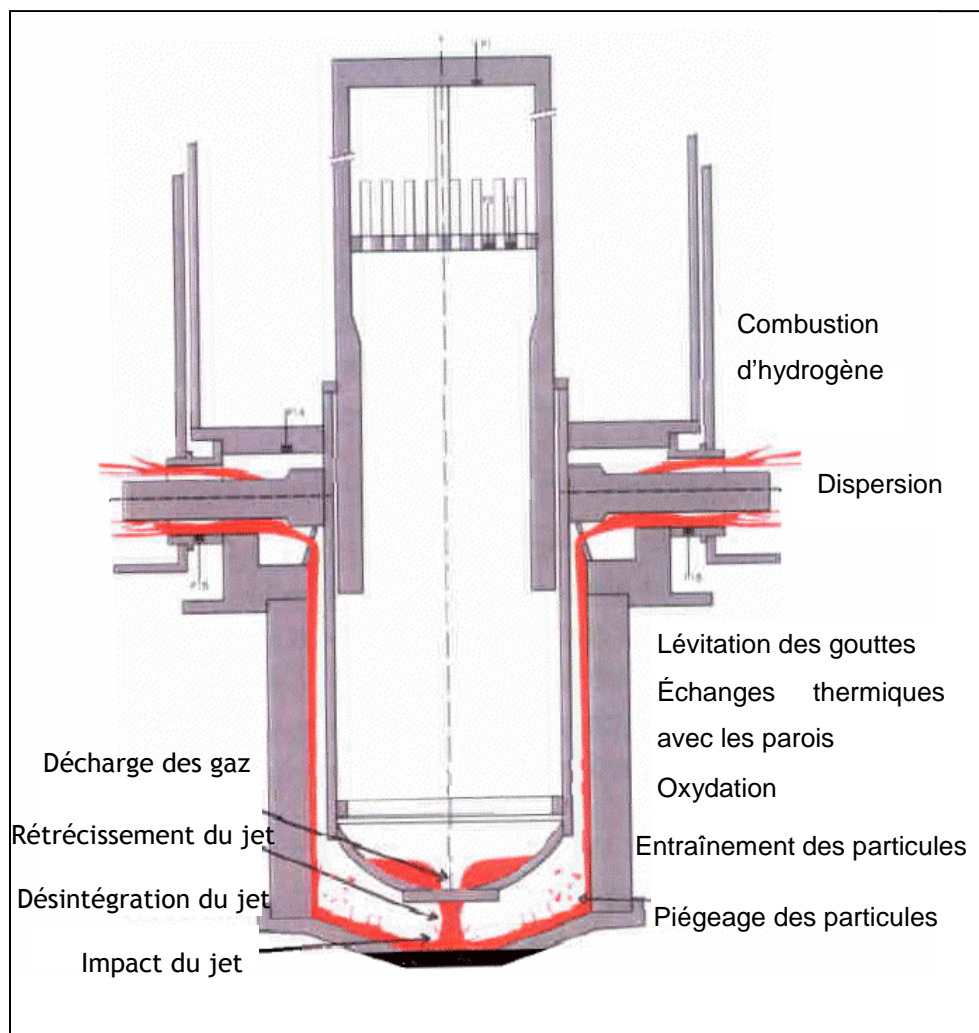
### 4.1.1 DEFINITION, PHENOMENOLOGIE GLOBALE

Lors d'un accident grave sur un REP menant à la fusion du cœur, un bain de corium, mélange d'oxydes d'uranium et de zirconium, de métaux non oxydés (zirconium et acier), peut se former en fond de cuve. Si, dans cette situation, une rupture du fond de cuve intervient alors que la pression dans la cuve excède celle de l'enceinte, le corium est éjecté avec la vapeur d'eau et éventuellement l'eau liquide encore présente, vers le puits de cuve, puis vers les divers compartiments de l'enceinte en liaison avec le puits. En fonction du niveau de pression dans la cuve, l'éjection va induire une fragmentation fine et une dispersion du corium hors du puits de cuve. Ce phénomène s'accompagne d'échanges thermiques très efficaces entre le corium et les gaz, et d'une oxydation des composantes métalliques du corium produisant ainsi de l'hydrogène. Les températures mises en jeu permettent également une combustion plus ou moins rapide de l'hydrogène présent au moment de la rupture de la cuve, additionné de l'hydrogène créé par oxydation. Ces trois processus provoquent l'échauffement et la pressurisation de l'atmosphère de l'enceinte et peuvent avoir comme conséquence l'endommagement et la perte d'intégrité de l'enceinte de confinement. L'ensemble de ces phénomènes est désigné sous le terme de "Echauffement Direct de l'Enceinte" (EDE) ou "Direct Containment Heating" (DCH) en anglais (nous conserverons par la suite l'acronyme DCH).

### 4.1.2 PHENOMENES PHYSIQUES MIS EN JEU

L'éjection sous pression du corium et de la vapeur d'eau de la cuve vers le puits de cuve est caractérisée par différentes phases (jet liquide monophasique de corium, jet diphasique de corium et vapeur, jet gazeux de vapeur) dont la durée dépend de la masse du corium relocalisé en fond de cuve, de la section et la localisation de la brèche et de la pression dans le circuit primaire. L'éjection sous pression cause une première fragmentation du corium en gouttes liquides. Par la suite, un écoulement de la vapeur d'eau et du corium s'établit à travers le puits de cuve. Cet écoulement est très complexe, fortement influencé par la géométrie du puits de cuve et il est le siège de différents phénomènes (Figure 4.1-1) : projection du corium sur les parois du puits de cuve et formation d'un film liquide le long des parois, entraînement du film liquide par la vapeur d'eau, fragmentation du film liquide par l'écoulement de vapeur et formation de gouttes de corium, coalescence et/ou fragmentation des gouttes de corium etc... Il en résulte qu'une partie du corium est entraînée par la vapeur d'eau dans les locaux attenants au puits de cuve alors qu'une partie reste piégée dans le puits de cuve. Durant cette phase d'entraînement, la vapeur et les gouttes interagissent thermiquement et chimiquement. En conséquence, la température de la vapeur d'eau et la pression dans le puits de cuve augmentent fortement. La réaction exothermique entre les métaux du corium et la vapeur produit de l'hydrogène.

Cependant, il ne peut se produire de combustion d'hydrogène dans le puits de cuve, l'atmosphère de celui-ci étant pauvre en oxygène. L'arrivée dans l'enceinte des gaz chauds et des particules de corium contribue à l'échauffement et à la pressurisation rapide de son atmosphère. Cette pressurisation sera d'autant plus importante que la masse de corium dispersée est grande et que sa fragmentation est fine. La répartition du corium dans les différents locaux de l'enceinte et la durée de la décharge jouent également un rôle important sur l'ampleur de cette pressurisation. De plus, l'arrivée dans l'enceinte des gaz et des particules de corium très chaudes peut provoquer l'inflammation de l'hydrogène. Cette combustion, très complexe car elle conjugue les caractéristiques des flammes de diffusion (région de l'enceinte où se propage le jet provenant du puits de cuve) et celles des flammes de pré-mélange (régions de l'enceinte extérieures au jet), va accroître le pic de pression dans l'enceinte si les temps caractéristiques sont proches de ceux de la décharge et de la dispersion du corium. La détermination des temps caractéristiques de la combustion n'est d'ailleurs pas aisée en raison du caractère complexe de la combustion en phase de DCH.



**Figure 4.1-1 : Phénomènes physiques se produisant lors de l'échauffement direct des gaz de l'enceinte**

### 4.1.3 PROGRAMMES EXPERIMENTAUX, MODELISATION ET CODES DE CALCULS

La connaissance des phénomènes intervenant lors de l'échauffement direct des gaz de l'enceinte s'acquiert, pour partie, au travers de programmes d'essais réalisés sur des maquettes reproduisant les principales caractéristiques géométriques des réacteurs à petite échelle. Sur la base des résultats de ces essais, des modèles et des corrélations sont élaborés afin de les implémenter dans les logiciels de simulation appliqués ensuite à l'étude du phénomène à l'échelle réacteur.

#### 4.1.3.1 Principaux programmes expérimentaux

De nombreux programmes expérimentaux ont été consacrés à l'étude des phénomènes intervenant lors de l'échauffement direct des gaz de l'enceinte [4.1\_1]. Seuls les principaux essais seront présentés ci-après en distinguant les trois catégories d'essais suivantes :

##### Les essais en simulant à basse température de fusion (aspects dynamiques)

Ces essais s'intéressent spécifiquement aux aspects dynamiques du DCH ; il s'agit d'essais à effets séparés visant à caractériser la dispersion du corium et à établir des corrélations d'entraînement des gouttes de corium du puits de cuve vers l'enceinte et les compartiments adjacents en fonction des paramètres de l'expérience qui sont, en général, la taille de la brèche en fond de cuve, la pression en cuve, les propriétés physiques des simulants et du gaz porteur sortant de la cuve. Plusieurs géométries de puits de cuve ont été étudiées et divers simulants ont été utilisés pour ce type d'essais : de l'eau, des huiles, du métal de Wood, du gallium. Ces deux derniers alliages métalliques ont l'avantage de posséder des propriétés (densité, viscosité, tension de surface) proches de celles du corium. Les principaux résultats de ces essais sont la répartition des masses dispersées, les temps caractéristiques de l'écoulement, ainsi que l'évolution de la pression dans la cuve et dans le puits de cuve. A la fin des années 80 et au début des années 90, de nombreux essais ont été réalisés sur des maquettes de réacteurs américains à des échelles variant de 1/40<sup>ème</sup> à 1/25<sup>ème</sup> [4.1\_2]. Deux types de géométrie ont été analysés. La première représente le réacteur ZION, avec une géométrie dite fermée, sans passage direct vers le dôme (comportant une liaison indirecte entre le puits de cuve et le dôme à travers un tunnel d'instrumentation conduisant aux compartiments intermédiaires de l'enceinte). La seconde géométrie, dite ouverte, et qui est plus proche des réacteurs français, représente le réacteur SURRY, possédant une connexion directe vers le dôme, via un passage annulaire autour de la cuve. Pour la géométrie fermée (ZION), il est apparu qu'une fraction importante de simulant reste piégée dans les compartiments intermédiaires, n'autorisant qu'une faible quantité de simulant à pénétrer dans l'enceinte. En 1997, la campagne d'essais réalisée par KAERI (Corée du Sud) pour le compte de l'IRSN étudiait pour la première fois le phénomène dans une géométrie proche de celle d'un réacteur français 900 MWe à l'échelle 1/20<sup>ème</sup> [4.1\_4]. La particularité de cette géométrie réside dans l'existence d'une connexion directe importante entre le puits de cuve et l'enceinte à travers l'espace annulaire autour de la cuve. Ces essais ont montré que, lorsque la pression en cuve est supérieure à 1,5 MPa, 80% du simulant est entraîné le long de l'espace annulaire puis évacué vers l'enceinte. A contrario, en dessous de 0,2 MPa, plus de 90% du simulant reste dans la cavité. Ces essais restaient limités à l'utilisation d'eau en tant que simulant. Plus récemment, des essais ont été menés, à FZK en Allemagne, sur le dispositif DISCO-C représentant le puits de cuve de l'EPR à l'échelle 1/18<sup>ème</sup> avec un accès direct entre

le puits de cuve et l'enceinte pour étudier, pour des pressions en cuve inférieure à 1,5 MPa, la dispersion du corium et l'effet de divers modes de rupture du fond de cuve (brèche au centre du fond de cuve, brèche latérale ou décalotage partiel du fond de cuve) sur la dynamique d'éjection du simulant [4.1\_6]. Ces essais ont montré que les masses dispersées étaient plus importantes pour les brèches centrées. Depuis ces essais, la géométrie de l'EPR a évolué et ne prévoit plus de passage direct entre le puits de cuve et l'enceinte.



**Figure 4.1-2 : Essai DISCO-C représentant la géométrie P'4**

Enfin, récemment, l'installation DISCO-C a été modifiée pour étudier les phénomènes de dispersion pour la géométrie des réacteurs P'4 (Figure 4.1-2). Le puits de cuve est plus profond que celui de l'EPR, et trois exutoires sont possibles : l'enceinte, les compartiments et le couloir d'accès au puits de cuve. Pour ce type de cavité, la fraction dispersée via l'espace annulaire est plus faible (60%), une forte partie du combustible (~30%) étant piégée dans le couloir d'accès [4.1\_7]. Il faut noter également que, parmi les 60% éjectés, environ 1/3 va directement vers le dôme, le restant se dirigeant vers les compartiments.

#### **Les essais en simulant à haute température de fusion (aspects thermiques et chimiques)**

Ces essais permettent d'appréhender, outre les aspects dynamiques, les phénomènes d'échanges thermiques et, dans une moindre mesure, d'interactions chimiques. Le simulant utilisé pour ce type d'essais est un mélange de fer et d'alumine ( $Al_2O_3$ ), résultant d'une réaction thermitique. Un grand nombre d'essais ont été réalisés aux Etats-Unis, principalement par Sandia (SNL) et Argonne (ANL), incluant les deux types de géométrie ("fermée" pour Zion et "ouverte" pour Surry) et des conditions expérimentales variées. En géométrie fermée (Zion), les essais IET ont confirmé que les compartiments intermédiaires emprisonnent 90% du simulant et que la surpression de l'enceinte était uniquement due à l'éjection des gaz chauds hors de la cuve, donc très limitée.

En complément à l'installation DISCO-C, FZK dispose d'une autre installation, DISCO-H, dédiée aux essais en simulant à haute température de fusion. Les géométries EPR et P'4 ont été étudiées pour des pressions en cuve variant de 0,7 à 2,5 MPa. Pour la géométrie P'4, les effets de cloisonnement

(compartiments) semblent jouer un rôle important et seule la fraction dispersée directement vers l'enceinte semble participer efficacement à l'échauffement. Pour des raisons encore non élucidées, une grande partie du combustible part vers les sous-compartiments. La petite taille de ces compartiments induit un plus faible rendement de transfert thermique, ce qui limite très fortement la pressurisation [4.1\_5].

L'impact de la présence d'eau, soit dans le puits de cuve, soit directement dans la cuve, a également été sommairement étudié aux Etats-Unis. Dans les 3 essais CES (géométrie ouverte Surry, [4.1\_3]) le simulant de corium se trouvait initialement en fond du puits de cuve et de l'eau ou de la vapeur était éjectée de la cuve préalablement pressurisée entre 4 et 8 MPa par une brèche de 4 cm de diamètre (échelle 1/10<sup>ème</sup>). Dans le cas d'une eau initialement saturée (donc se vaporisant en flashant en sortant de la cuve), les résultats n'ont pas mis en évidence une influence notable. Dans le cas d'une eau à 300 K (donc ne se vaporisant pas par suite de la dépressurisation), une réduction notable (30%) des chargements en pression a été observée. On note que, dans ces tests, environ 60% du simulant était dispersé vers le dôme de l'enceinte via l'espace annulaire. Plusieurs essais ont été réalisés en ajoutant de l'eau en faible quantité dans la cavité (essais WC, IET). L'impact ne semble pas non plus être significatif.

Les phénomènes chimiques d'oxydation et de combustion ont très tôt été reconnus comme ayant un impact potentiellement majeur. Les premiers essais significatifs exploitant ces effets sont les essais IET réalisés pour les deux géométries. Les concentrations initiales en hydrogène (dans l'enceinte) sont de l'ordre de 2 à 3%. L'oxydation résultante est toujours très intense. Le taux de combustion est de l'ordre de 70% ce qui conduit à une augmentation d'un facteur 2 à 3 de la pressurisation (Figure 4.1-3).

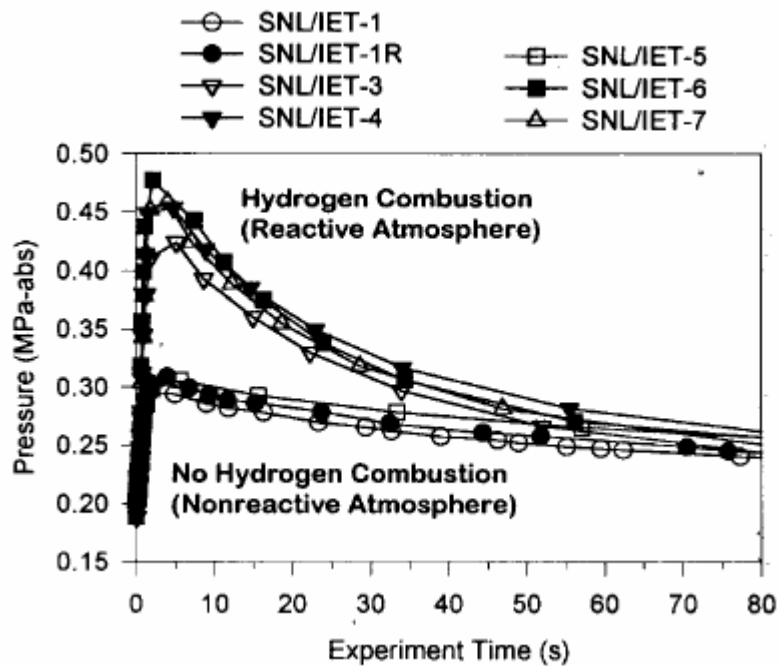


Figure 4.1-3 : Influence de la combustion sur la pressurisation dans les essais IET (Sandia NL<sup>□</sup>)



Les essais DISCO-H de FZK (géométrie EPR et P4) ont confirmé les résultats précédents quant au rôle de la combustion qui apparaît prépondérant. Un fort taux initial d'hydrogène semble dans ces essais favoriser la complétude de la réaction. Les taux de combustion sont de l'ordre de 80% pour des taux initiaux de présence d'hydrogène de 4,5 à 6%. Les caractéristiques de la combustion restent assez floues et sa modélisation du taux de combustion, d'une part, et de la cinétique, d'autre part, est un challenge important.

#### **Les essais en matériau réel**

Ces essais sont précieux puisqu'ils représentent un premier pas vers l'extrapolation au cas réacteur pour les aspects dynamiques, thermiques et chimiques. Suite aux essais IET en thermitite, des essais similaires ont été réalisés avec, cette fois, un mélange d'UO<sub>2</sub>, de Zr, de ZrO<sub>2</sub>, de Fe et de Cr, sur l'installation COREXIT (maquette à l'échelle 1/40<sup>ème</sup> du réacteur ZION) afin de mettre en évidence l'effet de l'utilisation du matériau réel à la place de la thermitite. Ils ont montré qu'une faible pression en cuve (0,3 MPa et 0,4 MPa), associée à une faible énergie spécifique du mélange (environ 1,2 MJ/kg dans le cas du corium réel au lieu de 2,7 MJ/kg pour la thermitite) et à une température de fusion plus élevée, produit une montée en pression du dôme moindre par comparaison avec les résultats des mêmes essais réalisés avec de la thermitite en alumine (0,11 MPa pour U1B au lieu de 0,15 MPa dans IET-1RR). La production d'hydrogène a cependant été supérieure d'environ 20% en mole : elle est liée à la présence importante de métaux plus réactifs (Zr). En outre, les tests en corium réel ont indiqué, à l'image des tests en corium simulé, que l'hydrogène préexistant dans le dôme ne brûlait pas aussi rapidement que l'hydrogène produit par le DCH.

#### **4.1.3.2 Modélisation et logiciels de simulation**

Deux familles de logiciels se distinguent :

- les logiciels « paramétriques » 0-D (MAAP, CONTAIN, RUPICUV) dont le principe est d'utiliser des modèles simples et de permettre une grande flexibilité dans les données d'entrée. Ils sont généralement inclus dans des codes intégraux,
- les logiciels « mécanistes » de simulation multi-dimensionnels (AFDM et MC3D) qui peuvent jouer un rôle important dans la compréhension des phénomènes et aider à l'élaboration de modèles simples.

##### **4.1.3.2.1 Modèles paramétriques**

Les modèles paramétriques n'ont pas pour finalité l'étude et la compréhension de la phénoménologie. Ils reflètent cependant le niveau de connaissance du phénomène.

Le module DCH du code américain CONTAIN [4.1\_9] permet de décrire le transport des débris de corium et les écoulements entre les compartiments de l'enceinte de confinement, le piégeage des débris par les structures, les réactions chimiques (oxydation du corium), les transferts de chaleur convectifs et radiatifs entre les débris et l'atmosphère et la combustion de l'hydrogène produit lors du DCH et de l'hydrogène préexistant. C'est de loin le logiciel 0-D le plus évolué, offrant un nombre impressionnant d'options de calculs, et possédant une solide base de qualification. Cependant, cette base de qualification est limitée aux réacteurs américains de type ZION et SURRY et son utilisation

récente par GRS pour les essais DISCO en géométrie EPR et P'4 ne s'est pas révélée satisfaisante. Ceci peut également être dû à la complexité du code (trop grand choix d'options) et son utilisation réclame une très grande expertise. Le module DCH de MAAP s'appuie sur une corrélation dite de Kim (KAERI) pour l'évaluation de la fraction totale de corium dispersé en fonction de l'état initial (pression en cuve et diamètre de la brèche). Les gouttes sont supposées en équilibre dynamique et thermique avec les gaz. La répartition des gouttes vers les différents exutoires de la cavité est alors fonction du débit gazeux. Seule la vapeur d'eau est consommée pour l'oxydation des gouttes de corium dispersées (Zr, Cr, Fe, et Ni successivement). L'oxygène de l'air n'est pas pris en compte, de même que l'oxydation du corium étalé.

Le code ASTEC évalue le chargement en pression lors du DCH à partir des modules RUPUICUV, CORIUM et CPA. Les phénomènes intervenant dans le puits de cuve sont traités dans le module RUPUICUV [4.1\_8]. La fraction totale dispersée est donnée par une corrélation développée par KAERI à partir de leurs essais en géométrie 900 MWe (similaire à la corrélation de Kim utilisée dans MAAP). Les gouttes sont considérées en équilibre thermique avec le gaz dans la cavité mais les échanges de chaleur dans l'enceinte sont évalués à l'aide de modèles simples de convection. A partir d'une température seuil, l'oxydation entre la vapeur et les métaux du corium est possible. Cette oxydation s'accompagne d'une production d'hydrogène et du dégagement de la chaleur de réaction. Enfin, les chargements en pression et température ainsi que la combustion d'hydrogène sont modélisés.

#### **4.1.3.2.2 Logiciels de simulation**

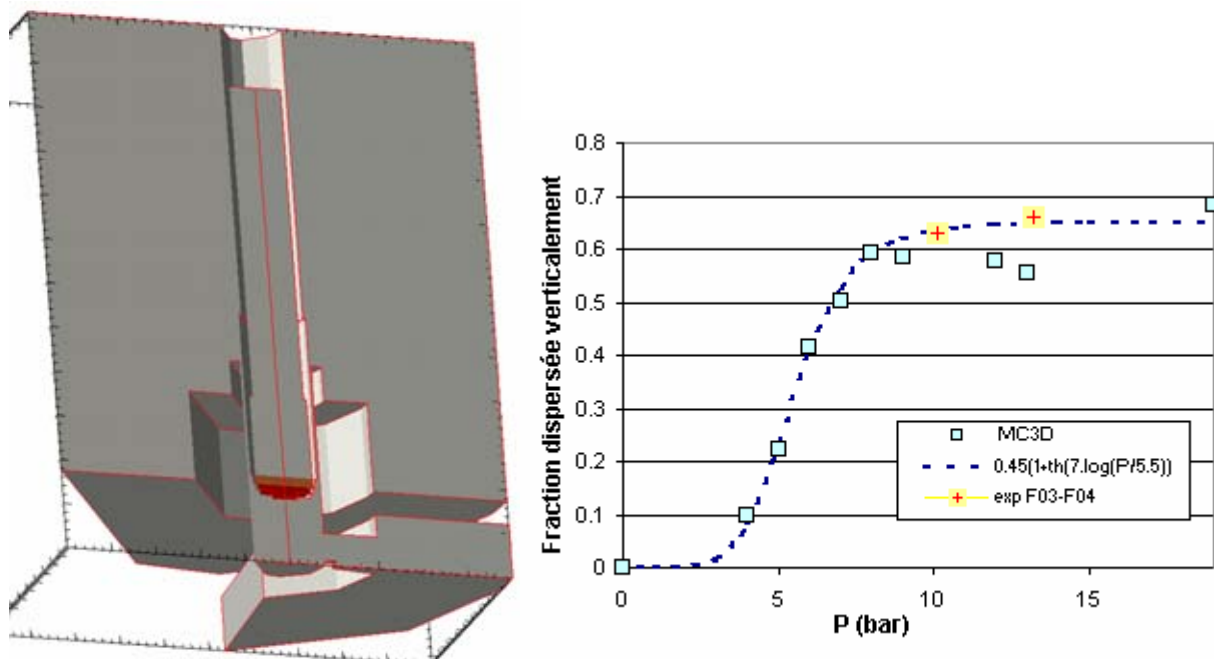
L'IRSN et FZK ont choisi d'utiliser des logiciels de simulation de thermohydraulique multiphasique pour, d'une part, améliorer la compréhension et faciliter la mise au point de modèles simples, et, d'autre part, permettre des extrapolations à d'autres échelles, matériaux ou types de réacteurs.

AFDM est un code de dynamique des fluides actuellement utilisé par FZK, initialement développé pour les analyses de sûreté des RNR, précurseur du code SIMMER III, auquel des modèles physiques du DCH ont été ajoutés comme la réaction exothermique entre les métaux et la vapeur ou l'oxygène, et la combustion d'hydrogène dans l'enceinte (modèle paramétrique) [4.1\_10]. Le logiciel gère également l'entraînement et la formation de films de corium sur les parois de la cavité, l'échange thermique entre le film et les parois ainsi que la formation de croûtes. Le logiciel est malheureusement limité à une géométrie 2-D (axisymétrique). Des résultats prometteurs ont été obtenus pour les expériences DISCO.

MC3D est un code de thermohydraulique multiphasique développé par l'IRSN et le CEA, principalement utilisé pour l'évaluation des chargements en pression induits lors d'une explosion vapeur (voir paragraphe 4.3.3.1). Le logiciel est cependant apte à traiter de nombreux phénomènes multiphasiques dont le DCH. La particularité du code est la description détaillée du corium : le champ "gouttes" (corium dispersé) se distingue du champ "jet" (corium continu) (voir Figure 4.3-6). Un modèle détaillé de fragmentation et de coalescence permet de passer d'un champ à l'autre. Un modèle paramétrique d'oxydation existe mais la combustion n'est, à ce jour, pas traitée. Les dernières modifications du logiciel, permettant l'utilisation de plusieurs gaz incondensables, devraient permettre de combler cette lacune. MC3D autorise par ailleurs des évaluations tri-dimensionnelles qui permettent de prendre en

compte les géométries complexes des réacteurs français. A titre d'illustration, la Figure 4.1-4 présente une visualisation de la géométrie (géométrie P'4 simplifiée) ainsi que des résultats de dispersion via l'espace annulaire en fonction de la pression en cuve. Plus qu'une comparaison directe avec quelques points d'expérience, le logiciel permet d'étudier la dépendance fonctionnelle à des paramètres tels que la pression de la cuve. On prévoit ainsi par exemple que, avec de l'eau comme simulant et le diamètre de brèche considéré, la pression seuil de dispersion est de l'ordre de 5 bar.

On note également que l'influence de la présence d'eau pourra être naturellement étudiée, puisque la fonction première du logiciel est d'étudier les interactions entre le corium et l'eau.



**Figure 4.1-4 : Géométrie 3-D des calculs DISCO P'4 (géométrie simplifiée) avec MC3D et évaluation de la fraction dispersée vers le haut du puits pour les cas avec de l'eau comme simulant et diamètre de brèche de 60 mm.**

#### 4.1.4 BILAN ET PERSPECTIVES

La base de données expérimentales a mis en évidence que les conséquences du DCH sont essentiellement liées à la géométrie du puits de cuve et aux connexions entre celui-ci et le reste de l'enceinte. En particulier, il est aujourd'hui acquis que les conséquences du DCH sont réduites dans les réacteurs qui ne présentent pas une connexion directe entre le puits de cuve et le dôme de l'enceinte. En revanche, la situation n'est pas aussi claire pour les réacteurs ayant une connexion directe entre le puits de cuve et l'enceinte, les essais montrant que des fractions importantes de corium peuvent être dispersées dans l'enceinte de ces réacteurs si le DCH survient à haute pression primaire.

La combustion de l'hydrogène créé par l'oxydation et de celui éventuellement présent initialement apparaît être le phénomène prépondérant dans la pressurisation de l'enceinte. Il convient de souligner que, à partir des essais réalisés en matériau simulant beaucoup moins réactif que les composants du corium, notamment le zirconium, il est difficile d'extrapoler au cas réacteur le phénomène

d'oxydation pendant la phase de DCH et de tirer des conclusions quant à la part de la combustion d'hydrogène sur les chargements générés par le DCH. Les effets d'échelles peuvent également être importants.

Pour ce qui concerne la modélisation du DCH, elle s'avère délicate. En effet, la complexité et la diversité des phénomènes mis en jeu pendant le DCH se prêtent mal à une modélisation simplifiée. L'utilisation de logiciels de simulation multiphasiques semble être plus prometteuse mais ceux-ci ne sont pas encore aujourd'hui capables de prédire les conséquences à l'échelle réacteur de façon satisfaisante, en particulier à cause des problèmes de modélisation de l'oxydation et de la combustion.

L'impact de la présence d'eau dans le puits de cuve n'est pas non plus vraiment caractérisé. Une meilleure compréhension est nécessaire. Pour ce point également l'utilisation de logiciels de simulation tel MC3D peut permettre d'apporter des éléments de réponse.

En conclusion, l'IRSN estime que le programme d'analyse mérite d'être poursuivi afin d'étudier davantage les points de lacunes des connaissances actuelles. En particulier, il est envisagé de réaliser des essais dédiés à l'étude du comportement de l'hydrogène au cours de la phase de DCH. En parallèle, pour pallier les manques de mesures et pour permettre l'extrapolation au cas réacteur, le recours aux codes de simulation numérique (MC3D et AFDM) est préconisé.

## **4.2 RISQUE HYDROGENE ET MOYENS DE LIMITATION DES CONSEQUENCES**

### **4.2.1 CONTEXTE DU RISQUE HYDROGENE**

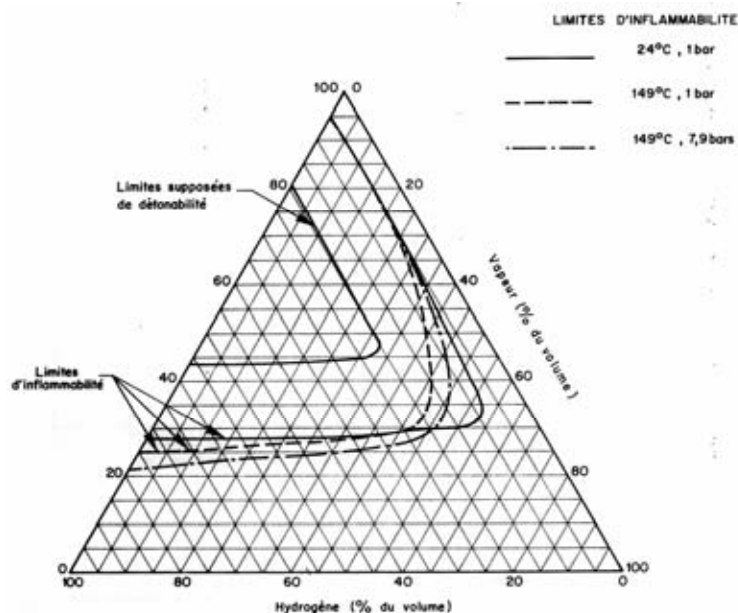
Dans le contexte de l'étude des accidents graves de REP, le risque hydrogène est défini comme la possibilité d'une perte de l'intégrité du confinement du réacteur ou de ses systèmes de sûreté à la suite d'une combustion de l'hydrogène. L'hydrogène est issu principalement de l'oxydation du zirconium des gaines et des structures des éléments combustibles lors de la phase de dégradation du cœur et de l'oxydation des métaux présents dans le bain de corium ou dans le radier lors de la phase de l'interaction entre le corium et le béton. L'hydrogène ainsi produit est transféré puis transporté dans l'enceinte par les boucles de convection induites essentiellement par la condensation de la vapeur émise via la brèche primaire ou lors de l'interaction corium/béton. Suivant le brassage de l'atmosphère de l'enceinte, la répartition d'hydrogène dans l'enceinte de confinement se fait de manière plus ou moins homogène. En cas de forte hétérogénéité, l'hydrogène peut atteindre des concentrations locales importantes qui dépassent le seuil d'inflammabilité du mélange gazeux. Par ailleurs, la répartition et la concentration d'hydrogène dans l'enceinte de confinement peuvent être modifiées par l'utilisation des systèmes d'aspersion. En effet l'aspersion permet d'homogénéiser la répartition de l'hydrogène dans l'enceinte mais elle peut conduire, par condensation de la vapeur sur les gouttes d'eau, à un desinertage du mélange. Des dispositifs tels que les recombineurs et les igniteurs peuvent être installés dans l'enceinte de confinement pour éviter l'accumulation de l'hydrogène dans une partie ou la totalité de l'enceinte.

### **4.2.2 PHENOMENOLOGIE GLOBALE ET PROBLEMATIQUES**

Lors d'un accident grave, l'hydrogène, une fois émis, se retrouve dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement initialement composée d'air et de vapeur d'eau. A cet instant, cette atmosphère est le siège de mouvements de convection induits par l'injection préalable de vapeur d'eau et la condensation de cette vapeur sur les surfaces froides. L'hydrogène va contribuer à renforcer les effets gravifiques du fait de sa faible densité et à altérer la condensation en paroi par augmentation de la résistance à la diffusion de la vapeur d'eau. La convection peut donc subir des modifications et la question importante est de savoir si tout le volume confiné est mis en mouvement par cette convection. Dans l'affirmative, le temps caractéristique de mélange de l'hydrogène avec l'air est faible et, hormis les zones proches de l'injection et des parois, l'homogénéité de l'atmosphère peut être retenue. Dans le cas contraire, seule une partie du volume confiné - vraisemblablement la partie haute - est brassée et l'homogénéisation avec l'air concerne d'abord cette partie. Si elle est de faible taille, cette zone pourra donc contenir un mélange relativement riche en hydrogène. Ensuite, l'hydrogène va migrer avec un temps caractéristique plus long (plusieurs heures compte tenu des dimensions géométriques envisagées) vers les zones mortes situées probablement en partie basse. Dans cette zone, le mélange gazeux va s'enrichir en hydrogène mais cet enrichissement ne dépassera jamais la teneur de la zone homogène.

L'inflammabilité du mélange gazeux contenu dans l'enceinte dépend de la température, de la pression et de la composition du mélange, et du mode d'allumage. Néanmoins, il est considéré, en pratique, que

la position du point représentatif de la composition du mélange (hydrogène, air, vapeur d'eau) sur le diagramme de Shapiro (voir Figure 4.2-1) permet de déterminer si le mélange est inflammable. Dans ce diagramme, les zones d'inflammation et de détonation sont délimitées respectivement par les courbes extérieure et intérieure. Ces limites dépendent de la température et de la pression. La limite de détonation n'est pas une caractéristique intrinsèque au mélange gazeux ; elle n'est valable que pour la géométrie dans laquelle elle a été obtenue.



**Figure 4.2-1 : Diagramme de Shapiro pour les mélanges hydrogène-air-vapeur d'eau**

La combustion peut être initiée dans un mélange, réputé inflammable, à l'aide d'une source d'énergie de quelques mJ. Aussi, en présence de sources électriques et suite à des manœuvres d'actionneurs, de points chauds, il apparaît probable que l'inflammation se produise assez rapidement après l'entrée dans le domaine de combustion. En revanche, il faut une source d'énergie beaucoup plus importante (au moins 100kJ) pour déclencher une détonation stable dans le mélange : ceci explique qu'une détonation directe soit pratiquement exclue et que le seul mécanisme retenu pour provoquer une détonation soit l'accélération de flamme et la transition déflagration-détonation. En effet, sous l'effet des instabilités hydrodynamiques et de la turbulence (induite notamment par la présence d'obstacles sur le parcours de la flamme), la déflagration initialement laminaire (vitesse de l'ordre du mètre par seconde) est susceptible de s'accélérer. Des régimes de combustion rapide peuvent ainsi être atteints : déflagration rapide (quelques centaines de mètres par seconde), Transition Déflagration Détonation (TDD) et détonation (plus de mille mètres par seconde). Ces phénomènes explosifs sont les plus menaçants pour la tenue mécanique des murs de l'enceinte, car ils peuvent occasionner des chargements dynamiques locaux très importants.

La compréhension des mécanismes mis en jeu a conduit à élaborer des critères *a priori* sous forme de conditions nécessaires à l'établissement de ces différents modes de combustion. Deux types de critères ont été ainsi développés :

- le critère " $\sigma$ " qui porte sur l'accélération de flamme. La grandeur  $\sigma$  est le facteur d'expansion du mélange, rapport des densités des gaz frais et des gaz brûlés à pression constante ; il s'agit d'une propriété intrinsèque du mélange considéré. La valeur critique  $\sigma^*$ , au-delà de laquelle l'accélération de la flamme est possible, dépend de la température initiale du gaz et de la stabilité de la flamme. Elle a été déterminée à l'aide des résultats de nombreuses expériences à différentes échelles et dans différentes géométries ;
- de manière similaire, des conditions nécessaires ont été établies pour caractériser la transition entre les régimes de déflagration et de détonation (TDD). Elles reposent sur la comparaison entre une longueur caractéristique de la géométrie et la taille des cellules de détonation, notée  $\lambda$  qui caractérise la sensibilité du mélange.

Ces critères ont été établis pour des mélanges gazeux homogènes et l'effet des gradients de concentration constitue un des objectifs du programme ENACCEF. Néanmoins, ils permettent, à partir de l'analyse de la répartition de l'hydrogène dans l'enceinte de confinement et de la géométrie de l'installation, d'exhiber les situations potentiellement dangereuses qui nécessitent le calcul des chargements générés par une éventuelle combustion. En revanche, l'application de ces critères présuppose que les codes utilisés pour le calcul de la répartition d'hydrogène dans l'enceinte de confinement soient validés sur la base de situations représentatives des conditions d'accident grave ; c'est l'objet des programmes expérimentaux réalisés ces dernières années pour la partie répartition de l'hydrogène.

### 4.2.3 PROGRAMMES EXPERIMENTAUX

#### 4.2.3.1 Répartition de l'hydrogène

La répartition de l'hydrogène dans l'enceinte de confinement est régie par le couplage de phénomènes physiques complexes tels que :

- les écoulements au droit de l'injection de gaz et le transport dans l'enceinte des espèces chimiques comme l'hydrogène et la vapeur d'eau ;
- la convection naturelle induite par les différences de température entre l'atmosphère et les parois, et par les différences de masses volumiques des différentes espèces gazeuses présentes ;
- la condensation de la vapeur sur les murs et les structures internes de l'enceinte ;
- la stratification thermique et massique de gaz ;
- la diffusion et la turbulence dans l'écoulement ;
- l'effet dynamique des gouttes de l'aspersion sur l'écoulement ou encore la condensation sur les gouttes de l'aspersion.

De nombreuses expériences analytiques existent qui traitent de phénomènes isolés. Pour la condensation, par exemple, les expériences de Dehbi en convection naturelle et de Tagami, Uchida et d'Huhtiniemi en convection forcée ont permis de mettre au point des modèles globaux. Néanmoins, les

corrélations issues de ces essais dépendent plus ou moins des conditions et de la géométrie des essais. Etant donné le fort couplage entre les différents phénomènes régissant la répartition de l'hydrogène, un certain nombre d'expériences globales à grande échelle ont été réalisées en complément aux essais analytiques. Un état de l'art sur la thermohydraulique de l'enceinte et la distribution de l'hydrogène a été établi en 1999 dans le cadre de l'OCDE par un groupe d'experts internationaux (dont des experts de l'IRSN) [4.2\_1]). Il donne une description de l'ensemble des expériences (HEDL, HDR, BMC, NUPEC) ayant été réalisées depuis le début des années 80. Dans la majorité des cas, il s'agit d'expériences globales à échelle importante dont l'instrumentation limitée et la maîtrise des conditions aux limites ne permettent qu'une validation des codes de calculs OD, et qui s'avèrent inadaptées à la validation des codes multi-dimensionnels.

Afin de pallier ce manque, de nouvelles installations mieux instrumentées dédiées à la validation des outils de calculs multi-compartiments et multi-dimensionnels ont été construites ces dernières années. Parmi ces installations, citons PANDA, ThAI, TOSQAN et MISTRA.

#### **4.2.3.1.1 Programme PANDA**

L'installation PANDA, située à l'institut Paul Scherrer en Suisse, a été initialement conçue pour l'analyse de la thermohydraulique dans les enceintes des réacteurs à eau bouillante. Elle est constituée de quatre compartiments interconnectés de volume total égal à 460 m<sup>3</sup>. Dernièrement et dans le cadre du projet SETH de l'OCDE, des essais (en majorité sans condensation) ont été réalisés en utilisant deux compartiments, soit un volume total de 180 m<sup>3</sup>, et une instrumentation adaptée pour capter les différentes structures de l'écoulement afin de valider les codes multi-dimensionnels [4.2\_13]. La matrice d'essais, réalisée dans le cadre de ce projet, concerne les écoulements avec une injection latérale ou centrée de vapeur ou/et d'hélium, l'interaction des panaches générés avec le mur, l'impact d'une ouverture sur la répartition des gaz.... L'installation PANDA offre la possibilité d'étude d'écoulements complexes. En revanche, le manque de contrôle de la température des murs de l'installation empêche une caractérisation fine de la condensation.

Un nouveau programme expérimental, SETH-II, associant les installations PANDA et MISTRA, est en cours d'élaboration dans le cadre de l'OCDE, et vise à produire des données supplémentaires sur les écoulements transitoires avec différents mécanismes physiques pouvant entraîner une érosion d'un milieu stratifié.

#### **4.2.3.1.2 Programme ThAI**

L'installation ThAI, située en Allemagne, est dédiée à l'analyse des phénomènes concernant le risque hydrogène, la chimie de l'iode ainsi que le transport et le dépôt des aérosols dans les enceintes des REP. Elle est constituée d'une enceinte de 60 m<sup>3</sup> et présente une structure interne multi-compartiments. Les parois externes de l'enceinte sont thermiquement isolées. Pour ce qui concerne le risque hydrogène, l'installation ThAI est conçue de manière à permettre l'étude de la répartition, de la combustion d'hydrogène et la caractérisation des recombineurs catalytiques. Dans la période 1998-2002, l'installation ThAI a été utilisée pour la réalisation d'essais de thermohydraulique dont un a servi pour l'ISP 47 [4.2\_3]. Dans cet essai, une stratification du mélange gazeux (air, hélium, vapeur d'eau)



a été créée en injectant l'hélium et la vapeur d'eau en partie haute. Une injection latérale de vapeur d'eau de faible inertie en partie basse, effectuée par la suite, n'a pas réussi à mettre en mouvement toute l'atmosphère de l'enceinte compartimentée pour homogénéiser le mélange gazeux.

Un programme d'essais de distribution et de caractérisation des recombineurs est en cours de définition et pourrait être réalisé dans le cadre d'un projet OCDE.

#### **4.2.3.1.3 Programme TOSQAN**

L'installation TOSQAN, réalisée et opérée par l'IRSN, est constituée d'une cuve cylindrique en acier de volume interne (hors puisard) égal à 7 m<sup>3</sup>. L'instrumentation du volume gazeux comprend des mesures de pression, température, concentration d'espèces gazeuses (par spectrométrie de masse et diffusion Raman spontanée) et vitesse (vélocimétrie laser doppler et vélocimétrie par images de particules). La caractérisation des gouttelettes d'eau d'aspersion est effectuée en termes de taille (imagerie en défaut de mise au point), vitesse (vélocimétrie laser) et température (réfractomètre par arc-en-ciel global). Le programme d'essais s'articule autour des thèmes de condensation, aspersion, interaction entre puisard et atmosphère de l'enceinte et rabattement des aérosols par l'aspersion [4.2\_11].

Les essais de condensation, dont un a servi pour l'ISP-47, sont terminés et concernaient l'étude des régimes permanents avec et sans présence d'hélium. Dans l'essai utilisé pour l'ISP-47, l'hélium ajouté à l'injection de vapeur d'eau commence par se répartir de façon homogène dans la partie supérieure de l'installation (au-dessus de l'injection), siège de la principale boucle de convection. Ensuite la phase d'enrichissement lente de la partie inférieure de l'enceinte est écourtée par l'apparition d'une instabilité (fluide chauffé par les murs en partie basse) qui réussit à mettre en mouvement toute l'atmosphère de l'enceinte et ainsi constituer un mélange homogène. Au régime permanent, l'atmosphère est homogène.

Pour ce qui concerne l'aspersion, les essais avec buse d'aspersion en position décentrée sont terminés et ceux avec buse centrée sont en cours de réalisation. Un « benchmark » international est organisé autour de ces essais dans le cadre du réseau SARNET. Les campagnes d'essais concernant l'interaction entre l'atmosphère et le puisard et le rabattement des aérosols par l'aspersion sont en cours de définition.

#### **4.2.3.1.4 Programme MISTRA**

Le principal objectif du programme MISTRA réalisé par le CEA est l'étude des phénomènes de condensation sur les murs et sur les gouttes d'eau (aspersion) dans une géométrie plus grande que TOSQAN et pouvant comporter des compartiments [4.2\_12]. L'installation MISTRA se compose d'une enceinte de 100 m<sup>3</sup> (diamètre : 4,25 m et hauteur : 7 m), construite en acier inoxydable, isolée thermiquement et équipée de 3 surfaces condensantes internes, thermo régulées. L'instrumentation utilisée comprend des mesures de pression, de température, de concentration gazeuse et de la vitesse par anémométrie laser doppler. Cette instrumentation est adaptée à la qualification des codes multi-compartiments, des codes multi-dimensionnels et à leur couplage.

Les essais de condensation, dont un a servi pour l'ISP-47, ont été réalisés en considérant des régimes permanents avec des injections centrées et décentrées en configuration libre et compartimentée.

Concernant l'essai utilisé pour l'ISP-47, dans lequel de l'hélium a été ajouté au flux principal de vapeur d'eau, les résultats obtenus sont voisins de ceux de l'essai TOSQAN. Il se crée tout d'abord une atmosphère homogène pour la partie de l'enceinte impactée par la principale boucle de convection. En dessous de l'injection, la concentration en hélium augmente lentement jusqu'à une homogénéisation complète de l'enceinte en environ trois heures. Le mouvement d'ensemble observé dans TOSQAN n'apparaît pas car le fond de l'enceinte est plus froid que le reste de celle-ci (configuration stable). L'étude de l'impact de l'aspersion sur la répartition des concentrations est en cours de réalisation en considérant les mêmes configurations géométriques que pour la campagne d'essais sur la condensation.

Pour conforter l'utilisation des codes de calcul dans le bâtiment du réacteur, une analyse de l'effet d'échelle entre TOSQAN et MISTRA est en cours de réalisation par l'IRSN et le CEA ; elle permettra de vérifier la capacité des modèles, développés et validés sur la base d'essais à échelle réduite, à prédire la répartition de l'hydrogène dans l'enceinte de confinement du réacteur.

Un programme d'essais conjoints PANDA/MISTRA focalisé sur les phénomènes transitoires permettant d'homogénéiser une enceinte initialement stratifiée a été élaboré et proposé à l'OCDE.

#### **4.2.3.2 Combustion de l'hydrogène**

De même que pour la répartition de l'hydrogène, la propagation de flamme de pré-mélange d'hydrogène a fait l'objet de nombreux programmes expérimentaux. L'objectif de ces essais est double et consiste, d'une part à caractériser la transition de régime de flamme lente vers le régime de flamme rapide et la transition de régime de déflagration vers la détonation, d'autre part à produire une base de données pour valider les codes de calcul. Deux types de campagnes peuvent être distinguées :

- les essais analytiques, de type bombe sphérique, permettent de caractériser les flammes laminaires et de bâtir une base de données qui servira pour la caractérisation a priori des régimes de flamme ;
- les essais dédiés à l'étude des flammes turbulentes permettent de valider les codes de calcul et de déduire des critères a priori pour caractériser les régimes de flamme.

Comme pour la répartition de l'hydrogène, un rapport sur l'état de l'art sur l'accélération de flamme et la transition vers la détonation a été produit en 2000 par un groupe d'experts internationaux dans le cadre de l'OCDE (dont des experts de l'IRSN) [4.2\_6]. Une description des principales expériences (BMC, NUPEC, VIEW, HTCF, FLAME, RUT,..) dédiées à l'étude de l'accélération de flamme et à la détonation y est donnée. Les critères de transition entre les différents régimes de combustion sont issus des résultats des essais réalisés dans ces installations. Ces critères ont été affinés dans le cadre du projet européen HYCOM et du programme ENACCEF. Ce rapport dresse également l'état de l'art des modèles de combustion.

##### **4.2.3.2.1 Programme expérimental RUT**

L'installation RUT est située en Russie et a un volume total de 480 m<sup>3</sup> pour une longueur totale de 62 m. Initialement dédiée à des applications militaires, elle se compose de trois parties : un premier

canal totalement rectiligne, un « canyon » ou cavité situé en partie intermédiaire et un second canal plus court que le premier, comprenant une partie incurvée à son extrémité. Toutes ces zones ont une section rectangulaire et peuvent être éventuellement obstruées par des obstacles. Cette géométrie permet d'étudier à la fois l'accélération monodirectionnelle de la flamme dans les canaux, et les effets 3D ou interactions plus complexes dans le canyon. Il s'agit, à notre connaissance, de la seule installation d'une telle taille ayant servi à l'étude de la combustion turbulente de l'hydrogène, et permettant par conséquent d'obtenir des chargements en pression transposables au cas réacteur. Les mélanges utilisés se veulent représentatifs des conditions obtenues dans l'enclume de confinement en situation d'accident grave. Ils contiennent de l'hydrogène, de l'air et éventuellement un diluant (vapeur d'eau). L'instrumentation utilisée est bien adaptée pour la validation des codes de CFD [4.2\_7]. Les régimes de combustion étudiés lors des différentes campagnes d'essais concernent :

- la déflagration lente caractérisée par des vitesses de flamme inférieures à la célérité du son dans les gaz frais et des niveaux de pression atteints inférieurs à la pression de combustion complète adiabatique et isochore (pression AICC) ;
- la déflagration rapide caractérisée par des vitesses de flamme de l'ordre de la célérité du son dans les gaz brûlés et des niveaux de pression atteints supérieurs à la pression AICC ; on parle aussi de régime de flamme « choquée » ;
- les régimes dits « critiques » correspondant aux cas où une Transition Déflagration Détonation (TDD) se produit mais où la détonation ainsi créée ne se propage pas ou bien n'est pas directement transmise à l'ensemble du mélange ;
- la détonation stable : suite à une TDD en un point de l'installation, la détonation qui s'est formée, caractérisée par des vitesses et des pics de pression voisins des valeurs de Chapman-Jouguet (CJ), se propage à l'ensemble du mélange combustible.

Parmi les objectifs des différents programmes menés sur l'installation RUT, ont figuré l'établissement et la validation des critères  $\sigma$  et  $\lambda$  (définis dans le § 4.2.2). L'IRSN et FZK ont contribué à la définition et au financement d'un ensemble d'essais dans cette installation.

#### **4.2.3.2.2 Programme Européen HYCOM**

Le programme Européen HYCOM s'est inscrit dans la continuité des premiers essais du programme RUT et avait pour objectif l'étude de l'accélération de flamme dans les mélanges hydrogène-air en particulier la validation du critère «  $\sigma$  » [4.2\_10]. Ainsi, l'effet de l'expansion des gaz brûlés (effet piston) et l'impact du compartimentage ont été étudiés en utilisant l'installation RUT alors que l'impact d'exutoires de pression (« venting ») a été étudié en utilisant les installations DRIVER et TORPEDO qui sont deux tubes cylindriques de diamètres respectifs de 174 mm et 520 mm et de longueurs respectives 12,2 m et 12,4 m.

Ce programme, auquel l'IRSN a activement participé avec le soutien d'EDF, comportait également une partie analytique (« benchmark » sur un cas réacteur inspiré de la géométrie EPR).

#### **4.2.3.2.3 Programme ENACCEF**

Le programme ENACCEF (Enceinte d'Accélération de Flamme) réalisé par le CNRS pour le compte de l'IRSN et, pour les premières années, d'EDF, avait pour premier objectif de valider le critère  $\sigma$  sur la base d'essais réalisés sur une enceinte verticale représentative d'une casemate de GV débouchant sur le dôme [4.2\_2]. L'enceinte ENACCEF est composée d'un tube d'accélération constituant la partie basse de l'enceinte. Ce tube est cylindrique de diamètre 168,3 mm et de hauteur 3,2 m, peut être muni d'obstacles de différents taux de blocage et de différentes formes et peut contenir un obstacle simulant un GV de volume 11,12 litres. La partie haute est constituée d'un dôme modulable dont le volume peut prendre les valeurs de 780,9 litres ou 957,8 litres. L'instrumentation mise en œuvre dans ENACCEF comporte des capteurs photomultiplicateurs et des capteurs de pression pour mesurer la progression du front de flamme et la pression générée le long de l'installation. Par ailleurs, des points de prélèvement de gaz sont situés le long de l'installation pour mesurer la composition du mélange gazeux dans l'enceinte. En outre, des techniques de mesure LDV et PIV sont aussi utilisées pour mesurer le champ de vitesse de l'écoulement avant l'arrivée de la flamme. L'enceinte ENACCEF est donc hautement instrumentée et son instrumentation est particulièrement adaptée pour valider les codes CFD. Les effets de la dilution, de la position du point d'allumage, de l'encombrement et de l'hétérogénéité du mélange, ont été étudiés et ont permis d'affiner le critère  $\sigma$  issu des programmes RUT et HYCOM et de disposer de données pour la validation des codes de CFD. Par ailleurs, l'impact de la présence de gouttelettes d'eau sur la propagation de flamme est en cours d'étude.

#### **4.2.3.3 Moyens de mitigation**

Les recombineurs catalytiques ont pour fonction de réduire la teneur en hydrogène dans l'enceinte au cours de l'accident. Ils se composent typiquement d'un matériau catalytique (platine et palladium sur alumine), disposé dans un bâti métallique dont la fonction est d'optimiser la circulation des gaz au contact du catalyseur (lit de billes ou rangée de plaques verticales). L'étude du comportement des recombineurs en situation représentative d'un accident grave a fait l'objet de nombreux programmes d'essais réalisés notamment par les constructeurs (SIEMENS, AECL..) [4.2\_5].

Les principaux objectifs du programme H2PAR, réalisé par l'IRSN avec le soutien d'EDF, concernent la vérification du maintien des performances des recombineurs catalytiques d'hydrogène [4.2\_4] dans une atmosphère représentative d'un accident où sont présents de nombreux composés chimiques sous forme d'aérosols (risque d'empoisonnement du catalyseur). Il a également permis l'étude du risque d'inflammation par le recombineur et la détermination des seuils à partir desquels cette inflammation se produit pour le modèle de recombineur étudié. La sensibilité des performances de recombinaison à différents paramètres géométriques (nombre de plaques catalytiques, hauteur de la cheminée), physiques (fraction molaire d'hydrogène) et chimiques (plusieurs plaques catalytiques remplacées par des plaques chimiques neutres) a également pu être analysée [4.2\_14], [4.2\_15].

Le programme d'essais KALIH2, réalisé par le CEA avec le soutien d'EDF, avait des objectifs semblables à ceux du programme H2PAR. Ainsi, les effets sur les performances des recombineurs de l'humidité, de l'exposition aux fumées de feux de câbles et du monoxyde de carbone ont été évalués [4.2\_8], [4.2\_9].

En outre, le programme KALIH2 se distingue du programme H2PAR par la possibilité d'étudier l'impact d'une suppression sur l'efficacité des recombineurs.

#### 4.2.4 MODELISATION ET LOGICIELS DE SIMULATION

Les codes utilisés pour prédire la répartition d'hydrogène dans l'enceinte de confinement reposent traditionnellement sur une approche multi-compartiments. Entre autres, font partie de cette famille les codes CONTAIN, MAAP, GOTHIC, MELCOR, COCOSYS, le module CPA du code ASTEC et le module multi-compartiments du code TONUS. Ces codes ont montré leur capacité et leurs limites à calculer la répartition d'hydrogène dans des expériences à petite et à grande échelle avec et sans l'utilisation du système d'aspersion. En revanche, ils nécessitent des jeux de données adaptés pour prédire tous les écoulements qui pourraient être rencontrés à l'échelle du réacteur, en particulier dans les volumes où des gradients de concentration peuvent apparaître (stratification, jets, ...). Les codes basés sur une approche multi-dimensionnelle, comme le module multi-dimensionnel du code TONUS ou le code GASFLOW développé par FZK remédient à ce handicap. L'utilisation de ces codes, par contre, est limitée par la complexité géométrique de l'enceinte de confinement et par le coût des calculs qui peut s'avérer prohibitif avec les moyens de calculs d'aujourd'hui. Aussi, le couplage entre les deux approches, utilisé par exemple dans TONUS, reste le bon compromis entre précision et coût de calcul.

Les récents exercices de calcul (ECORA et ISP-47) organisés à partir des résultats expérimentaux provenant des quatre programmes mentionnés ci-dessus permettent de faire le point suivant.

L'exercice ECORA (transitoire d'injection de gaz sans condensation), ne faisant intervenir que des outils CFD, a montré que la principale limitation se trouvait dans les ressources informatiques pour le calcul de transitoires à grande échelle. Ce coût prohibitif ne permet pas l'application des règles de bonne conduite (convergence ou sensibilité au maillage, influence du pas de temps ou de l'ordre en temps du schéma numérique...). Néanmoins, les modèles utilisés ont permis de bien prédire le transport de la vapeur d'eau entre les compartiments, ce qui constituait un des points essentiels de cet exercice.

Concernant l'ISP-47, les outils mis en œuvre étaient multi-compartiments et multi-dimensionnels. De plus, plusieurs institutions utilisant le même outil, l'effet utilisateur pouvait être mieux mesuré. Les conclusions finales sont actuellement en cours de discussion. Les points suivants peuvent être mentionnés :

- les outils CFD, peu utilisés auparavant pour ce genre d'exercice, n'ont pas montré d'avantages par rapport aux outils multi-compartiments, cela étant dû, pour ce qui est des essais TOSQAN et MISTRA de l'ISP-47, aux structures d'écoulements relativement simples ;
- les résultats obtenus avec les outils multi-compartiments ont montré une forte variabilité suivant les utilisateurs et il est donc nécessaire de mettre en œuvre des recueils de bonnes pratiques (cette recommandation est valable pour les codes de CFD qui utilisent des corrélations (condensation, recombineurs)) ;
- concernant la simulation de la stratification, une seule contribution utilisant un outil multi-compartiments a réussi à prédire le maintien de la stratification dans l'essai ThAI lors de l'injection

de la vapeur en partie basse et il s'agit de l'outil et de l'utilisateur ayant effectué le dimensionnement de l'expérience. Par ailleurs, des questions ont été soulevées quant aux spécifications exactes de l'injection de vapeur et des structures basses de l'enceinte, qui pourraient jouer un rôle sur la déviation du jet de vapeur ;

- les exercices en aveugle, importants pour juger de l'aspect prédictif des codes, ont montré une forte dispersion des résultats ;
- la modélisation de la condensation en paroi nécessite des études complémentaires notamment concernant l'effet de l'hélium sur sa distribution spatiale ;
- l'effet d'échelle reste un sujet ouvert ;
- enfin, le besoin de données expérimentales adaptées à la validation des codes multi-dimensionnels est avéré pour les écoulements transitoires. Le projet SETH-II PANDA-MISTRA a été élaboré avec cet objectif.

Par ailleurs, le calcul des chargements générés par une combustion d'hydrogène peut être effectué à l'aide de codes de calcul reposant sur des approches multi-compartiments ou multi-dimensionnelles. De manière générale, les codes multi-compartiments sont limités au calcul de flammes lentes où le chargement en pression peut être considéré comme statique. Le calcul des chargements dynamiques de pression nécessite en général l'utilisation des codes CFD reposant sur des approches multi-dimensionnelles. A cet égard, il convient de rappeler que le projet HYCOM a permis de dresser un bilan très complet concernant la combustion d'hydrogène dans les enceintes des réacteurs et sa modélisation. En particulier, ce projet a mis en évidence que :

- les grandeurs globales, telles que la pression maximale, sont relativement bien reproduites par les codes CFD et par les codes multi-compartiments. Néanmoins les codes de type CFD donnent de meilleurs résultats pour les flammes rapides alors que les codes de type multi-compartiments sont plus adaptés aux études des flammes lentes ;
- des divergences existent entre les différents codes pour ce qui concerne les grandeurs « dynamiques », telles que la vitesse de flamme ou la montée en pression ;
- certains phénomènes, tels que l'étouffement de la flamme, observés expérimentalement, ne sont pas correctement reproduits par les codes de calcul ;
- la modélisation des pertes thermiques est un point important et doit être améliorée ;

Mais surtout, le projet HYCOM a mis en évidence les difficultés liées à la modélisation de la combustion d'hydrogène dans le cas des mélanges hétérogènes, notamment dans le cas où l'hétérogénéité du mélange s'accompagne d'un changement du régime de combustion. Ces conditions, pourtant les plus proches des cas réels, ne sont pas encore modélisées de façon satisfaisante et nécessitent des données expérimentales supplémentaires adaptées à la validation des codes ; c'est l'un des objectifs du programme ENACCEF.

#### 4.2.5 BILAN ET PERSPECTIVES

Les recherches et développements entrepris sur le risque hydrogène ont permis d'obtenir un certain nombre d'acquis qui ont conduit à conforter la décision d'implanter des moyens de mitigation du risque hydrogène sur l'ensemble des tranches du parc électronucléaire français. Les études réalisées pour des séquences accidentelles représentatives indiquent par ailleurs qu'il est difficile, en tout point et à tout instant, d'empêcher, malgré l'implantation de recombineurs, la formation d'un mélange combustible et susceptible de conduire à des phénomènes d'accélération locale de flamme. Des critères permettant, s'ils sont respectés, d'exclure les risques d'accélération de flamme et de TDD ont ainsi été élaborés dans le cadre des programmes RUT, HYCOM et seront complétés avec les résultats du programme ENACCEF.

Afin de mieux quantifier les conséquences possibles d'une combustion, des actions complémentaires de recherche et développements restent nécessaires et devraient être réalisées sur le court terme ; elles concernent :

- pour la répartition de l'hydrogène, l'étude des régimes d'écoulements transitoires et avec une stratification. Cet aspect peut être traité dans le cadre des programmes actuels notamment TOSQAN, PANDA et MISTRA ;
- pour la combustion, l'étude de l'impact de la présence de gouttes d'eau sur l'accélération de flamme d'hydrogène. Ce thème sera traité dans le cadre du programme ENACCEF ;
- pour les recombineurs, l'étude de l'impact de la localisation des recombineurs sur le débit de recombinaison et sur l'ignition de flamme par les recombineurs. Ces deux thèmes sont abordés dans le cadre de SARNET et font l'objet d'un programme de travail numérique pour le premier et expérimental, sur la base des essais REKO, pour le deuxième ;
- pour les codes de calcul et pour la distribution d'hydrogène, comme le montrent les conclusions préliminaires de l'ISP-47, des développements supplémentaires sont nécessaires pour mieux représenter la condensation en présence de gaz incondensables avec stratification et décrire les mécanismes de déstratification. Par ailleurs, le « benchmark » aspersion organisé par l'IRSN a montré la limitation des codes actuels ;
- pour les codes de calcul et pour la combustion d'hydrogène, comme l'ont montré les résultats du programme HYCOM, des travaux supplémentaires d'amélioration et de validation des modèles de combustion sont nécessaires pour simuler la propagation de flamme en milieu hétérogène, notamment avec gradient d'hydrogène où le changement de régime de flammes est possible.

En conclusion, les efforts de R&D d'ores et déjà consentis ont permis de progresser significativement dans la connaissance des phénomènes gouvernant la répartition des mélanges gazeux et leur combustion potentielle. En particulier, l'établissement de critères à partir de données expérimentales, permet d'identifier les situations potentiellement à risque. Pour ce qui concerne les outils de calculs, s'ils ont atteint un degré de maturité certain, leur caractère prédictif doit être renforcé par l'amélioration de la modélisation (calculs multi-compartiments dont les résultats dépendent fortement

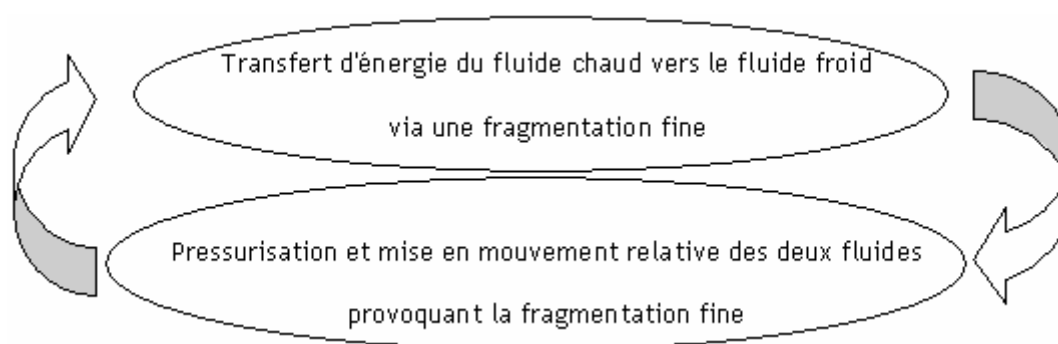
de l'expertise de l'utilisateur par exemple) et/ou par la levée des limites informatiques qui ne permettent pas actuellement de respecter toutes les règles de bonne utilisation (cas des codes multi-D).



## 4.3 EXPLOSION DE VAPEUR

### 4.3.1 DEFINITION, PHENOMENOLOGIE GLOBALE

La phénoménologie globale du phénomène d'explosion de vapeur est, depuis les années 1970, relativement bien comprise. Lorsque deux fluides, tels que l'un (le combustible ou le « corium » issu de la fusion du cœur, dans la suite on emploiera indifféremment l'un ou l'autre des deux termes) est à une température supérieure à la température d'ébullition de l'autre (le réfrigérant), entrent en contact, une interaction explosive est susceptible de se déclencher. Ce phénomène a lieu via l'interaction instable de deux mécanismes illustrée ci-dessous :



La fragmentation très fine du corium (fragments sub-millimétriques) induit un transfert d'énergie au réfrigérant dans un temps inférieur à celui de relâchement de la pression générée par ce transfert d'énergie, ce qui entraîne une surpression importante suivie d'une détente explosive pouvant endommager les structures environnantes (on a mesuré jusqu'à 1000 bar dans les essais KROTOS alumine [4.3\_1]).

La condition nécessaire à une explosion de vapeur est le simple contact entre les deux fluides, mais les situations les plus énergétiques sont celles où les deux fluides sont mélangés avant que ne se déclenche la fragmentation fine (on parle de pré-mélange). Dans les réacteurs de puissance de type REP, de tels mélanges peuvent se former après la fusion du cœur pendant la relocalisation du corium en fond de cuve (explosion en-cuve), puis éventuellement, lors de la percée de la cuve dans un puits de cuve noyé (explosion hors-cuve).

Ces conditions ne sont pas suffisantes, et des systèmes où les fluides sont en contact ou mélangés peuvent très bien ne pas produire d'explosion. On en reste alors au stade d'une fragmentation grossière (fragments millimétriques ou centimétriques) avec transfert d'énergie corium-réfrigérant relativement lent entraînant une pressurisation lente du système (cas TMI-2). Pour qu'une explosion se produise, il faut un événement déclencheur « interne » (on parle alors d'explosion spontanée) ou « externe » (choc) qui amorce la fragmentation fine quelque part dans le pré-mélange, celle-ci se propageant ensuite à l'ensemble du pré-mélange. De telles explosions spontanées ou déclenchées

artificiellement ont été obtenues expérimentalement avec des matériaux fondus entrant dans la composition de corium REP (Zr, ZrO<sub>2</sub>, Zr-ZrO<sub>2</sub>, UO<sub>2</sub>-ZrO<sub>2</sub>, UO<sub>2</sub>-ZrO<sub>2</sub>-Zr).

Dans sa forme la plus extrême, le phénomène est analogue à celui d'une détonation, avec propagation d'une onde de choc, les processus chimiques étant remplacés par les processus de transferts thermiques. L'analogie est cependant limitée et des approximations plus ou moins réalistes sont nécessaires pour bâtir des modèles analytiques de détonation dont les possibilités d'applications pratiques sont très limitées. Ceci explique la mise en œuvre de modèles complexes multiphasiques multi-dimensionnels pour traiter le problème.

Le récent programme OCDE SERENA (Steam Explosion RESolution for Nuclear Applications, 2001-2005), regroupant les principaux spécialistes de l'explosion de vapeur, a permis de faire un point sur la compréhension du phénomène et sur les capacités de calculs des principaux logiciels dédiés [4.3\_4].

#### 4.3.2 PHENOMENES PHYSIQUES MIS EN JEU

Considérons la situation d'un accident grave survenant sur un REP avec une chute de corium dans l'eau du fond de cuve ou du puits de cuve. Le phénomène apparaît essentiellement comme un problème de dispersion et de fragmentation en deux étapes comme schématisé sur la Figure 4.3-1. La première étape, le pré-mélange, fournit les conditions initiales de l'explosion proprement dite (deuxième étape) caractérisée par trois mécanismes importants : la fragmentation fine du combustible, le transfert d'énergie, la pressurisation associée.

Le premier mécanisme est très dépendant des conditions du pré-mélange au moment du déclenchement de l'explosion, à savoir la composition et la distribution des diverses phases en présence (corium, liquide, gaz), l'aire interfaciale du corium ainsi que sa température et son état de solidification éventuel. Il est donc nécessaire de décrire avec précision cette phase qui fournit les conditions initiales de l'explosion.

Entre les deux étapes pré-mélange et explosion, il y a l'événement déclencheur de la fragmentation fine, communément appelé « trigger ». Ces trois phénomènes sont détaillés ci-après.

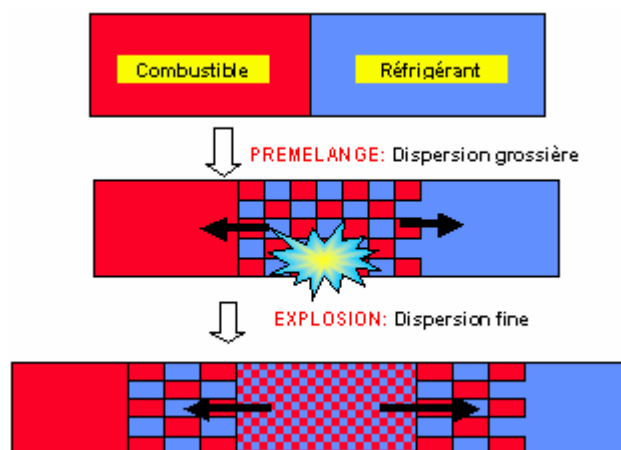


Figure 4.3-1: Schématisation des étapes du phénomène d'explosion de vapeur

### 4.3.2.1 Pré-mélange

L'importance du pré-mélange, déterminant les conditions initiales de l'explosion, a été clairement mise en évidence dans les expériences KROTOS, où des pré-mélanges très différents observés entre l'alumine et le corium (voir Figure 4.3-2) ont correspondu à des intensités d'explosion très différentes (10 fois plus énergétiques avec l'alumine qu'avec le corium) [4.3\_1]. Depuis, les études se sont en grande partie focalisées sur cette phase. Il est également probable que l'aptitude au déclenchement spontané dépend de la configuration du pré-mélange. Dans tous les essais réalisés à ce jour, les informations obtenues sur le pré-mélange de matériaux à haut point de fusion ( $> 2000^{\circ}\text{C}$ ) ont été surtout qualitatives, ce qui s'est avéré insuffisant pour expliquer et qualifier les différences de comportement observées. Des informations plus détaillées devraient être apportées par la deuxième phase du programme SERENA (voir § 4.3.3.2.2).

Du point de vue analytique, l'évaluation du pré-mélange est réalisée via des logiciels de thermohydraulique multiphasique multi-dimensionnels (voir § 4.3.3). Il n'est en effet pas possible de caractériser de manière simple cette phase tant les interactions dynamiques et thermiques sont nombreuses.

Les deux points essentiels faisant l'objet d'un effort important de R&D, à savoir la fragmentation du corium et la génération du taux de vide, sont présentés ci-après.



*Figure 4.3-2 : Visualisation de pré-mélanges Alumine/eau (à gauche, KROTOS-57) et corium/eau (à droite, KROTOS-58). Caméra vidéo 24 im/s, fenêtre 10x20 cm. Extrait de [4.3\_1]*

#### 4.3.2.1.1 Fragmentation du corium

Pendant le pré-mélange, on distingue la fragmentation dite primaire, issue de la phase continue (jet de corium en général), qui produit une première génération de gouttes qui vont elles-mêmes se fragmenter (fragmentation secondaire). La fragmentation secondaire se poursuit jusqu'à ce que les gouttes atteignent des tailles ne permettant plus la croissance des instabilités cause de leur division.

La fragmentation primaire a fait l'objet de nombreux travaux dont deux thèses relativement récentes en France ([4.3\_2], [4.3\_3]). Ces modèles se concentrent sur la fragmentation fine (atomisation) directe du jet. Or, il est connu que les jets peuvent se fragmenter suivant d'autres mécanismes, impliquant des instabilités de grande échelle et donc une dispersion plus importante du corium (Figure

4.3-3). Ces mécanismes sont supposés être à l'origine du comportement constaté lors des tests en alumine dans l'installation KROTOS [4.3\_1], où les fragments occupaient toute la section transversale du tube d'essai (voir Figure 4.3-2). La fragmentation secondaire a fait l'objet de nombreux travaux jusque dans les années 80. Ceci a permis de dégager des tendances et des nombres caractéristiques fondamentaux. Il reste que, appliquées au pré-mélange, les connaissances ne permettent de caractériser que qualitativement le phénomène et une approche paramétrique complémentaire apparaît raisonnable.



**Figure 4.3-3: Régimes d'instabilité/fragmentation par atomisation (gauche) et grande échelle (droite)**

#### **4.3.2.1.2 Génération du taux de vide**

L'influence exacte du taux de vide (taux de présence de la phase gazeuse) sur l'explosion présente, à ce jour, une forte incertitude. Cependant, au-delà d'un certain seuil, la possibilité de déclenchement et d'escalade de l'explosion va se trouver inhibée. De plus, l'appréciation de la cohérence globale des calculs de pré-mélange nécessite une évaluation correcte du taux de vide. Cet aspect est beaucoup plus complexe qu'il n'y paraît, principalement à cause des conditions extrêmes de température. Les processus de génération de vapeur via l'ébullition en film et le rayonnement sont mal maîtrisés. Les configurations d'écoulement utilisées, issues de travaux sur les écoulements diphasiques isothermes, sont plutôt arbitraires. La présence de gaz incondensables via l'oxydation ou simplement la dissociation de la vapeur ajoute à la difficulté.

Il s'ensuit une certaine disparité dans les modèles, jugée elle-même être en grande partie responsable de la disparité des résultats des calculs pendant la phase 1 de SERENA. En l'absence de données expérimentales détaillées, la validité des divers modèles ne peut être établie avec suffisamment de certitude. L'évaluation correcte des taux de vide et de leur distribution représente donc un enjeu important qui est un des objectifs majeurs de la proposition de la phase 2 de SERENA décrite au paragraphe 4.3.3.2.2.

#### **4.3.2.2 Déclenchement**

La phase de déclenchement de l'explosion est sans doute la plus délicate à traiter. Actuellement, il n'existe pas de modèle fiable de prédiction du moment et de l'endroit de déclenchement d'une explosion. Il n'existe donc pas de quantification de probabilité de déclenchement s'appuyant sur des arguments physiques. Les connaissances sont basées principalement sur les résultats d'expériences. Dans le cas de combustible de type corium, on constate expérimentalement que les explosions spontanées ont lieu lors du contact entre le combustible et le fond de cuve (ou section d'essai). Cependant, rien n'indique qu'une explosion plus tardive ne pourrait pas avoir lieu.

D'un point de vue théorique, on sait qu'une goutte de combustible chaud peut exploser sous l'influence d'une perturbation faible, de l'ordre de quelques bar. Cependant, malgré de nombreux travaux théoriques, ce processus, dénommé "fragmentation thermique", reste mal compris. La perturbation serait à l'origine d'une déstabilisation du film de vapeur entourant la goutte. Cette déstabilisation engendrerait, par des processus mal définis de type contact corium-réfrigérant, des pressurisations locales qui déstabiliseraient à leur tour la goutte de combustible. Ce processus devrait être induit dans la phase de déclenchement et d'escalade mais son importance réelle reste à déterminer.

Il s'ensuit qu'il n'est pas possible, à l'heure actuelle, de prévoir si une explosion aura lieu pour une situation accidentelle donnée, au delà de certaines évidences qualitatives. On est donc amené à considérer qu'une explosion est toujours possible pour une situation donnée et à en étudier ses conséquences. Cela conduit à appliquer systématiquement un trigger pour déterminer la réponse explosion vapeur d'un système donné. Dans les études en support de l'analyse de sûreté, il est actuellement postulé l'occurrence de l'explosion à un instant et un lieu donnés en imposant localement des conditions déstabilisantes. Cependant, il faut noter que le déclenchement imposé via une perturbation ne conduit pas nécessairement à une interaction forte si les conditions ne sont pas réunies (pour le modèle). Ceci minimise en théorie la nécessité d'une connaissance approfondie des causes de déclenchement, pourvu que l'escalade, c'est à dire la réponse du système aux faibles perturbations, soit correctement décrite.

#### **4.3.2.3 Explosion**

L'explosion résulte du transfert thermique très intense entre le corium et le réfrigérant. Pour les explosions violentes, telles que celles obtenues dans l'installation KROTOS avec de l'alumine (500 à 1000 bar), le processus peut être décrit de la façon suivante :

- détonation avec transfert thermique intense en configuration isochore,
- détente générale de la zone de mélange.

En raison des limitations évidentes d'instrumentation, les études expérimentales sur les mécanismes fins de la phase d'explosion sont extrêmement délicates. On ne dispose que de grandeurs caractéristiques pour décrire les principaux phénomènes physiques.

Mais, paradoxalement, cette phase est relativement plus simple à modéliser du point de vue numérique que la phase de pré-mélange, moyennant des approximations adéquates pour la fragmentation fine et les transferts thermiques et massiques, responsables de la pressurisation. En effet, d'une part ces deux phénomènes sont clairement des mécanismes prépondérants et d'autre part de nombreux aspects peuvent être simplifiés, voire négligés, à cause de l'échelle de temps (quelques millisecondes). Néanmoins des efforts restent à faire pour améliorer la compréhension des phénomènes.

##### **4.3.2.3.1 *Fragmentation fine***

La problématique de la fragmentation fine d'une goutte de combustible soumise à une onde de choc est illustrée en Figure 4.3-4.

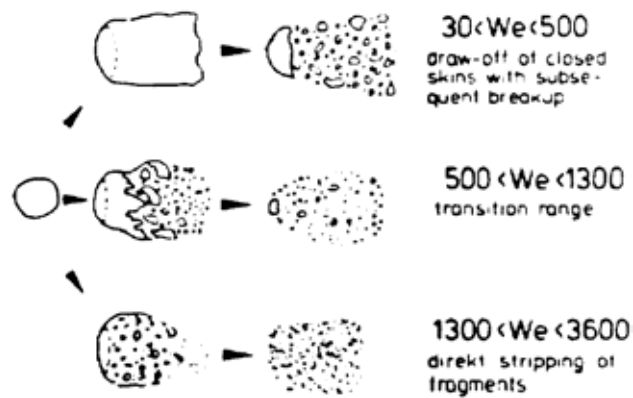


Figure 4.3-4 : Types de fragmentation observés par Bürger et al [4.3\_5] en fonction du nombre de Weber ( $\rho V^2 D / \sigma$ ).

Il s'agit d'un phénomène où la taille caractéristique des gouttes perd 1 à 2 ordres de grandeurs sur un temps de l'ordre de la milliseconde. Des modèles plus ou moins détaillés n'ont pas permis à ce jour de dégager un consensus quant à la phénoménologie même. La principale difficulté réside dans la prédiction des tailles des fragments, qui conditionne fortement l'intensité de l'explosion. Pour l'heure, une approche fortement paramétrique est en général choisie.

#### 4.3.2.3.2 Mécanismes de pressurisation

Les premiers modèles stationnaires d'explosion de vapeur [4.3\_6] faisaient l'hypothèse d'un équilibre instantané entre les fragments produits et le réfrigérant. C'est le chauffage même de l'eau qui produit, pendant les premières phases, la pressurisation. Cette approche a été généralisée par Theofanous [4.3\_7] sous le nom de "micro-interaction". Physiquement, il est cependant assez clair que les fragments vont s'entourer d'un mince film de vapeur et les derniers modèles font ainsi l'hypothèse proposée par Berthoud [4.3\_8] que la pressurisation est obtenue via la vaporisation accompagnant les transferts thermiques relatifs aux fragments (modèle dit de "déséquilibre"). Ce dernier modèle, plus mécaniste a priori, nécessite cependant la connaissance des transferts massiques associés aux transferts thermiques entre fragments (100  $\mu\text{m}$  en moyenne) et le réfrigérant. Rappelons que ces transferts ont lieu pendant un transitoire de pression de quelques centaines de bar sur quelques millisecondes. A l'heure actuelle, la plupart des codes sont basés sur l'un ou l'autre concept.

### 4.3.3 PROGRAMMES EXPERIMENTAUX, MODELISATION ET CODES DE CALCULS

#### 4.3.3.1 Programmes expérimentaux antérieurs

Le Tableau 4.3-1 reprend les principaux programmes ayant étudié le pré-mélange ou l'explosion à partir de jets de corium ou de simulants de plusieurs kg, et dont les données ont servi de base aux développements et à la qualification des modèles de calculs. La base de données de référence est celle des expériences FARO. Il faut ajouter des programmes dont les résultats ont été peu exploités, les phénomènes étudiés n'étant pas modélisés dans les codes, ou les résultats n'ayant été accessibles que très récemment. Il s'agit en particulier des essais ZREX d'ANL [4.3\_9] qui ont étudié l'augmentation d'intensité des explosions due à l'oxydation concomitante du zirconium dans des mélanges Zr-ZrO<sub>2</sub> et

Zr-acier, et des essais de pré-mélange réalisés à JAERI [4.3\_10] avec 10 litres d'acier et des mélanges  $\text{Al}_2\text{O}_3$ - $\text{ZrO}_2$  dont les résultats n'ont été diffusés qu'en 2005.

Dans le domaine des hautes températures, il faut également ajouter des essais à caractère analytique importants tels que TREPAM (CEA/IRSN), qui ont permis de caractériser les transferts de chaleur associés aux fragments dans des conditions tout à fait représentatives (pression jusqu'à 240 bar, vitesse jusqu'à 46 m/s, température de l'ordre de 2500 K), et les essais BILLEAU (CEA/IRSN) [4.3\_11] et QUEOS (FZK) [4.3\_12], qui ont étudié le pré-mélange de paquets de sphères solides jusqu'à 2200°C.

L'arrêt en 1999 du programme FARO/KROTOS au JRC-Ispra, alors que de nombreuses incertitudes subsistaient sur le comportement relatif à l'explosion de vapeur des systèmes corium-eau, a motivé l'achat par le CEA de l'installation KROTOS à La Commission Européenne, et le lancement du programme international SERENA suite aux conclusions du rapport SESAR/FAP de l'OCDE quant à la nécessité de maintenir un effort sur l'interaction corium-eau [4.3\_13].

**Tableau 4.3-1 : Programmes expérimentaux sur l'explosion vapeur à partir d'une configuration jet de combustible**

Programme	Laboratoire	Type d'essais	Matériau	Quantité	Paramètres principaux
CCM [4.3_14]	ANL (Etats Unis)	Pré-mélange	Mélanges $\text{UO}_2$ - $\text{ZrO}_2$ -acier à 2800°C	2-12 kg	- Masse eau - Diam. jet (2 à 5 cm) - Temp. eau - Vitesse jet
FARO [4.3_15] [4.3_16]	CCR Ispra (Commission Européenne)	Pré-mélange Explosion	$\text{UO}_2$ - $\text{ZrO}_2$ à 2800°C	18-178 kg	- Diam. jet (5 et 10 cm) - Hauteur eau (1 à 2 m) - Temp. eau - Pression (2 à 50 bar)
KROTOS [4.3_1]	CCR Ispra (Commission Européenne)	Pré-mélange Explosion	Sn à 1000°C $\text{Al}_2\text{O}_3$ à 2300-2800°C $\text{UO}_2$ - $\text{ZrO}_2$ à 2800°C	1 litre	- Matériau fondu - Temp. matériau - Temp. eau
PREMIX [4.3_17]	FZ-Karlsruhe (Allemagne)	Pré-mélange	$\text{Al}_2\text{O}_3$ à 2300°C	16-60 kg	- Pression (1 à 5 bar) - Masse $\text{Al}_2\text{O}_3$ - Vitesse d'éjection $\text{Al}_2\text{O}_3$
ECO [4.3_18]	FZ-Karlsruhe (Allemagne)	Explosion	$\text{Al}_2\text{O}_3$ à 2300°C	6-18 kg	- Pression (3 à 19 bar) - Masse $\text{Al}_2\text{O}_3$ - Vitesse d'éjection $\text{Al}_2\text{O}_3$
MIRA [4.3_19]	KTH (Suède)	Pré-mélange	Différents oxydes binaires 1150 - 1400°C	5-34 kg	- Temp. oxyde - Temp. eau - Hauteur eau (1 et 2m)

### 4.3.3.2 Programmes expérimentaux en cours

#### 4.3.3.2.1 Programmes nationaux

Mis à part les programmes analytiques DROPS (IKE) [4.3\_22] et MISTEE (KTH) [4.3\_23] qui utilisent des matériaux simulants avec des températures relativement basses destinés à améliorer les modèles physiques, il existe actuellement deux installations expérimentales effectuant des essais globaux orientés réacteur utilisant du corium : KROTOS transféré à Cadarache et TROI en Corée du sud [4.3\_24].

#### 4.3.3.2.2 Programme international SERENA

La phase 1 de SERENA, purement analytique, avait pour but de faire le point sur la capacité des codes à calculer les situations réacteurs et à fournir des résultats crédibles. La disparité des résultats a montré qu'on ne pouvait pas dégager de marges d'incertitude raisonnables permettant d'évaluer le chargement dynamique des structures. Cependant, tous les résultats des calculs en-cuve se situant en dessous des limites de rupture du fond de cuve (mais sans prendre en compte les données liées au vieillissement), il a été convenu que la priorité devait être donnée au cas hors-cuve pour lequel tous les calculs donnaient des valeurs de chargement dynamique susceptibles de mettre en péril les parois du puits de cuve et l'enceinte de confinement. Du point de vue phénoménologique, il n'y a pas de différences fondamentales entre les deux cas en-cuve et hors-cuve. Les différences essentielles se situent au niveau de la nature du corium, de son mode de transfert dans l'eau, de la pression du système et de la température de l'eau. Ces conditions seront donc à traiter en priorité.

Il a été établi que les principales incertitudes et disparités venaient d'un manque de données détaillées sur la zone de pré-mélange et sur le comportement général du corium par rapport aux simulants comme l'alumine (effet matériau). Jusqu'à présent, le caractère moins énergétique du corium par rapport à l'alumine n'a été mis en évidence que sur un nombre réduit de compositions, pas nécessairement représentatives du corium hors-cuve.

Une proposition pour une seconde phase du programme SERENA visant à fournir les informations manquantes sur le pré-mélange, l'effet matériau et l'effet de la géométrie a été effectuée auprès du CSNI par le CEA, l'IRSN et les deux instituts équivalents sud-coréens KAERI et KINS. Elle s'appuie sur les deux installations KROTOS et TROI (Figure 4.3-5) :

- KROTOS est essentiellement monodimensionnelle et considère jusqu'à 5 kg de combustible. Les tests réalisés à ISPRA sont d'une importance capitale pour la compréhension globale et la qualification des logiciels. La nouvelle installation disposera en particulier d'un dispositif de radioscopie qui permettra d'obtenir des données détaillées sur le pré-mélange ;
- TROI peut injecter jusqu'à 30 kg de corium dans un bac de dimension plus large. Différentes possibilités d'injection du corium permettront d'établir l'influence de différentes configurations sur les rendements énergétiques de base établis dans KROTOS, et permettront de vérifier la capacité d'extrapolation des codes à des situations complexes.



Le programme expérimental sera accompagné d'un travail analytique soutenu structuré de la même façon que pour la phase 1. La proposition de phase 2 pour SERENA est également résolument orientée "réacteur". Avec l'utilisation de divers types de matériaux typiques de situations accidentelles, son objectif principal est :

- de fournir des données sur la distribution des composants dans le pré-mélange pour la validation des logiciels ;
- d'étudier l'effet matériaux et comprendre, en particulier, le comportement faiblement énergétique du corium observé jusqu'ici et d'apprécier si ce comportement peut être généralisé ;
- de vérifier la capacité des codes à traiter des géométries non conventionnelles ;
- de rechercher des conditions "enveloppes" pour les chargements en pression.

La proposition technique est en cours de finalisation et un projet d'accord sera bientôt proposé aux membres du CSNI.

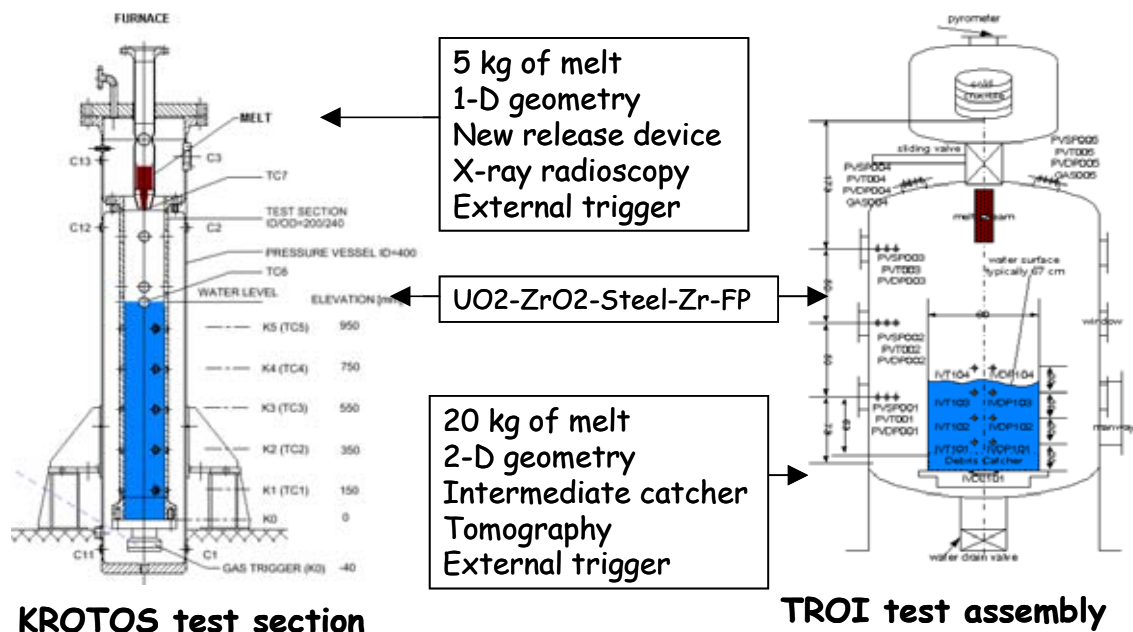


Figure 4.3-5 : Installations expérimentales KROTOS (CEA Cadarache) et TROI (KAERI, Corée du Sud) - Principales caractéristiques et instrumentation

#### 4.3.3.3 Les logiciels

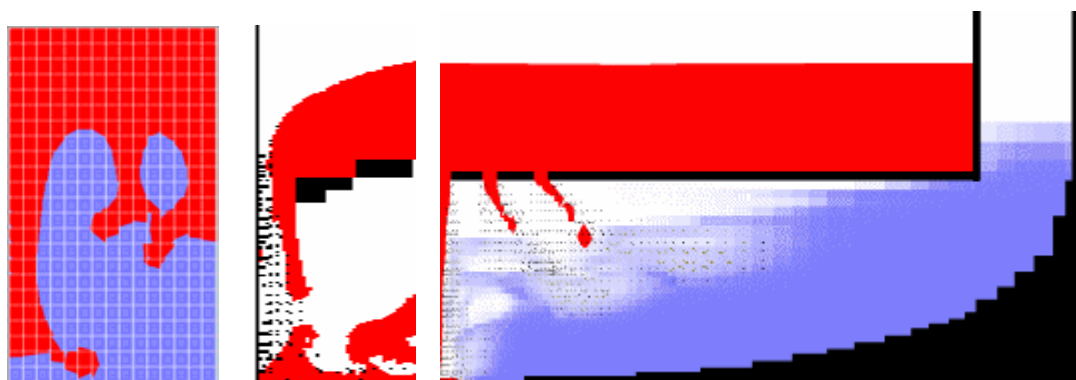
L'IRSN et le CEA co-développent le logiciel MC3D pour la simulation numérique, en particulier, des deux phases de pré-mélange et d'explosion [4.3\_20], [4.3\_21]. EDF a interrompu son soutien au développement de ce code en 2002. Le programme SERENA a permis de situer MC3D dans le peloton des quelques outils les plus performants pour la simulation de l'explosion de vapeur (avec principalement PM-ALPHA (USA), IKEMIX/IDEMO (Allemagne, GRS/IKE) et JASMINE (Japon)) [4.3\_21].

Un logiciel de calcul pour l'explosion de vapeur doit donc gérer les très nombreuses interactions entre phases. Ceci implique une modélisation très complexe avec des schémas numériques précis en particulier pour les besoins de robustesse. En outre, certains logiciels tels que MC3D ont la double

fonctionnalité de fournir des évaluations pour la sûreté des installations nucléaires (approche pratique) et d'aider à la compréhension des phénomènes (approche R&D). Cette dualité implique des contraintes souvent délicates à gérer.

Dans l'application PREMELANGE de MC3D, le combustible est géré à l'aide de trois champs :

- un champ continu (appelé aussi jet), modélisé à l'aide d'une méthode de suivi de volume (VOF-PLIC, voir Figure 4.3-6) ;
- un champ de gouttes modélisé par une méthode eulérienne. Les gouttes sont issues de la fragmentation du champ continu ;
- un champ optionnel de fragments fins.



*Figure 4.3-6 : Illustrations de la méthode de suivi de volume de MC3D (combustible continu en rouge, gouttes en points noirs). De gauche à droite : Instabilités de Rayleigh-Taylor, éjection de combustible d'une cuve sous pression (passage vers un écoulement diphasique à la brèche), calcul d'une situation d'interaction en-cuve avec plusieurs jets*

Pour la modélisation de l'explosion, il existe moins de différences entre les codes et la plupart utilisent deux champs pour le combustible, à savoir un champ de gouttes et un champ de fragments.

Un certain nombre de logiciels tels que PM-ALPHA et IDEMO utilisent l'approche dite de "micro-interaction" où le chauffage d'une fraction de l'eau engendre la pressurisation. Les modèles de MC3D et JASMINE supposent que la pressurisation est obtenue via la vaporisation autour des fragments générés lors de l'explosion. Les conséquences de ces choix de modélisation sont en cours d'analyse.

Bien que les capacités de prédiction de ces outils restent pour l'heure assez limitées, ceux-ci ont permis de réelles avancées dans la compréhension globale des phénomènes et des multiples interactions. MC3D n'est opérationnel pour des études de sûreté relativement complètes que depuis environ 3 ans. Cela reste un logiciel difficile à utiliser, réclamant une forte expertise. Cependant, les multiples partenariats en cours concernant ce logiciel devraient permettre une maturation plus rapide.

#### 4.3.4 BILAN ET PERSPECTIVES

Le bilan des recherches sur l'explosion de vapeur peut paraître mitigé au regard des problèmes qui restent à résoudre. Il est d'ailleurs acquis qu'une modélisation adéquate ne passera que par la mise au point d'outils de simulation sophistiqués. En considérant les progrès accomplis en particulier en Europe

et au Japon à cet égard dans la dernière décennie, nous pouvons mieux mesurer le chemin restant à parcourir. De plus, on assiste à une mutualisation internationale des efforts, qui s'est traduite, en particulier, par le programme SERENA. Cette mutualisation est essentielle et permet de confronter des visions parfois divergentes. Accompagnée d'un programme analytique ambitieux, la proposition de phase 2 pour SERENA s'inscrit dans cette perspective. Avec une instrumentation poussée et innovante et des conditions expérimentales maîtrisées, les conditions sont réunies pour améliorer considérablement la connaissance et étendre la base de qualification des logiciels.

Au plan des conséquences pour la sûreté, on note un regain d'intérêt international pour une évaluation plus fine de la situation hors-cuve, tant pour les REP (hors EPR) que pour les REB, traduit dans la proposition SERENA-2. Ceci est dû principalement au questionnement relatif à la tenue des structures en béton, du fait des chargements induits lors d'une explosion de vapeur. Ce problème est d'autant plus important que le noyage préventif du puits de cuve en cas d'accident grave est une des mesures de limitation des conséquences des accidents qui est largement mise en place ou envisagée pour les réacteurs en exploitation (VVER, PWR et BWR).

En ce qui concerne l'explosion de vapeur en cuve (mode alpha), la communauté internationale a abouti à un consensus quant au caractère résiduel des conséquences associées au phénomène. Les perspectives à court terme, pour l'IRSN, sont de confirmer ces conclusions, sur la base des travaux de R&D récents (calculs MC3D, Europlexus).

## TABLEAUX DU CHAPITRE 4

Tableau 4.3-1 : Programmes expérimentaux sur l'explosion vapeur à partir d'une configuration jet de combustible.....	94
--	----

## FIGURE DU CHAPITRE 4

Figure 4.1-1 : Phénomènes physiques se produisant lors de l'échauffement direct des gaz de l'enceinte .....	68
Figure 4.1-2 : Essai DISCO-C représentant la géométrie P'4.....	70
Figure 4.1-3 : Influence de la combustion sur la pressurisation dans les essais IET (Sandia NL) .....	71
Figure 4.1-4 : Géométrie 3-D des calculs DISCO P'4 (géométrie simplifiée) avec MC3D et évaluation de la fraction dispersée vers le haut du puits pour les cas avec de l'eau comme simulant et diamètre de brèche de 60 mm. ....	74
Figure 4.2-1 : Diagramme de Shapiro pour les mélanges hydrogène-air-vapeur d'eau .....	77
Figure 4.3-1: Schématisation des étapes du phénomène d'explosion de vapeur .....	89
Figure 4.3-2 : Visualisation de pré-mélanges Alumine/eau (à gauche, KROTOS-57) et corium/eau (à droite, KROTOS-58) . Caméra vidéo 24 im/s, fenêtre 10x20 cm. Extrait de [4.3_1] .....	90
Figure 4.3-3: Régimes d'instabilité/fragmentation par atomisation (gauche) et grande échelle (droite).....	91
Figure 4.3-4 : Types de fragmentation observés par Bürger et al [4.3_5] en fonction du nombre de Weber ( $\rho V^2 D / \sigma$ ).....	93
Figure 4.3-5 : Installations expérimentales KROTOS (CEA Cadarache) et TROI (KAERI, Corée du Sud) - Principales caractéristiques et instrumentation .....	96
Figure 4.3-6 : Illustrations de la méthode de suivi de volume de MC3D (combustible continu en rouge, gouttes en points noirs). De gauche à droite : Instabilités de Rayleigh-Taylor, éjection de combustible d'une cuve sous pression (passage vers un écoulement diphasique à la brèche), calcul d'une situation d'interaction en-cuve avec plusieurs jets .....	97

## REFERENCES DU CHAPITRE 4

- [4.1\_1] Cénérino G., Chevallier C., "Echauffement direct de l'enceinte - Etat de l'art", IPSN/DPEA/SEAC/98-064, 1998 - Référence non publique.
- [4.1\_2] Binder J.L., McUmbler L.M., Spencer B.W., "Direct Containment Heating Integral Effects Tests at 1/40 Scale in Zion Nuclear Power Plant Geometry", NUREG/CR-6168, ANL-94/18, 1994.
- [4.1\_3] Blanchat T.K., Pilch M.M., Allen M.D., "Experiments to Investigate Direct Containment Heating Phenomena with Scaled Models of the Calvert Cliffs Nuclear Power Plant", NUREG/CR-6469, SAND96-2289, 1997.
- [4.1\_4] Chaumont B., "Debris dispersal experiment for the French reactor cavity (PWR 900 MWe NPP) during a pressure melt ejection accident", NT IRSN/DPEA/SEAC/03-018, 2003 - Référence non publique.
- [4.1\_5] Meyer L., Albrecht G., Kirstahler M., Schwall M., Wachter E., Wörner G., "Melt Dispersion and Direct Containment Heating (DCH) Experiments in the DISCO-H Test Facility", FZKA 6988, 2004.
- [4.1\_6] Meyer L., Gargallo M., Kirstahler M., Schwall M., Wachter E., Wörner G., "Low Pressure Corium Dispersion Experiments in the DISCO Test Facility with Cold Simulant Fluids", FZKA 6591, 2002.
- [4.1\_7] Meyer L., Plassart D., "DCH test campaign in the modified DISCO-C facility using water as corium simulant - Summary report", NT IRSN/DSR/SAGR/05-059, 2005 - Référence non publique.
- [4.1\_8] Cranga M., Giordano P., Passalacqua R., Caroli C., Walle L., "ASTEC RUPUICUV Code - Version 1.2 - Ex-vessel corium discharge and corium entrainment to containment", ASTEC-V1/DOC/03-19, 2003 - Référence non publique.
- [4.1\_9] Murata K.K., Williams D.C., Tills J., Griffith R.O., Gido R.G., Tagios L.G., Davis F.J., Martinez G.M., Washington K.E., "Code Manual for CONTAIN 2.0: A Computer Code for Nuclear Reactor Containment Analysis", NUREG/CR-6533, SAND97-1735, 1997.
- [4.1\_10] Wilhelm D., "Analysis of Direct Containment Heating Experiments with Thermitite in P'4 Geometry", Note Technique DSR/SAGR/05-58, 2005 - Référence non publique.
- [4.2\_1] D. KARWAT & al, "State-of-the-Art Report on containment thermalhydraulics and Hydrogen Distribution", rapport NEA/CSNI/R(99)16.
- [4.2\_2] C. E. PAILLARD & all, "Note technique sur l'enceinte d'accélération de flamme", Rapport CNRS- LCSR Octobre 2001 - Référence non publique.
- [4.2\_3] H-J. ALLELEIN & al, "Proposal for an international standard problem exercise on containment thermal hydraulics", Mars 2001 - Référence non publique.
- [4.2\_4] D. LETEINTURIER & al, "Essais H2PAR : période mi-98 à fin 2000 synthèse des essais conclusions du programme", Rapport IRSN/DPEA/DIR/02/01 - Référence non publique.
- [4.2\_5] J. LOESEL-SITAR & al, "Environmental Qualification of Hydrogen Recombiners, Test Report", Rapport AECL 00-68460-TR-001 - Référence non publique.
- [4.2\_6] W. BREITUNG & al, "OECD State-of-the-Art Report on Flame Acceleration and Deflagration-to-Detonation Transition In Nuclear Safety", OECD/CSNI, Octobre 1999.
- [4.2\_7] S. DOROFEEV & al , "Large scale experiments for validation of hydrogen combustion models and criteria", article présenté au Jahrestagung Kerntechnik, Stuttgart, Mai 2002.
- [4.2\_8] O. BRAILLARD & al, "generic model tests of passive autocatalytic recombiners (PARs) for combustible Gas control in nuclear power plants: Volume 2- test data for NIS PARs", note CEA 96/023A - Référence non publique.

- [4.2\_9] O. BRAILLARD & al, "generic model tests of passive autocatalytic recombiners (PARs) for combustible Gas control in nuclear power plants", Volume 3- test data for SIEMENS PARs, note CEA 96/023B - Référence non publique.
- [4.2\_10] W. Breitung & all, "Integral large scale experiments on hydrogen combustion for severe accident code validation HYCOM", Nuclear Engineering and Design, volume 235, Issues 2-4, pp 253-270.
- [4.2\_11] P. ZAVALETA & all, "Expérience TOSQAN Description du programme expérimental 1<sup>ère</sup> partie : condensation en paroi", rapport d'étude SERAC/LPMC/99-03 - Référence non publique.
- [4.2\_12] D. Leteinturier & al, "rapport de convergence des programmes MISTRA de la DRN et TOSQAN de l'IPSN", Note technique DPEA/99-04 - Référence non publique.
- [4.2\_13] O.AUBAN & al, "OECD/SETH Large scale investigation of gas mixing and stratification, PANDA Test Facility Description and geometrical data", rapport PSI TM-42-05-06 - Référence non publique.
- [4.2\_14] P. RONGIER, T. BONHOMME, C. PEREZ, "1<sup>ère</sup> Synthèse H2PAR - Résultats expérimentaux : Fiches d'expériences, expériences E1 à E19 et PHEB 02" - Rapport DPRE/SERE n° 98/014 (I) - Référence non publique.
- [4.2\_15] P. RONGIER, T. BONHOMME, C.PEREZ "2<sup>ème</sup> Synthèse expérimentale H2PAR - Détermination des conditions d'inflammation d'un mélange Air/H2/H2O par les recombineurs Siemens et A.E.C.L - Fiches d'expériences" - Rapport IPSN/DPRE/SERLAB n°99/004 (I) - Référence non publique.
- [4.3\_1] I. Huhtiniemi and D. Magallon and H. Hohmann, "Insight into steam explosions with corium melts in KROTOS", Nuclear Engineering and Design, Volume 204 (2001) pages 391-400.
- [4.3\_2] Meignen, R., Berthoud, G., 1997. "Fragmentation of molten fuel jets", Proceedings of the International Seminar of Vapor Explosions and Explosive Eruptions, pp. 83-89.
- [4.3\_3] J. Namiech , G. Berthoud and N. Coutris, "Fragmentation of a molten corium jet falling into water", Nuclear Engineering and Design, Volume 229, Issues 2-3, April 2004, Pages 265-287.
- [4.3\_4] Final Report of Phase 1 of International OECD programme SERENA. Draft, 1 June 2006. To be published end of year as CSNI report.
- [4.3\_5] M. Bürger, S.H. Cho, E.V. Berg, A. Schatz, "Modelling of drop fragmentation in thermal detonation waves and experimental verification", Specialist's Meeting on FCI, Santa Barbara, California, USA, Jan 5-8, 1993.
- [4.3\_6] Board S.J., Hall, R.W. and Hall, R.S., "Detonation of fuel coolant explosions". Nature 254 3, 1975, pp. 319-321.
- [4.3\_7] W. W. Yuen and T. G. Theofanous, "On the existence of multiphase thermal detonations", International Journal of Multiphase Flow, Volume 25, Issues 6-7, 11 September 1999, Pages 1505-151.
- [4.3\_8] G. Berthoud, "L'interaction CORIUM-EAU : synthèse et analyse des résultats expérimentaux", Note CEA STT/LPML/87/28/C, Octobre 1987 - Référence non publique.
- [4.3\_9] D.H. Cho, D.R. Armstrong and W.H. Gunther, "Experiments on Interactions Between Zirconium-Containing Melt and Water", NUREG/CR-5372, 1998.
- [4.3\_10] K. Moriyama, Y. Maruyama, T. Usami and H. Nakamura, "Coarse break-up of a stream of oxide and steel melt in a water pool", JAERI-Research 2005-017, 2005 - Référence non publique.
- [4.3\_11] F. Duplat, G. Berthoud and M. Hamon: "Recent Results on the BILLEAU Premixing Experiment using Cold and Hot Spheres (2200°C) and Comparisons with MC3D calculations", Proc. 2<sup>nd</sup> Int. Conf. on Advance Reactor Safety, ARS'97, Orlando, Florida, 1-4 June 1997.
- [4.3\_12] L. Meyer, "QUEOS, An Experimental Investigation of Pre-mixing Phase with hot spheres", Proc. OECD/CSNI Specialist Meeting on FCI, 19-21 May 1997, Tokai-Mura, Japan, P155-166.
- [4.3\_13] Nuclear Safety Research in OECD Countries, "Major Facilities and Programmes at Risk", 2001, NEA#03145, ISBN: 92-64-18468-6.

- [4.3\_14] S.K. Wang, C.A. Blomquist, B.W. Spencer, L.M. Mc UMBER and J.P. Schneider, "Experimental Study of the Fragmentation and Quench Behaviour of Corium Melts in Water", Proc. 5<sup>th</sup> Nuclear Thermal Hydraulics, San Francisco, P 120-135, 1989.
- [4.3\_15] D. Magallon, H. Hohmann and I. Huhtiniemi, "Lessons Learnt from FARO/TERMOS Corium Melt Quenching experiments", Nuclear Engineering and Design, Volume 189 (1999) pages 223-238.
- [4.3\_16] D. Magallon and I. Huhtiniemi, "Energetic event in fuel-coolant interaction test FARO L-33", ICONE-9 Conference, Nice, France, 8-12 April 2001.
- [4.3\_17] A. Kaiser, W. Schutz and H. Will, "Melt Water Interaction Tests (PREMIX tests PM10 and PM11)", Proc. OECD/CSNI Specialist Meeting on FCI, 19-21 May 1997, Tokai-Mura, Japan, P646-655.
- [4.3\_18] W. Cherdron, H. Jacobs, A. Kaiser and W. Schütz, "Measurement of Steam Explosion Loads: the ECO experiments", NURETH-11, Avignon, France, 2-6 October 2005.
- [4.3\_19] "Characterization of Molten-Fuel Coolant Interaction Processes", EUR 19567 EN, 1999, 4th EC Framework Program.
- [4.3\_20] R. Meignen, "Status of the Qualification Program of the Multiphase Flow Code MC3D", Proceedings of ICAPP '05, Seoul, KOREA, May 15-19, 2005, Paper 5081.
- [4.3\_21] R. Meignen et al., "Comparative Review of FCI Computer Models Used in the OECD-SERENA Program", Proceedings of ICAPP '05, Seoul, KOREA, May 15-19, 2005, Paper 5081.
- [4.3\_22] Bürger M., "Comparison and Theoretical Interpretation of Experiments on Hydrodynamic Drop Fragmentation". IKE 2-FB-16, (CEC-RCAMFCI Project, Report INV-MFC(98)-D014), July 1998, Universität Stuttgart - Référence non publique.
- [4.3\_23] Park, H.S., Hansson, R.C., Sehgal, B.R., "Fine fragmentation of molten droplet in highly subcooled water due to vapor explosion observed by X-ray radiography", Experimental Thermal and Fluid Science 29 (3), pp. 351-361.
- [4.3\_24] J. H. Song, I. K. Park, Y. S. Shin, J. H. Kim, S. W. Hong, B. T. Min and H. D. Kim, "Fuel coolant interaction experiments in TROI using a UO<sub>2</sub>/ZrO<sub>2</sub> mixture", Nuclear Engineering and Design, Volume 222, Issue 1, May 2003, Pages 1-15.



# CHAPITRE 5 : PHENOMENES POUVANT MENER A UNE DEFAILLANCE DIFFEREE DE L'ENCEINTE

---

## 5.1 INTERACTION CORIUM-BETON (ICB)

### 5.1.1 CONTEXTE DE L'ICB ET OBJECTIFS DE LA R&D

En cas de rupture de la cuve, le corium issu de la fusion du cœur et des structures internes se répand sur le radier du puits de cuve en béton. La mise en contact du corium et du béton conduit à ce que l'on appelle couramment l'interaction corium-béton ou ICB<sup>1</sup>. Cette interaction se traduit par une ablation progressive du radier et des parois du puits de cuve pouvant entraîner un percement de ces dernières et, potentiellement, une fuite de produits radioactifs à l'extérieur de l'enceinte. Le percement des parois latérales du puits de cuve peut, par ailleurs, conduire à une mise en contact du corium avec de l'eau présente dans des locaux adjacents, ce qui pourrait contribuer à l'accroissement de la pressurisation de l'enceinte par vaporisation. La production des gaz générés par l'ablation du béton contribue également à la pressurisation de l'enceinte avec une cinétique correspondant à celle de l'ablation du radier, soit de un à plusieurs jours. A noter, enfin, que la production d'aérosols qui accompagne l'ICB influence également l'évolution du comportement des aérosols dans l'enceinte et donc le terme source.

La R&D réalisée dans le domaine de l'ICB a pour objectif d'acquérir les connaissances nécessaires pour prédire avec une précision acceptable les cinétiques d'ablation axiale et radiale des parois du radier et du puits de cuve, et l'évolution des sources de gaz et d'aérosols produits durant l'ICB.

### 5.1.2 PHENOMENOLOGIE DE L'ICB ET PROBLEMATIQUE

Compte tenu de la température importante des matériaux fondus en provenance de la cuve ( $T_{\text{oxydes}} > 2500 \text{ K}$ ) entretenue par la puissance résiduelle et de la température de fusion du béton (autour de 1600 K pour un béton siliceux), l'ICB se traduit principalement par la fusion des parois du puits de cuve. Le béton étant composé majoritairement de  $\text{SiO}_2$ ,  $\text{CaCO}_3$  et  $\text{H}_2\text{O}$ , sa décomposition conduit au relâchement dans le bain de phases condensées ( $\text{SiO}_2$ ,  $\text{CaO}$ ) et gazeuses ( $\text{H}_2\text{O}$ ,  $\text{CO}_2$ ). Le bain de corium contient donc les oxydes lourds en provenance du cœur ( $\text{UO}_2$ ,  $\text{ZrO}_2$ ), les oxydes légers en provenance du béton (principalement  $\text{SiO}_2$  et  $\text{CaO}$ ) et des métaux (Fe, Cr, Ni, Zr), le tout étant soumis au brassage induit par les gaz de décomposition du béton. Le mélange éventuel des métaux avec les espèces oxydes condensées ou gazeuses peut donner lieu à des réactions d'oxydation potentiellement exothermiques et productrices de nouvelles espèces gazeuses, telles que  $\text{H}_2$ ,  $\text{CO}$  et  $\text{SiO}(\text{g})$ . Enfin, la mise en contact du corium à haute température avec le béton plus froid peut entraîner sa solidification, des débris étant susceptibles d'être mis en suspension dans le liquide. Le bain de corium est donc un milieu multiconstituant et multiphasique (liquide, solide, gaz) dont la composition et les

---

<sup>1</sup> MCCI pour « molten core-concrete interaction » en anglais

propriétés physiques évoluent constamment au cours de l'ICB du fait de la décomposition du béton et des réactions chimiques.

La vitesse d'ablation des parois verticales et horizontales en béton étant le rapport entre le flux reçu par les parois et l'énergie volumique nécessaire à leur ablation, déterminer la cinétique d'ablation de ces parois équivaut à calculer la répartition du flux de chaleur aux frontières du bain de corium. On considère généralement que, du fait du brassage induit par les gaz, la ou les phases liquides constituant le bain de corium-béton est ou sont homogènes, de forts gradients de température et de concentration pouvant exister aux interfaces (cf. Figure 5.1-1). On voit, avec cette approche, que le flux de chaleur à la frontière du bain s'exprimera en particulier à l'aide d'un coefficient d'échange convectif de chaleur et de la température d'interface entre le bain de corium et le milieu séparant le béton du corium. Cette température d'interface est fonction de la structure de l'interface entre le corium et le béton (apparition ou non d'une croûte stable). Suivant le débit de gaz relâché par le béton et les densités des phases oxydes et métalliques (qui ne sont que partiellement miscibles) on aura des configurations avec une seule couche (oxyde et métal mélangés) ou avec plusieurs couches (oxyde et métal stratifiés suivant leur densité respective). Dans le dernier cas (cf. Figure 5.1-2), la détermination de la température d'interface et du coefficient d'échange de chaleur est donc nécessaire non seulement à l'interface entre les couches et le béton mais également à l'interface entre le liquide oxyde et le liquide métallique.

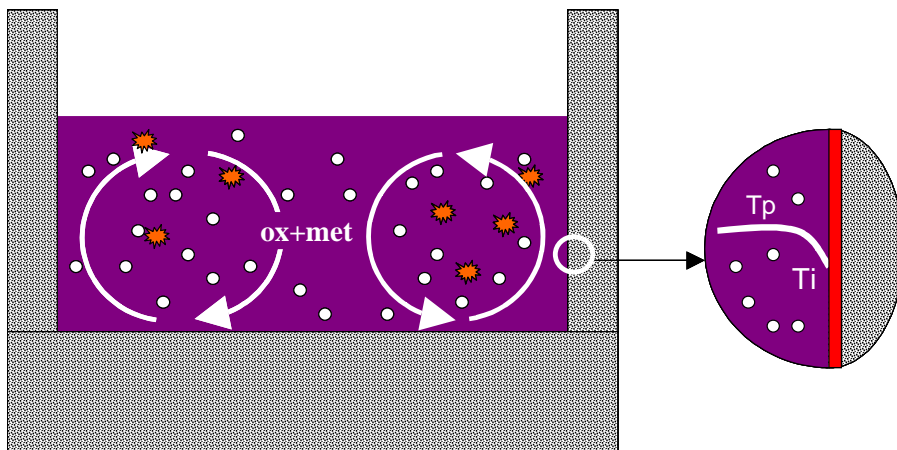


Figure 5.1-1: Bain de corium en configuration mélangée - Gros plan sur l'interface corium/béton

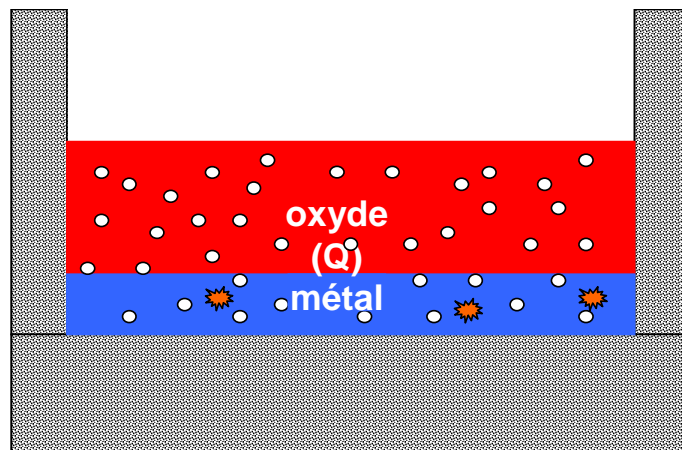


Figure 5.1-2 : Bain de corium en configuration stratifiée

### 5.1.3 PROGRAMMES EXPERIMENTAUX, MODELISATION ET LOGICIELS DE SIMULATION

L'étude de l'interaction corium/béton met en oeuvre expérimentation et modélisation. Elle vise à l'amélioration des connaissances sur les phénomènes impliqués (transfert de chaleur, solidification, mélange, etc.) et sur l'étude globale de l'interaction corium/béton à l'aide de logiciels de simulation qui intègrent les modèles et font l'objet d'une qualification sur la base de données expérimentales.

#### 5.1.3.1 L'expérimentation

Les essais dédiés à l'étude de l'interaction corium/béton peuvent être séparés en deux catégories :

- les essais à caractère analytique, portant sur des systèmes modèles, qui permettent de mesurer certaines grandeurs caractéristiques du phénomène (température d'interface, coefficient d'échange de chaleur, ...) ;
- les essais globaux dans lesquels sont mesurées les vitesses d'ablation lors d'une interaction corium/béton en matériaux prototypes ou en matériaux simulants.

##### 5.1.3.1.1 *Essais analytiques*

###### *Coefficients d'échange de chaleur*

De nombreux essais analytiques [5.1\_1], [5.1\_2], [5.1\_3] visant à déterminer le coefficient d'échange de chaleur entre un bain liquide et une paroi poreuse traversée par du gaz ont été réalisés lors des trente dernières années. L'analyse des résultats des différents essais montre que les propriétés physiques des liquides utilisés sont souvent proches de celles de l'eau et que les données disponibles concernent principalement des parois horizontales. On note que, pour l'eau, les mesures effectuées dans les différents programmes expérimentaux donnent des résultats voisins pour une même vitesse superficielle de gaz. On constate que les données concernant des liquides visqueux (cas d'un corium enrichi en béton) et des parois verticales sont assez rares [5.1\_4]. Il semblerait toutefois que les coefficients d'échange de chaleur vers une paroi verticale soient voisins de ceux obtenus pour une paroi horizontale (résultats en eau).

Les résultats d'étude des coefficients d'échange de chaleur entre deux liquides immiscibles traversés par du gaz (configuration réacteur stratifiée) sont encore plus limités (Greene [5.1\_5], Werle [5.1\_6]). L'analyse des résultats de ces essais indique une dispersion très importante des mesures (facteur 5 à 10), un manque de représentativité des systèmes étudiés (absence de solidification à l'interface) et des procédures expérimentales sujettes à caution. Ceci rend difficile leur utilisation pour les études réacteur.

###### *Température d'interface*

Le programme ARTEMIS [5.1\_7] est le seul à ce jour destiné à déterminer la température d'interface aux frontières d'un bain de corium. Réalisé en matériaux simulants, il repose sur l'utilisation de sels ( $\text{LiCl}$  et  $\text{BaCl}_2$ ) dont le diagramme des phases a une allure analogue à celle des espèces rencontrées dans le cas réacteur, permettant ainsi de pouvoir étudier le couplage entre la physico-chimie et la thermohydraulique. Les essais effectués sur des configurations monodimensionnelles (interface corium/béton horizontale) ont confirmé que, dans des conditions d'essais que l'on estime

représentatives du cas réacteur, la température d'interface était proche de la température liquidus du bain et que la température du bain décroissait avec la température liquidus du fait de l'enrichissement en béton. Le second volet du programme (ARTEMIS 2D) s'attachera à l'étude des configurations multi-dimensionnelles ; une troisième étape sera orientée sur les configurations stratifiées oxyde/métal avec, notamment, la détermination des conditions limites à l'interface entre les couches liquides.

### ***Mélange et démixtion de liquides immiscibles traversés par un écoulement de gaz***

L'étude du mélange et de la démixtion de liquides immiscibles traversés par un écoulement de gaz a été réalisée dans le but de prédire les configurations (mêlée ou stratifiée) du bain de corium au cours de l'ICB. Les principaux travaux expérimentaux menés sur ce sujet ont été réalisés avec des matériaux simulants [5.1\_8], [5.1\_9], [5.1\_10] et sont des études purement hydrodynamiques (pas d'effet de changement de phase). Ils visent à déterminer les seuils de mélange et de démixtion en terme de vitesse superficielle de gaz (ou de taux de vide) en fonction de la différence de densité entre les liquides. La synthèse des données reportées dans [5.1\_10] indique une dispersion parfois importante entre les résultats des différents essais due partiellement à des différences de propriétés physiques des liquides.

### ***Propriétés physiques des matériaux***

Des essais très analytiques ont également été réalisés pour acquérir des connaissances sur les propriétés thermo-physiques (viscosité) et thermochimiques du corium nécessaires à la modélisation du comportement du corium hors-cuve.

#### **5.1.3.1.2 Essais globaux**

Les essais globaux permettent d'avoir une vue d'ensemble de l'interaction, tous les phénomènes impliqués dans l'ICB intervenant de façon couplée. Ces essais sont difficiles à réaliser compte tenu des difficultés technologiques à résoudre : très hautes températures, procédés de chauffage, etc. Leur interprétation est rendue complexe du fait du nombre limité et du manque de précision des mesures, de la délicate évaluation des pertes thermiques et de phénomènes dont l'influence est parfois difficilement quantifiable (éjection de matière, ancrage de croûte, etc.). Malgré ces difficultés, ces essais n'en demeurent pas moins indispensables puisqu'ils mettent souvent en évidence des phénomènes jusqu'alors non identifiés et potentiellement importants (éjection de corium en ICB sous eau lors des essais MACE). L'ensemble des essais globaux d'ICB est résumé dans le Tableau 5.1-1.

D'un point de vue chronologique, on retiendra que les essais 1D en matériaux oxydes (ACE, MACE, SURC) datent d'une dizaine d'années voire plus. Ils ont permis d'avancer et de conforter des hypothèses sur les modèles de comportement du corium (décroissance de la température du bain voisine de celle du liquidus) et de valider partiellement les logiciels de simulation. Les essais 2D (MCCI-OCDE, VULCANO) en matériaux oxydes prototypiques ont été lancés beaucoup plus récemment et apportent des informations sur la distribution 2D du flux de chaleur en ICB. Les résultats de ces essais tendent à montrer que l'érosion se ferait préférentiellement dans la direction radiale dans le cas d'un béton siliceux et qu'elle serait relativement homogène dans le cas d'un béton silico-calcaire [5.1\_11]. L'analyse et l'interprétation des résultats de ces essais sont en cours. Il conviendra notamment de faire la part entre les effets dus aux phénomènes physiques (nature du béton par exemple) et ceux liés aux

spécificités des installations expérimentales (nature du chauffage par exemple) pour expliquer ces différences de comportement.

**Tableau 5.1-1 : Synthèse des essais globaux d'ICB**

Programme	Caractéristiques	Masse de corium	Géométrie	Paramètres
SURC (1D)	matériaux réacteurs + produits de fission	200 kg	cylindre diamètre 0,4 m	béton, composition, puissance
ACE (1D)	matériaux réacteurs + produits de fission	250/450 kg	parallélépipède 0,5m x 0,5m x 0,4m	composition béton, puissance
MACE (1D)	matériaux réacteurs injection d'eau	100/1800 kg	parallélépipède (0,5 à 1,2m) x (0,5 à 1,2m) x 0,4m	composition béton, puissance, débit d'eau
BETA (2D)	thermite alumine + fer stratifié oxyde- métal	450 kg	tronconique diamètre 0,4m	composition béton, puissance
COMET-L (2D)	thermite alumine + fer stratifié oxyde- métal	920 kg	cylindre diamètre 0,6 m	composition béton, puissance
MCCI-OCDE (2D)	matériaux réacteurs	350 kg	parallélépipède 0,5m x 0,5m x 0,6m	composition béton, puissance
ARTEMIS 2D	simulants sels	110 kg	cylindre : diamètre : 0,3m x hauteur : 0,6m	puissance, débit de gaz
VULCANO- ICB (2D)	matériaux réacteurs	40 kg	demi-cylindre diamètre : 0,3m hauteur : 0,3m	composition, béton, puissance

Il n'existe pas de résultats d'essais en matériaux prototypes, notamment pour lesquels le chauffage est représentatif du cas réacteur pour l'étude des configurations stratifiées oxyde/métal. Les essais BETA et COMET ont été réalisés en matériaux simulants et leur mode de chauffage, par induction, implique que la puissance est injectée dans la phase métallique alors qu'elle se trouve dans la phase oxyde dans le cas réacteur. Les essais BETA indiquent une ablation privilégiée du béton dans la direction axiale, cependant ce comportement n'est pas extrapolable au cas réacteur car il est probablement dû au mode de chauffage [5.1\_12]. Les essais VULCANO devraient permettre de combler les lacunes constatées actuellement sur cette thématique.

### 5.1.3.2 La modélisation

#### *Comportement du corium et température d'interface*

Une première approche, la plus ancienne, consiste à supposer que si la température du bain est comprise entre la température liquidus et la température solidus, le bain est dans un état « pâteux », intermédiaire entre sa phase solide et sa phase liquide. La croûte qui se dépose sur les frontières a la même composition que le bain de corium et ne modifie pas sa fraction solide interne. L'interface entre le bain (avec ou sans croûte) et le béton est composée d'un film de béton fondu appelé « slag layer ». La température d'équilibre solide/liquide considérée est alors la température du solidus et la totalité de la zone pâteuse est de type convectif. Cependant, cette hypothèse est en désaccord avec les évolutions de température mesurées dans certains essais ACE et MCCI-OCDE.

Plus récemment, le CEA a élaboré un modèle dit « modèle de ségrégation de phases ». Pour le cas de l'ICB, celui-ci est déduit du modèle de couplage de la thermohydraulique et de la physico-chimie utilisée pour décrire le comportement du corium en cuve [5.1\_13]. On suppose, dans cette approche, que le bain est liquide et que des croûtes composées d'éléments réfractaires ( $UO_2$ ,  $ZrO_2$ ) se déposent à l'interface entre le bain et le béton. Ces croûtes peuvent être instables, mais si on considère une moyenne dans le temps et dans l'espace (cas réacteur), une modélisation des croûtes en régime permanent est suffisante. De même, des hypothèses de succession de régimes permanents sont utilisées pour le couplage de la thermohydraulique et de la physico-chimie : à l'interface bain-croûtes, il y a équilibre thermodynamique entre le liquide du bain et le solide de la croûte, avec comme température d'interface la température de liquidus du bain. Ce modèle a été partiellement validé à partir des essais ARTEMIS 1D pour ce qui concerne les interactions au niveau d'une paroi horizontale et pour des vitesses d'ablation et de bullage correspondant à la phase long terme de l'ICB dans le cas réacteur. On s'éloigne de ce modèle idéal supposant l'équilibre dans la phase initiale transitoire de l'interaction (l'écart peut être important pour des essais d'ICB de courte durée), et probablement aussi lorsque la concentration de silice dans le bain est forte [5.1\_14] en phase long terme (effet non simulé par ARTEMIS). Si un écart à l'équilibre survient, la température d'interface du bain pourrait être inférieure à la température du liquidus et la ségrégation réduite ou absente.

#### *Coefficient d'échange de chaleur*

De nombreux modèles et corrélations d'échange de chaleur entre un bain et une paroi poreuse horizontale traversée par du gaz sont disponibles dans la littérature [5.1\_1], [5.1\_2], [5.1\_3], [5.1\_4], [5.1\_5]. Ils ont été obtenus par simple corrélation des données expérimentales rappelées précédemment (après analyse dimensionnelle) ou par des approches plus théoriques. Ils s'expriment sous la forme  $Nu=f(Re, Pr)$  ou  $Nu=f(Ra, Pr)$  suivant que l'on considère que l'échange de chaleur est lié à une convection forcée induite par les gaz de décomposition du béton ou à une convection naturelle. Les plages de variation limitées des propriétés physiques des fluides utilisés dans les essais en matériaux simulants (cf. 5.1.3.1) font qu'il est difficile d'évaluer ces modèles qui donnent des résultats quantitativement voisins sur ces essais [5.1\_15]. Bien que ces modèles donnent des résultats identiques sur la base de données expérimentales disponibles, on constate une grande dispersion des résultats des corrélations lorsqu'elles sont utilisées avec des paramètres représentatifs du cas réacteur. Cette dispersion indique probablement que certains de ces modèles ne reflètent pas

correctement l'intégralité des phénomènes physiques et le poids respectif des différents paramètres. C'est pourquoi un modèle basé [5.1\_16] sur une approche plus phénoménologique a été proposé en 2005 ; il donne des résultats satisfaisants sur la base de données expérimentales disponibles (parois horizontale et verticale) mais aurait besoin d'une validation complémentaire pour les liquides visqueux.

Il est important de souligner que, plus que la valeur absolue locale du coefficient d'échange thermique du bain avec la croûte, c'est la distribution de la valeur de ce coefficient le long de la surface du bain qui est cruciale pour déterminer la distribution des flux de chaleur et des vitesses d'ablation locales en régime quasi stationnaire qui caractérise la majeure partie de la phase de l'ICB.

Pour ce qui concerne les échanges de chaleur entre deux liquides, on trouve également plusieurs modèles dans la bibliographie [5.1\_5], [5.1\_17] mais la dispersion du peu de résultats expérimentaux disponibles fait qu'il est extrêmement difficile de les évaluer et donc d'en retenir un pour les études réacteur.

#### ***Mélange et démixtion de liquides immiscibles traversés par du gaz***

Les résultats des essais en matériaux simulants sont à la base du développement de corrélations expérimentales [5.1\_10] dont les résultats présentent donc la même dispersion que les mesures. Ces corrélations n'ont pas été validées sur des essais en matériaux réels et leur utilisation dans le cas réacteur peut conduire à des situations très variées : configuration principalement mélangée ou stratifiée pendant l'ICB.

#### **5.1.3.3 Les logiciels de simulation**

Les logiciels développés pour les études ICB [5.1\_18], [5.1\_19], [5.1\_20] reposent sur des hypothèses communes :

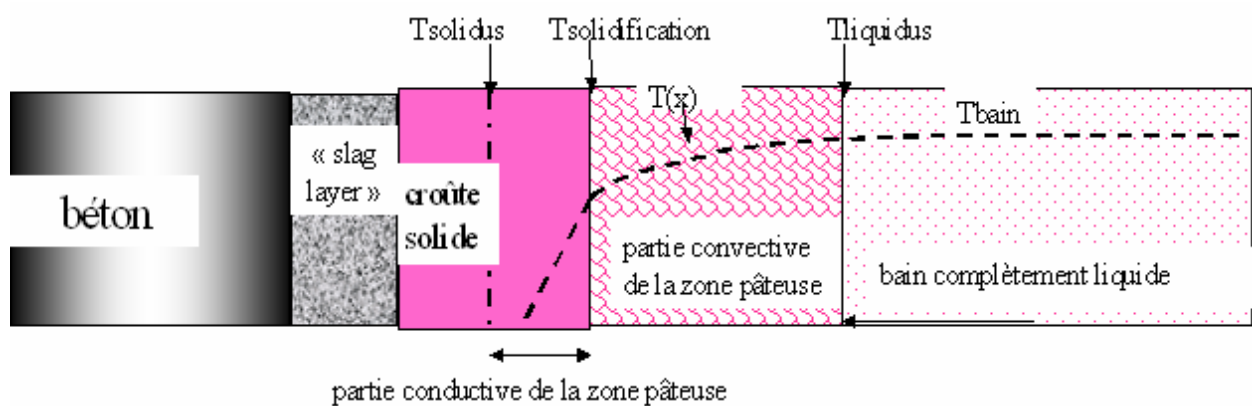
- le bain de corium est constitué de différentes couches (oxydes ou métalliques) homogènes en température et composition ;
- le bain de corium peut se trouver en configuration mélangée ou stratifiée ;
- la structure de l'interface est décrite par un modèle de résistances thermiques prenant en compte la formation éventuelle d'une croûte solide et/ou d'une zone de produits de décomposition du béton (slag layer). La vitesse d'ablation est évaluée à partir de la discontinuité du flux de chaleur au front d'ablation (relation de Stefan) en traitant l'ablation comme une décomposition thermique.

Ils se distinguent principalement par les modèles de comportement du corium qu'ils considèrent et les sous-modèles (ou corrélations) qu'ils utilisent (taux de vide, corrélation d'échange de chaleur, etc.).

Le logiciel TOLBIAC-ICB [5.1\_18], développé par le CEA, repose sur le modèle de ségrégation des phases qui suppose le bain liquide et la formation de croûtes de matériaux réfractaires à l'interface : la température d'interface est la température de liquidus (supérieure à 2200 K sur une grande partie de l'ICB). Elle est calculée à partir de la composition du bain grâce à un couplage avec le logiciel de calculs thermodynamiques GEMINI2.

Le logiciel CORCON [5.1\_20] considère, en revanche, que le bain est un mélange de liquide et de débris solides en suspension et suppose l'existence d'une zone « pâteuse » si la température du bain est comprise entre les températures de liquidus et de solidus. Le modèle de « slag layer » est utilisé pour décrire l'interface. Dans cette approche, la température d'interface est la température de fusion du béton (proche de 1600 K pour un béton siliceux).

Le logiciel MEDICIS [5.1\_19], développé à l'IRSN, utilise une modélisation plus générale pour décrire le comportement des interfaces du bain : on suppose l'existence d'une zone pâteuse à l'interface entre le bain liquide et le béton, comprenant une zone convective et une zone conductive dont les extensions restent à préciser. Dans cette approche, la température d'interface utilisée pour les transferts convectifs du bain vers l'interface est alors la température seuil délimitant la partie convective du bain de la partie conductive dans la zone pâteuse (cf Figure 5.1-3). Aucun modèle ne permettant actuellement de déterminer cette température d'interface, appelée aussi température de solidification, de manière satisfaisante dans tous les cas, celle-ci est évaluée pour le moment par interpolation linéaire, à l'aide d'un paramètre utilisateur  $\gamma$ , entre la température du liquidus ( $\gamma=0$ ) et la température du solidus ( $\gamma=1$ ). Les choix extrêmes  $\gamma=0$  et  $\gamma=1$  correspondent respectivement à la modélisation de l'interface de TOLBIAC et à celle de CORCON. Le meilleur choix du paramètre  $\gamma$  déduit de la validation de MEDICIS en cours sur les expériences d'ICB est dans le domaine (0 ; 0,3). La ségrégation de phases du bain vers les croûtes est ignorée, car la croûte à l'interface corium/béton a une épaisseur faible dans la plupart des cas, mais les températures de liquidus et de solidus ainsi que la relation entre la fraction fondue du corium, sa composition et sa température, sont évaluées, préalablement au calcul d'ICB, à partir de calculs GEMINI2. Entre le béton et le bain (avec ou sans croûte), est également supposée l'existence d'un film de béton fondu (slag layer).



**Figure 5.1-3 : Modélisation de l'interface corium/béton dans MEDICIS**

Les principales étapes d'un calcul d'ICB sont les suivantes :

- calcul des propriétés physiques du bain ;
- calcul (éventuel) de la fraction solide ;
- détermination de la température d'interface ;



- calcul des coefficients d'échange de chaleur ;
- estimation des vitesses d'ablation ;
- bilan de masse prenant en compte les réactions chimiques et bilan d'énergie intégrant le rayonnement en surface permettant d'obtenir la composition et la température de chaque zone du bain ;
- calcul des épaisseurs de croûte et des ablations ;
- mise à jour de la forme de la cavité et des surfaces d'échange.

En raison des incertitudes concernant les modèles de transfert de chaleur et la nature des interfaces, la flexibilité de l'outil de calcul est indispensable pour effectuer des études de sensibilité et des évolutions aisées. Cette exigence est vérifiée en grande partie par TOLBIAC-ICB et MEDICIS, mais non par CORCON.

Les logiciels de simulation sont validés à partir des essais décrits au paragraphe précédent. Cette validation est rendue complexe dans le cas des essais globaux du fait des nombreux phénomènes observés dans ces essais et non systématiquement modélisés dans les logiciels (éjection de corium, dépôt de matière sur les parois des sections d'essais, etc.) et en raison des effets transitoires.

#### **5.1.4 BILAN ET PERSPECTIVES**

##### **5.1.4.1 Besoins de connaissances et incertitudes**

Les résultats des expériences récentes et les calculs réacteur réalisés avec les codes MEDICIS et TOLBIAC-ICB mettent en évidence les principales incertitudes suivantes [5.1\_21] :

- la nature et les propriétés des interfaces du bain de corium : température de solidification et transfert de chaleur et de masse au travers des interfaces corium/béton ;
- la répartition 2D (en axial et en radial) des flux de chaleur en bain homogène ;
- le transfert de chaleur et de masse entre les couches de métal et d'oxydes en configuration stratifiée ;
- l'évolution de la configuration du bain (stratification).

Pour la structure des interfaces, l'analyse des expériences d'ICB 1D disponibles dans le cas d'un bain homogène avec une interface horizontale montre que les résultats sont proches de ceux déduits du modèle de ségrégation de phase : bain liquide, température de solidification voisine de la température de liquidus, formation de croûtes réfractaires à l'interface corium/béton, mais avec une composition moins réfractaire que celle déduite des diagrammes de phase, coefficient d'échange de chaleur diphasique élevé. Des essais de solidification en l'absence de gaz montrent cependant une tendance à la disparition du phénomène d'accumulation de composés réfractaires à l'interface lorsque la concentration en silice devient importante. On attend des essais ARTEMIS 2D (matériaux simulants) une amélioration des connaissances sur la compréhension physiques des phénomènes d'interface avec la

mise en œuvre d'une instrumentation dédiée à la mesure de la température d'interface sur des parois horizontales et verticales.

Des incertitudes majeures demeurent sur les trois derniers points mentionnés ci-dessus, à savoir la distribution des flux de chaleur aux interfaces du bain, le transfert de chaleur entre les couches de métal et d'oxydes en configuration stratifiée, et l'évolution de la configuration du bain. En particulier l'amélioration des connaissances sur le transfert de chaleur entre les couches de métal et d'oxydes et sur le type de configurations du bain et leur évolution permettra de réduire à un niveau acceptable les incertitudes concernant les cinétiques d'ablation axiale et radiale en configuration de bain stratifiée, qui restent considérables à l'heure actuelle [5.1\_19].

#### **5.1.4.2 Travaux futurs**

La poursuite des programmes expérimentaux en cours (ARTEMIS 2D, VULCANO ICB) et les expériences futures prévues (suite de MCCI-OCDE) ainsi que les travaux d'analyse associés (interprétation et exercices de comparaison avec des logiciels) permettront de progresser dans la compréhension des phénomènes physiques régissant la structure des interfaces et de compléter les connaissances sur la répartition 2D des flux de chaleur en configuration de bain homogène. Les essais VULCANO-ICB et ARTEMIS oxyde-métal en configuration de bain stratifiée devraient, en outre, contribuer à réduire les incertitudes restantes en fournissant des résultats sur les transferts de chaleur entre l'oxyde et le métal et l'évolution des configurations de bain.

Si, toutefois, les résultats obtenus après la réalisation de ces divers essais étaient jugés insuffisants, des programmes expérimentaux supplémentaires seraient nécessaires. Deux programmes d'essais analytiques en matériaux simulants ont, à ce jour, été envisagés :

- le programme ABI dédié à l'étude des échanges de chaleur entre deux liquides immiscibles percolés par du gaz. Ce programme permettrait d'obtenir des données plus précises sur le transfert de chaleur oxyde/métal qui a un impact majeur sur les résultats des calculs réacteur en présence d'une configuration stratifiée [5.1\_21] ;
- le programme CLARA qui permettrait une meilleure compréhension de l'ablation 2D en configuration de bain homogène en étudiant plus en détails les transferts de chaleur entre un bain chauffé et une paroi poreuse traversée par un écoulement de gaz en situation 2D avec des conditions aux limites simplifiées (sans ablation).

Une qualification sur un essai à grande échelle serait également nécessaire.

Par ailleurs, la définition d'un programme d'études complémentaires est en cours pour réduire les incertitudes sur les propriétés thermochimiques du corium (détermination de diagrammes de phases de certains mélanges d'oxydes et de métaux de composition choisie dans un domaine où les données thermochimiques sont insuffisantes ou incertaines). L'analyse de ces résultats expérimentaux permettra de compléter les bases de données thermochimiques (NUCLEA) utilisées par les logiciels de calcul thermodynamique (GEMINI2 [5.1\_22] par exemple).

## TABLEAUX DU CHAPITRE 5

Tableau 5.1-1 : Synthèse des essais globaux d'ICB .....	108
---	-----

## FIGURES DU CHAPITRE 5

Figure 5.1-1: Bain de corium en configuration mélangée - Gros plan sur l'interface corium/béton ....	105
Figure 5.1-2 : Bain de corium en configuration stratifiée .....	105
Figure 5.1-3 : Modélisation de l'interface corium/béton dans MEDICIS .....	111

## REFERENCE DU CHAPITRE 5

- [5.1\_1] Kutateladze S.S., "Boiling and bubbling heat transfer under free and forced convection of liquid", *Int. J. Heat and Mass Transfer*, 22, 1979.
- [5.1\_2] Duignan M.R., Greene G.A., Irvine Jr T.F., "Heat transfer from a horizontal bubbling surface to an overlying water pool", *Chem. Eng. Comm.*, 87, 1990.
- [5.1\_3] Bonnet J.M., "Thermalhydraulic phenomena in corium pools for ex-vessel situations: the BALI experiments", 8th Int. Conf. On Nuclear Engineering, 2000.
- [5.1\_4] Felde D.K., Kim H.S., Abdel-Khalik S.I., "Convective heat transfer correlations for molten core debris pools growing in concrete", *Nucl. Eng. Des.*, 58, 1980.
- [5.1\_5] Greene G.A., "Heat, mass and momentum transfer in a multifluid bubbling pool", *Advances in Heat Transfer*, 21, 1991.
- [5.1\_6] Werle H., "Enhancement of heat transfer between two horizontal liquid layers by gas injection at the bottom", *Nucl. Technology*, 59, 1982.
- [5.1\_7] Veteau J.M., "ARTEMIS program: investigations of MCCI by means of simulating materials experiments", ICAPP'06, 2006.
- [5.1\_8] Epstein M., Petrie D.J., Linehan J.H., Lambert G.A., Cho D.H., "Incipient stratification and mixing in aerated liquid-liquid or liquid-solid mixture", *Chem. Eng. Science*, 36, 1981.
- [5.1\_9] Casas J.L., Corradini M.L., "Study of void fractions and mixing of immiscible liquids in a pool configuration by an upward gas flow", *Nucl. Technology*, 99, 1992.
- [5.1\_10] Tourniaire B., Bonnet J.M., "Study of the mixing of immiscible liquids by sparging gas: results of the BALISE experiments", 10th NURETH, 2003.
- [5.1\_11] Farmer M.T., Lomperski S., Basu S., "Results of reactor material experiments investigating 2D core-concrete interaction and debris coolability", ICAPP'04, 2004.
- [5.1\_12] Alsmeyer H., "BETA experiment in verification to the WECHSL code: experimental result on the melt concrete interaction", *Nucl. Eng. Des.*, 103, 1987.
- [5.1\_13] Seiler J.M., Froment K., "Material effects on multiphase phenomena in late phases of severe accidents of nuclear reactor", *Multiphase Science and Technology*, 12, 2000.
- [5.1\_14] Journeau Ch., Jegou C., Moneris J., Piluso P., Frolov K., "Phase macrosegregation during the slow solidification of prototypic corium", 10th NURETH, 2003.
- [5.1\_15] Bradley D.R., "Modelling of heat transfer between core debris and concrete", *ANS Proceedings of the 1988 Nat. Heat Transfer Conf.*, 1988.
- [5.1\_16] Tourniaire B., "A heat transfer correlation based on a surface renewal model for molten core concrete interaction study", *Nucl. Eng. Des.* 236, 2006.
- [5.1\_17] Blottner F.G., "Hydrodynamics and heat transfer characteristics of liquid pools with bubbles agitation", *NUREG Report CR-0944*, 1979.
- [5.1\_18] Spindler B., Tourniaire B., Seiler J.M., Atkhen K., "MCCI analysis and applications with the TOLBIAC-ICB code based on phase segregation model", ICAPP'5, 2005.
- [5.1\_19] Cranga M., Fabianelli R., Jacq F., Barrachin M., Duval F., "The MEDICIS code, a versatile tool for MCCI modelling", ICAPP'5, 2005.
- [5.1\_20] Bradley D.R., Gardner D.R., Brockmann J.E., Griffith R.O., "CORCON-MOD3: an integrated computer model for analysis of molten core concrete interactions", *NUREG Report CR-5843*, 1993.
- [5.1\_21] Tourniaire B., Spindler B., Coulon V., Augé A.C., Cranga M., "Transfert de chaleur entre le bain de corium et le béton en cours d'interaction corium/béton - Analyse du groupe de travail CLARA", *Rapport CEA/DEN/DTN/SE2T/LPTM/05-105 - 2005 - Référence non publique*.
- [5.1\_22] Cheynet B., Chevalier P.Y., Fischer E., "Thermo suite", *Calphad*, 26, n°2, pp. 167-174 - 2002.

# CHAPITRE 6 : RETENTION ET REFROIDISSEMENT DU CORIUM EN CUVE ET HORS CUVE

---

## 6.1 RETENTION EN CUVE

### 6.1.1 DEFINITION, PHENOMENOLOGIE GLOBALE, ENJEUX DE SURETE

La rétention en cuve ou IVR (pour In-Vessel Retention en anglais) repose sur le maintien de l'intégrité de la cuve, seconde barrière de confinement, en cas d'accidents graves pouvant entraîner la fusion du cœur du réacteur et, éventuellement, sa relocalisation en fond de cuve.

La rétention en cuve peut être envisagée soit par renoyage du circuit primaire conduisant à un arrêt de la progression de la fusion du cœur, soit par noyage du puits de cuve destiné à évacuer le flux de chaleur du corium (débris ou bain) une fois relocalisé dans le plénum inférieur et éviter ainsi une rupture de la cuve.

La rétention en cuve est apparue comme possible suite à l'accident du réacteur Three Mile Island 2 (TMI 2) survenu en 1979. On a en effet découvert [6.1\_1] lors des examens post-accidentels de ce réacteur (après 1986) qu'une partie du cœur (environ 20 tonnes de corium) s'était retrouvée dans le fond de cuve et que la cuve n'avait pas cédé. La tenue de la cuve au chargement thermique induit par la puissance résiduelle dégagée par ce corium a été attribuée [6.1\_2] au fait que la relocalisation de cette matière s'est effectuée sous eau (cuve noyée et en pression (-100 bar)) et qu'une circulation d'eau a été possible dans un espace apparu entre le corium et la paroi du fond de cuve (phénomène de « gap cooling »).

Pour ce qui concerne le renoyage du circuit primaire, il faut souligner que la version du GIAG en application préconise, lorsque les débits d'IS sont jugés insuffisants pour évacuer la puissance résiduelle, des restrictions en terme d'injection d'eau (il est recommandé à l'opérateur de ne pas envoyer de l'eau à faible débit pendant un délai de 1h30 après atteinte des critères d'entrée dans le GIAG), ces restrictions étant dues aux différents risques liés à la sûreté pouvant être accrus lors d'un renoyage :

- production massive de vapeur associée à une production d'hydrogène et à une pressurisation ;
- risque d'explosion de vapeur en cas de retour d'eau sur les matériaux fondus ;
- poursuite de la fusion malgré l'injection d'eau ;
- relâchement des produits de fission.

De façon plus concrète, le renoyage peut intervenir dans toutes les configurations possibles de l'état du cœur (crayons intacts, peu dégradés avec ballonnement ou coulées de matériaux fondus, lits de débris, bain de corium...).

Pour ce qui concerne la rétention par un noyage du puits de cuve destiné à refroidir le corium par l'extérieur de la cuve, les études réalisées autour de l'accident de TMI2 ont débouché, 15 ans plus tard, sur des projets de réacteurs utilisant ce concept comme dispositif de sûreté :

- pour l'AP600 et l'AP1000 de Westinghouse [6.1\_3] ;
- pour l'APR1400 de KAERI (Corée du sud) ;
- pour l'ESBWR européen.

## **6.1.2 RETENTION EN CUVE PAR NOYAGE DU CIRCUIT PRIMAIRE**

### **6.1.2.1 Phénomènes physiques mis en jeu et état des connaissances**

#### **6.1.2.1.1 *Situations pour lesquelles les crayons sont intacts ou peu dégradés***

Pour le cas de renoyage sur des crayons intacts ou peu dégradés (températures inférieures à 1800°C environ), une forte production d'hydrogène est très probable comme l'ont montré les résultats d'essais disponibles (QUENCH). La cinétique d'oxydation est contrôlée par le débit de vapeur 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 des géométries intactes, lorsque des premières déformations ou coulées apparaissent. Les principales inconnues sont la géométrie des crayons au moment du renoyage et les lois d'échanges associées. Pour ce type de configuration, et 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, par choc thermique, la destruction mécanique et l'écroulement d'une part importante du combustible. En effet, en fonction des caractéristiques du lit de débris obtenus, celui-ci pourrait ne plus être « refroidissable ». Les critères d'écroulement du combustible ainsi que la taille des débris qui en résulte restent inconnus.

#### **6.1.2.1.2 *Situations de lits de débris***

Dès lors que les crayons se sont effondrés, la configuration du cœur est beaucoup plus tortueuse qu'en géométrie intacte ou faiblement dégradée. En particulier, il se forme un milieu poreux, ce qui augmente sensiblement les pertes de charge et rend beaucoup plus difficile l'accès de l'eau dans ces zones effondrées. Lorsque l'eau ne peut atteindre certaines parties du lit de débris, on suppose en général que ces parties continuent à chauffer jusqu'à leur température de fusion, ce qui donne naissance au bain fondu. On peut noter qu'un lit de débris peut aussi se former en fond de 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). A l'heure actuelle, la phénoménologie du renoyage de lits de débris est comprise de manière satisfaisante mais les modèles élaborés reposent essentiellement sur des études expérimentales 1D (nombreuses expériences et modélisations disponibles depuis les années 1980). Il subsiste par conséquent des incertitudes sur l'extension des résultats à des géométries multi-dimensionnelles (travaux EDF SILFIDE [6.1\_23]). En particulier, des calculs et des observations expérimentales, malheureusement incomplètes, laissent supposer que la puissance qu'on pourrait

extraire d'un lit de débris serait plus élevée en configuration multi-dimensionnelle (jusqu'à un facteur 2) et que, même après assèchement, le débit de vapeur à travers le lit de débris permettrait de maintenir une partie des débris en dessous de la température de fusion. Cependant l'incertitude sur ces phénomènes reste grande puisque, dans le cas de TMI2, on n'est toujours pas capable d'expliquer pourquoi les débris ont fondu dans le cœur de TMI2 malgré un renoyage à pression élevée (le flux critique est proportionnel à la racine carrée de la pression). Le renoyage d'un cœur fortement dégradé ou d'un lit de débris est un des phénomènes les plus mal modélisés dans les logiciels actuels.

On dispose actuellement de modèles multi-dimensionnels permettant de reproduire la phénoménologie en lit de débris. Les principaux modèles existants sont intégrés dans les codes ICARE/CATHARE (IRSN), WABE(IKE/GRS) et MC3D (CEA/IRSN). Les effets multi-dimensionnels restent à confirmer expérimentalement sur des dispositifs de taille suffisante et permettant des mesures fiables des températures locales et de la production de vapeur pendant le renoyage. Un avant-projet est actuellement en cours de préparation à l'IRSN pour étudier la pertinence et la possibilité de réaliser ce genre d'essais.

#### **6.1.2.1.3 Situation avec présence d'un bain de corium liquide**

Que s'est-il passé dans TMI2 ? Au moment de la coulée de corium, la cuve était remplie d'eau. On a observé que quelques 10 tonnes de corium oxyde (~1 m<sup>3</sup>) s'étaient relocalisées sous forme compacte au contact du fond de cuve et quelques 10 autres tonnes sous forme de débris, par dessus le corium compact. L'analyse des échantillons de cuve prélevés a montré que la cuve était montée à environ 1100°C en surface interne (~800°C en surface externe) au contact de la masse compacte. La pression interne était de l'ordre de 100 bar. La cuve s'est ensuite refroidie très lentement. Tous les calculs thermiques ont montré que, si l'on supposait un contact parfait entre le corium compact et la cuve, celle-ci aurait dû continuer à monter en température et rompre. L'explication qui a été avancée est basée sur l'hypothèse qu'un interstice (gap) s'était 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 qui empêcherait un contact entre le corium et l'acier,
- un processus de dilatation différentielle entre le corium qui se solidifie et la cuve qui s'échauffe.

L'intrusion et la recirculation d'eau dans ce gap auraient permis un refroidissement suffisant de la cuve et évité la rupture.

Un certain nombre de travaux expérimentaux a été réalisé afin d'étudier ce phénomène :

- des essais de coulée dans des fonds de cuve (petite échelle) sous eau afin de reproduire expérimentalement le mécanisme et de l'analyser. De tels essais ont été entrepris par Fauske et Ass. (essais FAI) [6.1\_11], par les japonais (JAERI) et les coréens (KAERI) [6.1\_12]. Tous ces essais ont été réalisés en utilisant de la thermitte Alumine comme matériau simulant du corium ;



- des essais d'analyse du maximum de puissance susceptible d'être évacué par l'eau dans un gap (le mécanisme limitant est le flux critique), réalisés par IBRAE (Russie) [6.1\_13], Siemens (Allemagne) [6.1\_14] et KAERI (Corée) [6.1\_15].

Les essais de coulée ne sont, pour l'instant, pas très probants. La conclusion actuelle est que le « gap » ne se formerait pratiquement que par le mécanisme d'ébullition des traces d'eau et que le mécanisme de dilatation différentielle est peu crédible. Par ailleurs, comme le montre une interprétation faite au CEA [6.1\_4], la possibilité d'évacuation de puissance par l'eau dans un gap est également très limitée, en particulier à basse pression (qui est le cas de référence en accident grave pour les REP). Par exemple, pour un gap de 3 mm et une pression de 1 bar, le flux critique est de l'ordre de 0,02 MW/m<sup>2</sup> à comparer aux 0,5 MW/m<sup>2</sup> qu'il serait nécessaire d'évacuer si l'on supposait que la moitié de la masse de corium se trouve sous forme compacte en fond de cuve. La conclusion actuelle est qu'il y a trop de limitations intrinsèques (nécessité de présence permanente d'eau dans le fond de cuve, flux critique faible, fermeture du gap par fusion de la cuve,...) pour que le mécanisme de refroidissement par formation d'interstice (gap) soit crédible dans la grande majorité des cas à basse pression.

Dans l'état actuel des connaissances, si le circuit primaire est dépressurisé et en l'absence de renoyage du puits de cuve, il semble difficile de démontrer que le renoyage du circuit primaire permettra d'éviter la rupture de la cuve à partir du moment où un lit de débris s'est formé dans le cœur.

### 6.1.2.2 Programmes expérimentaux

Une description rapide des principales expériences récentes, en cours et prévues, est présentée, ci-dessous :

- LOFT-FP : Ce projet, terminé en 1985, a été conduit par INEL (USA) sur une grappe de 121 crayons d'UO<sub>2</sub> avec chauffage neutronique (en pile). Il consistait en des essais de dégradation et de relâchement de produits de fission jusqu'à des températures de 2400 K (localement). Le refroidissement était effectué par de la vapeur puis par renoyage avec de l'eau.
- PBF-SFD : Ce projet, terminé en 1985, a été conduit par INEL (USA), sur une grappe de 32 crayons d'UO<sub>2</sub> non irradié avec chauffage neutronique (en pile). Il s'agissait, là encore, d'essais de dégradation et de relâchement de PF, mais jusqu'à des températures de 2600 K à 3100 K (localement). Le refroidissement était effectué par de la vapeur puis par renoyage avec de l'eau (pour certains essais).
- CORA : Ce projet, terminé en 1993, a été conduit par FZK (Allemagne) sur une grappe de 25 crayons d'UO<sub>2</sub> non irradié avec chauffage électrique (hors pile). Il s'agissait d'essais de dégradation jusqu'à des températures de 2200 K (localement). Le refroidissement était réalisé par de la vapeur puis par renoyage avec de l'eau (pour certains essais) ([3.1\_13], [3.1\_14]).
- QUENCH : Ce projet, terminé en 2005 (il reste théoriquement 2 tests à réaliser, mais le financement n'est pas garanti), a été conduit par FZK (Allemagne) sur une grappe de 25 crayons de ZrO<sub>2</sub> avec chauffage électrique (hors pile). Il consistait en des essais de dégradation jusqu'à des températures supérieures à 2000 K (localement). Le refroidissement était réalisé par de la vapeur puis par renoyage avec de l'eau ou de la vapeur.

- ISTC 1648 (QUENCH) : Ce projet ISTC est conduit par NIIAR (Russie). Il a pour objectif l'étude du renoyage en conditions post APRP et comprend 3 tâches : la réalisation d'essais de dégradation et de renoyage d'un tronçon de combustible VVER irradié, d'essais de renoyage d'un assemblage VVER neuf de 31 crayons et le développement du module de renoyage du code SVECHA par IBRAE (Institut de Sécurité Nucléaire de l'académie des sciences de Russie).
- PARAMETER : Ce projet ISTC, lancé par LUCH (Russie), concerne la dégradation d'assemblages VVER de 19 crayons prototypiques non irradiés (similaire à QUENCH, mais avec pastilles UO<sub>2</sub>) et permet d'effectuer un renoyage par le haut et/ou par le bas, jusqu'à 2300K. Deux essais sont prévus : un essai avec dégradation et renoyage par le haut et une cinétique lente et un essai avec renoyage mixte par le bas et par le haut.

### 6.1.2.3 Bilan et besoin de R&D

Trois documents de synthèse ([6.1\_22], [6.1\_24] et [6.1\_25]) font le point sur les connaissances actuelles concernant les différents risques pour la sûreté induits par un renoyage d'un cœur de REP. Les principales incertitudes sont identifiées ainsi que les besoins en termes de R&D.

Au niveau thermohydraulique et combustible, le besoin essentiel concerne une évaluation réaliste des enchaînements de phénomènes et le développement d'un outil de calcul permettant de les reproduire. Cela implique une modélisation plus précise et détaillée des situations transitoires, et en particulier les deux transitions clés : cœur dégradé → bain fondu, puis, bain en cœur → bain en fond de cuve. A ce titre, les modèles récents utilisés dans les logiciels s'appuient sur une description multi-dimensionnelle pour mieux calculer les évolutions transitoires des matériaux dans la cuve mais il manque des résultats expérimentaux permettant de caractériser ces phénomènes (on se heurte de plus en plus à des problèmes de représentativité liés aux effets de taille).

A l'heure actuelle, les trois points prioritaires restant à étudier sont :

1. L'évolution d'un cœur fortement dégradé ou d'un lit de débris en cas de renoyage (peut-on le refroidir ou pas ?) : il y a un besoin d'essais permettant la caractérisation de la progression du front de trempe en fonction des configurations et des paramètres géométriques caractérisant les débris formés à partir de combustible irradié. La distribution de taille des débris serait un résultat important de ces essais et pourrait être obtenue à l'aide d'essais hors pile complémentaires, avec des crayons en matériaux réels (QUENCH projet ISTC).
2. L'évolution d'un lit de débris asséché et sa transition vers le bain fondu (si le refroidissement n'est pas possible) : le besoin porte notamment sur les phénomènes de dissolution et d'oxydation qui ont un impact sur la stratification du bain. Ce thème fait partie des objectifs du projet CORTAN.
3. L'arrivée du corium dans le fond de la cuve, en particulier lorsqu'elle est remplie d'eau : le besoin porte sur la fragmentation, l'oxydation et le refroidissement du corium pendant son arrivée dans l'eau et son étalement sur le fond de cuve. Ce point est, actuellement, partiellement traité par les programmes portant sur l'explosion vapeur.

L'apport des essais en pile, réalisés forcément à petite ou moyenne échelle, serait la représentativité de la puissance volumique et l'utilisation d'un vrai combustible, notamment à taux de combustion significatif, avec la présence des PF dans leur état physico-chimique juste avant l'accident. Précisons ici que le relâchement des produits de fission lors d'un renoyage est discuté au chapitre 7.

### **6.1.3 RETENTION EN CUVE PAR NOYAGE DU Puits DE CUVE**

#### **6.1.3.1 Approche générale : quelques ordres de grandeur**

La rétention en cuve a été conçue, à ce jour, comme la possibilité de retenir le corium dans la cuve en maintenant l'intégrité de cette dernière (maintien de la deuxième barrière de confinement). On peut éventuellement étendre la notion de rétention en cuve à la notion de maintien en cuve de l'essentiel de la masse de corium, en tolérant une décharge partielle du corium dans le puits de cuve et en montrant que celle-ci sera maîtrisable. Dans ce document on se limitera à la notion de maintien de l'intégrité de la cuve.

La démonstration du maintien de l'intégrité de la cuve en cas de fusion du cœur et de son transfert (éventuellement partiel) en fond de cuve recouvre plusieurs aspects :

- la démonstration de non fusion et de tenue mécanique de la cuve en tous points, en particulier dans les zones thermiquement chargées,
- la démonstration de la tenue mécanique de la cuve en cas d'explosion de vapeur à l'intérieur de la cuve.

Un calcul d'ordre de grandeur indique que le volume d'un cœur de REP 900 compacté occupe à peu près la demi-sphère de ce fond de cuve. Si l'on suppose une puissance résiduelle de 20 MW uniformément répartie sur cette surface, on obtient un flux de chaleur de l'ordre de 0,8 MW/m<sup>2</sup>. Ce flux de chaleur est extrêmement important et ne peut être évacué que si l'on assure une convection efficace en surface externe du bain de corium ou de la cuve. Même dans ce cas, une partie de la paroi de la cuve serait fondue et son épaisseur résiduelle ne serait plus que de quelques centimètres. Un calcul simple montre également que si l'on n'arrivait pas à extraire ce flux efficacement (assèchement), la cuve serait percée en l'espace de quelques minutes. Il faut donc s'assurer qu'en tous points de la cuve, il est possible d'extraire le flux de chaleur en provenance du bain de corium. Cette condition étant satisfaite, elle n'est pas suffisante : il faut également s'assurer que l'épaisseur résiduelle des parois de la cuve permette sa tenue mécanique. Compte tenu des faibles épaisseurs résiduelles d'acier de cuve, celle-ci ne peut, en effet, pas survivre à une pression élevée dans le circuit primaire : il faut donc que la cuve soit dépressurisée. La démonstration de tenue mécanique doit donc être réalisée pour la pression finale, après dépressurisation, et compte tenu des chargements thermomécaniques induits par la puissance transmise par le corium. Cette dernière problématique se pose également en cas d'un pic de pression qui pourrait, par exemple, être induit par une explosion de vapeur consécutive à un retour d'eau dans le circuit primaire sur un bain de corium relocalisé dans le fond de cuve [6.1\_10].

### 6.1.3.2 Démarche d'analyse et configurations du corium

La démarche initialement retenue a consisté à vouloir démontrer le maintien de l'intégrité de la cuve dans les conditions les plus contraignantes : absence de renoyage interne et transfert de toute la masse de corium dans le fond de cuve. Ces conditions se voulaient, du point de vue des flux de chaleur transmis à la cuve, enveloppes de l'ensemble des conditions envisageables. L'idée était de démontrer que, malgré l'ensemble d'hypothèses pessimistes retenues, il était possible de démontrer la tenue de cuve.

La configuration du corium en fond de cuve contrôle la distribution du flux de chaleur sur la paroi de la cuve. Pour définir ces configurations, la méthode a consisté, à partir de l'inventaire cœur (oxydes, zirconium et acier), d'essayer de répartir ces matériaux en couches fondues selon leurs densités respectives. Cependant, plusieurs configurations sont là encore possibles selon les hypothèses relatives (pour l'essentiel) :

- au degré d'oxydation du zirconium (entre ~25% et 80% suivant les scénarios),
- à la masse d'acier fondue (entre quelques tonnes et quelques dizaines de tonnes),
- à la répartition des couches solides (débris et croûtes solides) au cours de la refusion du corium dans le fond de cuve.

L'une des configurations les plus critiques, pour la cuve, est la configuration (voir Figure 6.1-1) où les métaux fondus (densité ~6500 kg/m<sup>3</sup>) surnagent sur un bain de corium oxyde (densité ~ 8000 kg/m<sup>3</sup>). C'est la situation enveloppe qui a été la plus étudiée et pour laquelle les problèmes de conditions aux limites, de transferts de chaleur dans le bain ont été pratiquement résolus. C'est aussi cette configuration qui a servi de support aux études de refroidissement externe de la cuve (CHF). On décrira, dans la suite, cette configuration comme la configuration de « référence ».

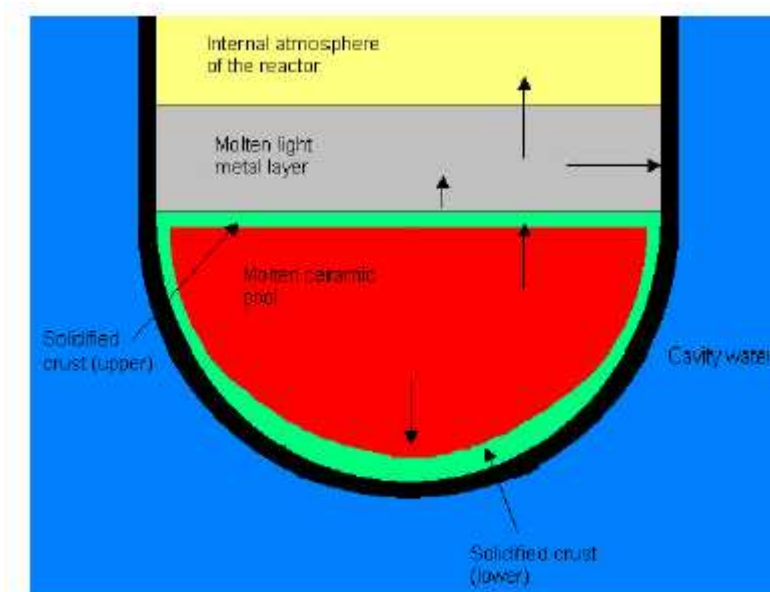


Figure 6.1-1 : Configuration de bain de corium en fond de cuve avec refroidissement externe

### 6.1.3.3 Analyse des configurations enveloppes

#### 6.1.3.3.1 *Distribution de flux de chaleur et refroidissement pour les configurations enveloppes*

Pour une configuration donnée du corium, la distribution du 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 transferts par convection naturelle interne à la masse liquide. La définition de la condition aux limites en température à la frontière d'un bain de corium a fait l'objet de plusieurs études ces dernières années. Une synthèse de ces études est reportée dans [6.1\_5]. La principale difficulté est liée au fait que les matériaux en fusion sont formés de mélanges oxydes et/ou métalliques. Ces mélanges ne sont pas eutectiques, c'est-à-dire qu'ils n'ont pas une température de fusion unique mais leur fusion s'étale sur un intervalle de température qui peut être important et qui dépend de la composition. Pour un tel mélange, on pensait, à l'origine, que l'existence d'un intervalle de fusion entraînait la présence d'une zone pâteuse entre le bain liquide et la croûte solide en paroi. Cette couche pâteuse pouvait affecter les transferts de chaleur dans un sens qui n'était pas connu et qui, surtout, ne pouvait pas être étudié à l'aide d'essais thermohydrauliques (réalisés en corps purs (par exemple avec de l'eau)) utilisés pour analyser les transferts de chaleur dans un bain. C'est pour résoudre ce problème qu'avait été lancé le programme OCDE RASPLAV. Le CEA a montré [6.1\_5], qu'en régime permanent thermohydraulique (c'est-à-dire lorsque le flux de chaleur est établi), une telle zone pâteuse ne pouvait pas exister. Lorsque le flux de chaleur est établi, et lorsque les conditions extérieures le permettent, l'épaisseur de la croûte solide est constante (la vitesse d'avancée du front de solidification est nulle). Dans ce cas, la température d'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 [6.1\_5]), puis RASPLAV [6.1\_16], et SIMECO (RIT Suède). Le transitoire de solidification a été étudié à l'IRSN [6.1\_17]. Cette condition d'interface s'applique également à une couche métallique : 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 dissout par le métal fondu. La température d'interface avec l'acier solide de la cuve s'établit alors à cette température liquidus correspondant à la composition de la couche métallique liquide. En clair, selon la composition de la couche métallique liquide, la température en paroi interne de la cuve pourra être sensiblement inférieure à la température de fusion de l'acier. Les températures d'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 comportement à l'interface est que le bain est complètement liquide et que les lois de transferts de chaleur tirées d'essais en matériaux simulants (corps purs comme l'eau) sont transposables aux matériaux réels.

Des corrélations de transferts de chaleur ont été tirées d'essais en matériaux simulants (BALI, COPO, ACOPO, RASPLAV Sel, ...) pour différentes configurations géométriques [6.1\_9]. Des efforts ont également été faits pour valider des logiciels de calculs CFD en convection naturelle.

### **6.1.3.3.2 Ordres de grandeur des flux de chaleur et concentration du flux (ou focusing effect)**

En ordre de grandeur, en considérant la configuration enveloppe représentée sur la Figure 6.1-1 et en supposant que l'ensemble de la masse oxyde du cœur se retrouve en fond de cuve, la puissance résiduelle se répartit de la manière suivante :

- environ 50% de la puissance résiduelle dissipée dans le bain oxyde est transmise vers le fond de cuve,
- les autres 50% sont transmis du bain oxyde vers la couche de métal liquide.

En l'absence d'eau à l'intérieur de la cuve, la couche métallique transmet l'essentiel de la puissance (reçue du bain oxyde et par dissipation interne propre, soit environ 60% de la puissance résiduelle) vers la paroi en acier de la cuve mouillée par la couche de métal liquide. On se rend alors compte que la couche de métal joue un rôle de concentration du flux de chaleur (d'où le terme de « focusing effect ») vers la surface de paroi de cuve mouillée par la couche de métal. Le flux de chaleur est, à ce niveau, en première approximation inversement proportionnel à l'épaisseur de la couche de métal ; il faut par exemple des épaisseurs supérieures à environ 50 cm (soit environ 50 tonnes d'acier) pour que le flux de chaleur soit inférieur à environ  $1,5 \text{ MW/m}^2$ . L'intégrité de la cuve n'est alors assurée que si le flux transmis à la cuve peut être extrait en convection naturelle diphasique par l'eau de refroidissement à l'extérieur de la cuve ; ceci pose naturellement la question du flux critique sur la paroi externe de la cuve.

### **6.1.3.3.3 Flux critique en 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. C'est pourquoi beaucoup d'efforts ont été faits pour déterminer, puis essayer d'augmenter ce flux critique. Plusieurs essais ont été réalisés (avec des approches différentes) parmi lesquels les plus intéressants sont : ULPU (UCSB) [6.1\_19], SULTAN (CEA) [6.1\_18] et KAIST (Corée).

Le premier facteur qui contrôle le flux critique est le circuit de recirculation de l'eau dans le puits de cuve en convection naturelle. Un simple renoyage dans un puits de cuve ne suffit pas : il faut organiser la recirculation de l'eau de manière à « maximiser » le débit de liquide le long de la cuve. Ceci implique l'existence et l'optimisation géométrique d'une branche chaude (la cuve) ascendante et d'une branche froide « maximisant » l'écart sur les poids de colonne (terme moteur de la recirculation) et minimisant les pertes de charges. Le maximum de flux critique est obtenu lorsque le titre thermodynamique reste négatif dans la zone chauffante, c'est-à-dire lorsque le débit est suffisant pour confiner l'ébullition à la paroi dans la zone chauffante. Mais il faut aussi que l'ébullition passe en saturé (titre positif) au-dessus de cette zone chauffante afin que l'effet de vide crée un effet « cheminée » suffisant pour assurer le débit liquide. Il existe un optimum puisqu'au-dessus de ce débit l'effet de vide (aspirant) sera insuffisant et, au-dessous, on passe en ébullition saturée au niveau de la zone chauffante et le flux critique diminue. L'existence de cet optimum limite, de fait, le maximum du flux critique autour d'une valeur de l'ordre de  $1,5 \text{ MW/m}^2$ .

L'analyse des résultats des essais mentionnés plus haut montre une dispersion parfois importante des flux critiques. ULPU montre des valeurs voisines de  $2 \text{ MW/m}^2$  (mais présente une grande dispersion des résultats expérimentaux) alors que les essais SULTAN et KAIST indiquent des flux critiques sur une paroi verticale proches de  $1,2$  à  $1,5 \text{ MW/m}^2$ .

Différentes propositions ont été formulées pour augmenter ce flux critique. En particulier il est fait mention d'effets liés à l'état de surface externe de la cuve. D'après certains auteurs [6.1\_6] un dépôt de métal poreux (shoopage) en surface externe de la cuve permettrait d'augmenter significativement ce flux critique (jusqu'à un facteur multiplicatif de l'ordre de 2). Cette approche n'est cependant pas partagée et une vérification expérimentale serait nécessaire.

#### **6.1.3.3.4 Limitation liée à la tenue mécanique de l'épaisseur résiduelle de cuve**

Pour un flux de chaleur de  $1,5 \text{ MW/m}^2$ , l'épaisseur résiduelle de la cuve qui supporte la charge mécanique (c'est-à-dire l'épaisseur dans laquelle la température est inférieure à  $600^\circ\text{C}$ ) n'est plus que de  $1 \text{ cm}$ . Cette épaisseur permet une tenue mécanique jusqu'à quelques dizaines de bar. Une augmentation du flux critique entraînerait une diminution (inversement proportionnelle) de cette épaisseur et, en conséquence, de la pression limite de tenue de la cuve. Ces considérations restreignent fortement l'intérêt des travaux visant à démontrer des valeurs de flux critiques supérieures à  $2$  voire  $3 \text{ MW/m}^2$ .

#### **6.1.3.3.5 Limitation liée à la masse minimum d'acier fondu**

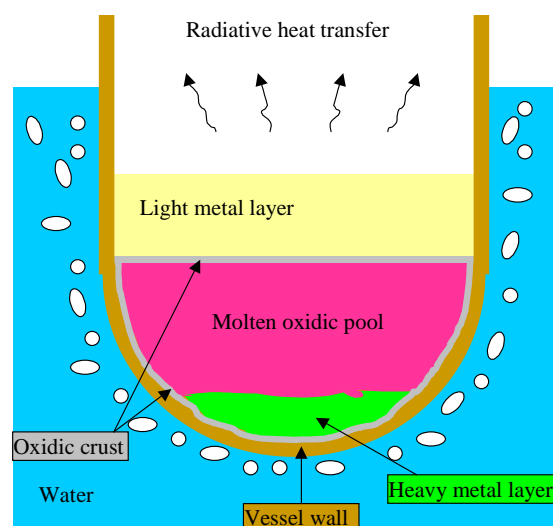
Compte tenu de ce qui précède, un des points clés de l'approche est la masse d'acier fondu disponible pour constituer le bain métallique en surface du corium. Pour un flux critique de  $1,3$  à  $1,5 \text{ MW/m}^2$  l'épaisseur minimale d'acier fondu nécessaire pour éviter le « focusing effect » serait de l'ordre de  $50$  à  $60 \text{ cm}$  pour un REP de  $1000 \text{ MWe}$ . Cette épaisseur correspond, pour la géométrie de ces réacteurs, à une masse d'acier fondu de l'ordre de  $50$  à  $60 \text{ tonnes}$ . D'après les études menées pour l'AP600 et l'AP1000, une telle quantité d'acier devrait être disponible dans le fond de cuve suite à la fusion :

- des internes inférieurs du fond de cuve,
- des parois de la cuve,
- des structures inférieures du cœur.

Il apparaît en fait, à la lumière des enseignements du programme OCDE MASCA [6.1\_20], que des phénomènes physiques complexes pourraient réduire la masse de métal disponible et remettre en cause les évaluations faites pour AP600 et AP1000. Il s'agirait :

- du piégeage d'une partie du métal liquide (celui des internes inférieurs par exemple) dans des débris solides d'oxydes,
- d'une relocalisation d'une partie du métal en fond de cuve suite à des effets physico-chimiques. Pour un inventaire de métal fixé, ceci conduirait naturellement à une réduction de l'épaisseur de la couche métallique se trouvant en partie supérieure (cf. Figure 6.1-2).

Les effets physico-chimiques sont liés à la présence de zirconium non oxydé dans la phase métallique. Ce zirconium est susceptible de réagir avec le dioxyde d'uranium présent dans la phase oxyde et former une phase métallique d'uranium. Cette dernière, en se mélangeant avec l'acier liquide peut conduire à la formation d'une couche métallique liquide plus dense que le bain oxyde et qui se stratifie donc au fond de la cuve. Il est possible aujourd'hui de prendre en compte ce dernier type de phénomène dans les études sur la rétention en cuve. L'utilisation de logiciels de thermodynamique (GEMINI2-Thermodata) permet de calculer les compositions de mélanges complexes d'oxydes et de métaux à l'équilibre à différentes températures. L'estimation des densités des phases résultant de ces calculs permet d'estimer la masse de métal maximale pouvant se stratifier sous un bain oxyde et par différence, pour un inventaire d'acier donné, la masse de métal présent dans la couche supérieure. Ce modèle a été développé par le CEA et l'IRSN pour quantifier les masses de métal nécessaires pour éviter que le flux transmis par la couche de métal vers la cuve n'excède le flux critique [6.1\_7]. La méthode a été appliquée sur différents types de réacteur : les REP français actuels, les réacteurs AP600 et AP1000, et le réacteur APR1400 proposé par la Corée. Les résultats de ces études montrent qu'un paramètre essentiel est la fraction de zirconium non oxydé présent dans le bain : plus celle-ci est importante, plus la masse d'uranium métallique produite est grande et plus la masse de métal relocalisée en fond de cuve est importante. La démonstration du maintien du corium dans la cuve est donc d'autant plus complexe que la masse de zirconium métallique disponible est grande. Ces études montrent également que les résultats des calculs sont sensibles aux bases de données utilisées pour les calculs thermodynamiques ainsi qu'aux valeurs de flux critiques à l'extérieur de la cuve. Concernant l'AP1000 plus précisément, les calculs montrent que les masses de métal nécessaires à la rétention en cuve sont, dans certaines configurations, supérieures aux masses d'acier disponibles considérées dans les études américaines réalisées en support au concept.



**Figure 6.1-2 : Configuration de récupération en cuve avec inversion de stratification du métal.**

Ces études de situations enveloppes sont réalisées en régime permanent pour une configuration de bain figée. La formation des couches métalliques et du bain oxyde implique des transitoires de croissance



de l'épaisseur de la couche de métal et d'augmentation de la puissance du bain oxyde qui font que le flux critique pourrait être atteint au cours de ces transitoires.

#### **6.1.3.4 Evolution de l'approche de rétention en cuve en cas de noyage du puits de cuve**

L'utilisation de situations enveloppes ne permet pas de démontrer le maintien de l'intégrité de la cuve dans l'ensemble des cas. Cette approche doit être élargie et complétée par la prise en compte :

- de configurations plus réalistes du corium,
- de la possibilité de noyage externe (puits de cuve) et de renoyage interne de la cuve,
- de situations pouvant éventuellement mener à une décharge partielle du corium dans le puits de cuve, à condition de démontrer que ces situations sont maîtrisables,
- des différentes situations réacteur (par exemple : réacteur à l'arrêt, situation pour laquelle la puissance résiduelle sera plus faible).

Il est alors nécessaire de coupler une telle approche à des considérations probabilistes dans le cadre d'une évaluation probabiliste de sûreté.

Une injection d'eau sur une configuration de bain de corium éliminerait l'effet de concentration de flux. Il a en effet été montré (essais ANAIS menés au CEA [6.1\_8]) que l'on avait dans ce cas une solidification de la couche métallique en surface et qu'une part importante de la puissance résiduelle était transmise à l'eau de renoyage. Les essais ANAIS ont également montré que le risque lié à une explosion de vapeur était, 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 serait à exclure dans la mesure où la surface du bain de corium serait solidifiée très rapidement avant une accumulation importante d'eau dans le fond de cuve.

Il est nécessaire d'améliorer la description de la phase de transfert du corium vers le fond de cuve et de sa refusion (développements ASTEC, DIVA en cours). Ces études doivent essentiellement faire appel à des efforts de modélisation, la portée des actions expérimentales étant relativement limitée aux effets matériaux et à la phénoménologie (MASCA, CORTRAN) ; il y a en effet de nombreux problèmes de représentativité liés aux effets de taille, de distribution de la puissance, de conditions aux limites.

#### **6.1.3.5 Pistes d'améliorations technologiques liées à la rétention en cuve**

##### ***6.1.3.5.1 Dépôt d'une céramique sur la surface interne de la paroi de cuve***

La mise en place d'un revêtement interne (quelques millimètres d'épaisseur) en céramique ( $ZrO_2$ ) est envisagée dans certains projets (APR 1400) [6.1\_21]. Cette épaisseur de céramique est censée :

- éviter le percement de la cuve par impact d'un jet de corium surchauffé sur la cuve (effet « chalumeau ») ;
- former une barrière réfractaire pour le corium.

La protection contre l'effet « chalumeau » peut effectivement être efficace bien qu'il ait été montré qu'elle n'était pas forcément utile dans la mesure où d'une part une croûte de corium solide se forme

à l'impact d'un jet de corium oxyde et d'autre part les jets de métal fondu n'ont, en principe, pas une durée suffisante pour percer la cuve.

Par contre, l'effet de barrière réfractaire est inexistant. En effet :

- une croûte d'oxyde solide se forme de toute façon entre le bain de corium oxyde et la cuve lorsque le régime permanent thermique est atteint,
- l'épaisseur de céramique n'est pas stable lorsqu'il y a fusion de la paroi en acier sous jacente (en régime permanent, l'épaisseur résiduelle de la cuve s'adapte au flux de chaleur en provenance du bain de corium).

#### 6.1.3.5.2 Mise en place d'un récupérateur sous la cuve (ou d'une double cuve)

Le concept de double cuve ou de récupérateur mis en œuvre sous le réacteur VVER-1000 en cours de construction par les russes à Tian Wan en Chine, (cf. Figure 6.1-3) utilise des matériaux sacrificiels composés essentiellement d'acier, de céramique formée d'oxyde de fer ( $\text{Fe}_2\text{O}_3$ ) et d'alumine ( $\text{Al}_2\text{O}_3$ ). Ce matériau, mis en place dans le récupérateur en quantité suffisante, doit permettre :

- l'oxydation du zirconium restant, sans formation d'hydrogène (par transformation de  $\text{Fe}_2\text{O}_3$  et Zr en  $\text{ZrO}_2$  et Fe),
- de diminuer suffisamment la densité de la phase oxyde (formée d'un mélange de  $\text{UO}_2$ ,  $\text{ZrO}_2$ , FeO et  $\text{Al}_2\text{O}_3$ ) pour qu'elle devienne inférieure à la densité de l'acier. Dans ces conditions, l'acier passe entièrement sous le bain oxyde et l'effet de concentration de flux (focusing effect) est supprimé,
- d'augmenter le volume de matériaux et de diminuer ainsi le flux de chaleur moyen transmis à la cuve.

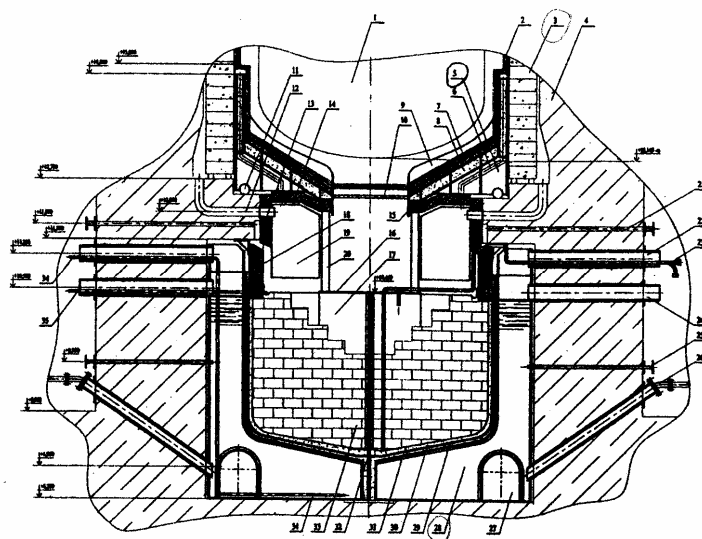


Figure 6.1-3 : Récupérateur Tian Wan

#### **6.1.3.5.3     *Dispositifs particuliers d'augmentation du flux critique***

Le CEA a développé des idées de technologies permettant d'augmenter de manière significative (facteur d'amélioration potentielle de 2 à 5) les flux critiques sur la surface externe de la cuve tout en autorisant une tenue mécanique de la cuve. Pour des réacteurs futurs à forte puissance, de tels dispositifs seraient envisageables (mais cela implique une modification des structures dans le puits de cuve).

## **6.2 REFROIDISSEMENT DU CORIUM SOUS EAU EN COURS D'INTERACTION CORIUM-BETON**

### **6.2.1 DEFINITION, PHENOMENOLOGIE GLOBALE**

Une stratégie envisagée pour accélérer le refroidissement d'un bain de corium en cours d'Interaction Corium Béton (ICB) et le stabiliser consiste à injecter 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 2400 K pour un corium contenant peu de béton), les échanges de chaleur par rayonnement entre le bain de corium et le puits de cuve conduisent à la formation d'une croûte à la surface du corium. Cette croûte serait naturellement plus épaisse si le corium était recouvert par de l'eau mais aurait aussi pour effet d'isoler le bain de corium de l'eau et limiterait 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 du fait de l'injection d'eau serait minime. Pour que le refroidissement du corium sous eau soit plus efficace il est donc nécessaire que d'autres modes de transferts de chaleur que la conduction interviennent. Les travaux de R&D menés sur le sujet (expérimentation, modélisation) ont pour objectif d'identifier et de quantifier l'efficacité de tels mécanismes.

### **6.2.2 PROGRAMMES EXPERIMENTAUX, MODELISATION ET CODES DE CALCULS**

#### **6.2.2.1 Programmes expérimentaux**

Les principaux programmes expérimentaux réalisés sur ce sujet sont les programmes effectués à l'Argonne National Laboratory (ANL) depuis 1989 en matériaux réels (MACE [6.2\_1], MSET [6.2\_2], MCCI-OCDE [6.2\_3], ce dernier, lui-même divisé en trois sous programmes : SSWICS, MET et CCI) et le programme PERCOLA [6.2\_4] du CEA en matériaux simulants. On trouve, dans les programmes ANL, des expériences globales et des essais à caractère plus analytique.

##### **6.2.2.1.1 Essais MACE et CCI**

Ces essais globaux visaient à étudier la « refroidissabilité » du corium lors d'une ICB en matériaux prototypiques avec injection d'eau à la surface du bain. On dénombre trois essais sur des dispositifs 1D (ablation uniquement vers le bas : M1b, M3b, M4) et quatre essais sur des dispositifs 2D (ablation vers le bas et sur les côtés : M0, CCI-1, CCI-2, CCI-3). La procédure est généralement identique d'un essai à l'autre : formation d'un bain de corium par chauffage direct ou réaction thermitique (fusion d'une charge de corium suite à une réaction chimique exothermique), ablation du béton par ICB à sec, injection d'eau sur atteinte d'un critère prédéfini, poursuite de l'ICB sous eau. On peut juger de l'efficacité de l'injection d'eau en comparant les vitesses d'ablation du béton en l'absence et en présence d'eau et en mesurant le flux de chaleur extrait 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'injection d'eau. Il faut toutefois se garder d'une application directe au cas réacteur dans la mesure où ces essais présentent quelques aspects non représentatifs : en particulier, le chauffage du corium est assuré par une dissipation de puissance par effet Joule dans le corium liquide (puissance imposée dans le liquide) alors que la puissance résiduelle est répartie, dans le cas réacteur, entre le liquide et le solide.

Ces essais ont permis de mettre en évidence plusieurs modes de refroidissement du corium par l'eau :

- de nombreux essais (M0, M3B, CCI2) ont montré qu'une partie du bain de corium avait été éjectée au-dessus de la croûte, entraînée par les gaz produits par la décomposition du béton, pour former un lit de débris (débris de taille centimétrique). Des essais analytiques ont montré par ailleurs qu'il est possible de refroidir des débris centimétriques dispersés dans de l'eau ;
- sous l'effet du gradient de température et des contraintes thermo-mécaniques, la croûte se fissure et l'eau peut donc y pénétrer. Ce phénomène, dit de « water ingression », est susceptible de se propager et de refroidir en bloc le bain de corium. Cependant, les modèles développés récemment [6.2\_5], [6.2\_6] montrent que les fissures créées par le gradient de température sont trop petites pour que ce phénomène puisse refroidir efficacement à lui seul un bain de corium. Néanmoins, il joue un rôle important vis-à-vis du comportement thermo-mécanique de la croûte (les fissures diminuent la résistance mécanique des croûtes) ;
- enfin, un refroidissement en surface du corium est provoqué par la mise en contact directe entre de l'eau et du corium liquide. Ce phénomène, très transitoire, pourrait intervenir dans des phases de rupture mécanique brutale de la croûte ou au moment de l'arrivée de l'eau sur le bain de corium. Il serait susceptible d'être favorisé par la taille du dispositif expérimental.

Néanmoins, il n'est actuellement pas possible de conclure quant à l'efficacité du refroidissement d'un bain de corium en cours d'ICB par injection d'eau en partie supérieure du bain pour les situations réacteur, même s'il semble que les différents phénomènes évoqués ci-dessus peuvent ralentir l'ablation du béton. La réalisation de ces essais se heurte, en effet, à des difficultés technologiques qui limitent la portée des expériences et l'étude des phénomènes :

- compte tenu de la taille réduite des essais, on observe, dans la plupart des cas, la formation d'une croûte en partie supérieure du bain qui s'ancre sur les parois de la section d'essai. Du fait de la progression du front d'ablation du béton, il s'ensuit une séparation entre le corium liquide et la croûte, cette séparation limitant l'efficacité du phénomène d'éjection. Dans le cas réacteur, de par la largeur du puits de cuve, il est plus probable que la croûte reste au contact du corium liquide ;
- le chauffage du corium par courant direct fait qu'il n'est pas possible de chauffer les croûtes solides. La solidification observée dans les essais n'est donc pas représentative de celle que l'on aurait dans le cas réacteur.

#### **6.2.2.1.2 Essai MSET**

L'essai MSET, réalisé en 2001, visait à étudier le phénomène d'éjection de corium à travers la croûte mis en évidence dans les essais MACE. Cet essai a été réalisé en matériaux prototypes, sans ablation

de béton et avec injection d'eau en 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 était injecté du gaz avec un débit contrôlable.

L'essai MSET a conduit à la formation d'un lit de débris mais montre qu'aucune éjection n'est observée pour des vitesses superficielles de gaz inférieures à 10 cm/s ce qui pose naturellement la question de l'efficacité du mécanisme dans le cas réacteur (vitesse superficielle inférieure à 5 cm/s sur le long terme). L'analyse des résultats a mis en évidence les causes probables de ce comportement :

- ancrage de la croûte, avec séparation bain/croûte ;
- fraction solide probablement importante du fait de la température du bain (bien en dessous de la température liquidus).

### **6.2.2.1.3 Essais SSWICS**

Les essais SSWICS [6.2\_7], réalisés en matériaux prototypes, visaient à étudier le mécanisme de pénétration d'eau par fissuration thermo-mécanique en cas d'interaction sous eau. On considère, dans ce mécanisme, que l'eau pénètre dans les fissures qui se forment dans la croûte supérieure et augmente son épaisseur (augmentation de la masse solidifiée).

Ces essais à effets séparés ont été effectués en régime transitoire sans chauffage du bain de corium. Le bain est produit par réaction thermitique dans une section d'essai et repose sur un support inerte. L'eau est injectée progressivement sur le bain de corium et l'on étudie la cinétique de refroidissement par mesure de la cinétique de vaporisation. L'efficacité du phénomène de pénétration d'eau est évaluée en comparant le flux extrait dans les essais à celui que l'on obtiendrait en conduction transitoire pure. La perméabilité de la croûte est mesurée en post-mortem : elle permet d'évaluer des flux critiques à partir de modèles dédiés.

Les sept essais réalisés ont permis de quantifier l'influence de la nature du béton (siliceux ou silico-calcaire), de la composition du bain de corium (entre 4 et 25% de béton en masse) et de la pression (de 1 à 4 bar). Les galettes de corium obtenues en fin d'essais ont été tronçonnées et soumises à des tests de résistance mécanique.

Les principaux enseignements tirés des essais SSWICS sont les suivants :

- on confirme par ces essais un effet dû à la fissuration de la croûte et à la pénétration de l'eau dans ces fissures. Cet effet ne semble être efficace que pour les faibles teneurs en béton (inférieures à 15% en masse) ce qui nécessiterait une injection d'eau rapide après transfert du corium dans le puits de cuve au cours de l'accident. Cette conclusion doit également être modulée par le fait que ces essais sont réalisés sans injection de gaz : l'écoulement de gaz à contre-courant limiterait la pénétration d'eau dans les fissures et donc l'efficacité du mécanisme (la vitesse superficielle de gaz est par ailleurs maximale au début de l'interaction quand le phénomène serait apparemment le plus efficace). On notera également l'absence de prise en compte dans les essais de la dissipation de puissance dans le bain ;

- les mesures de contrainte à la rupture de la croûte semblent indiquer que, dans le cas réacteur, il est très peu probable que la croûte soit mono-bloc et qu'elle s'ancre sur les parois du puits de cuve.

#### **6.2.2.1.4 Programme PERCOLA**

Ce programme expérimental a été réalisé au CEA entre les années 1999 et 2002. Suite aux enseignements des essais MACE et à des calculs menés au CEA [6.2\_9] montrant qu'il était possible de refroidir le bain de corium s'il se transformait en lit de débris, ce programme visait à étudier le phénomène d'éjection du corium au-dessus d'une croûte par les gaz issus de l'ablation du béton. Ce programme analytique en matériaux simulants (eau, huile) a mis en évidence plusieurs régimes d'éjection et a permis de quantifier l'influence de nombreux paramètres sur le phénomène [6.2\_4] tels que :

- la viscosité du fluide (paramètre représentatif de l'enrichissement du corium en béton pendant l'ICB) ;
- la vitesse superficielle des gaz (paramètre représentatif de la nature du béton et de la décroissance du débit de gaz au cours de l'ICB) ;
- la densité de trous sur la croûte (inconnue actuelle du problème) ;
- le diamètre des trous (inconnue actuelle du problème) ;
- l'épaisseur de la croûte et du lit de débris (paramètre représentatif de l'épaississement de la croûte et du lit de débris au cours de l'ICB, suite à l'éjection).

#### **6.2.2.2 Modélisation**

Les principaux travaux de modélisation ont porté sur le phénomène d'éjection du corium et celui de pénétration d'eau.

Un modèle analytique d'éjection du corium<sup>2</sup> a été développé dans le cadre du programme PERCOLA [6.2\_10]. Il intègre les paramètres physiques spécifiques à l'ICB (vitesse superficielle des gaz, viscosité du bain, etc.) qui n'étaient pas pris en compte dans le modèle de Ricou et Spalding [6.2\_11] utilisé jusqu'alors. L'application du modèle PERCOLA sur des scénarios réacteur tendrait à montrer que l'on pourrait former rapidement un lit de débris « refroidissable » si le phénomène d'éjection était efficace [6.2\_12]. Ce modèle a été validé à partir des résultats des essais PERCOLA mais nécessiterait une validation sur des essais plus représentatifs (avec ablation de béton, en matériaux prototypes). Certains paramètres d'entrée du modèle sont par ailleurs des inconnues (densité et taille des trous pour le passage du corium) et demanderaient donc une modélisation spécifique ou, à défaut, de disposer de données expérimentales fiables. On notera, dans cette optique, les modèles proposés par Farmer afin d'estimer ces paramètres [6.2\_13].

---

<sup>2</sup> On estime dans ce modèle le taux d'entraînement, rapport entre le débit volumique de liquide éjecté et le débit volumique de gaz relâché en cours d'ICB.

Le modèle disponible actuellement devra être complété ultérieurement par une description du lit de débris et de son influence sur l'éjection du corium notamment après épaissement du lit de débris<sup>3</sup>.

Concernant le phénomène de pénétration d'eau, on notera l'existence d'une corrélation de flux critique développée dans le cadre du programme SSWICS [6.2\_8] déduite d'une modélisation de la fissuration de la croûte durant la pénétration d'eau. Cette corrélation est ajustée sur les résultats de ces essais menés sans injection de gaz au cours de la solidification du corium.

### **6.2.2.3 Logiciels de simulation**

Le problème de la « refroidissabilité » sous eau faisant partie intégrante de celui de l'interaction corium/béton, il n'est pas, a priori, nécessaire de développer de logiciel de simulation spécifique. Le logiciel TOLBIAC-ICB [6.2\_14] par exemple contient les modèles d'éjection de corium développés suite au programme PERCOLA. On notera que la plupart des modèles développés dans le cadre des études sur la « refroidissabilité » ont été implémentés dans le logiciel CORQUENCH [6.2\_15] d'ANL afin de tester sur des simulations d'ablation 1D le couplage entre les phénomènes d'ICB et ceux liés à la présence d'eau à la surface du bain de corium. Dans la version actuelle du code MEDICIS [6.2\_16], ont été introduits les modèles simplifiés de pénétration d'eau et d'éjection de corium présents dans la première version du code CORQUENCH ; des modèles plus détaillés, en particulier de l'éjection du corium, seront implantés ultérieurement lorsque la base expérimentale sur les phénomènes de « refroidissabilité » sera suffisante pour les valider.

### **6.2.3 BILAN ET PERSPECTIVES**

Comme le souligne cette synthèse, il n'est pas possible, sur la base des résultats des essais réalisés (essais 1D et 2D globaux, essais d'éjection de corium, essai de pénétration d'eau), de conclure actuellement quant à la possibilité de stabilisation et de refroidissement d'un bain de corium en cours d'ICB par injection d'eau en partie supérieure.

Les progrès dans ce domaine sont malaisés du fait des difficultés technologiques (effets de taille, ancrage de croûte, représentativité du mode de chauffage, ...) auxquelles se heurte la réalisation d'essais en matériaux réels à une échelle suffisamment grande.

Compte tenu de ces résultats et face aux difficultés rencontrées, il est envisagé de tester des dispositifs alternatifs de stabilisation du corium à définir dans le cadre du programme MCCI-2, tout en poursuivant les études sur les phénomènes associés au refroidissement du corium par aspersion d'eau.

---

<sup>3</sup> Le modèle PERCOLA ne tient compte que de l'épaississement du lit de débris. Il suppose que l'échappement du gaz et du corium se fait le long de canaux verticaux (« cheminées ») se développant au sein du lit de débris.



## **6.3 ETALEMENT DU CORIUM (EPR)**

### **6.3.1 DEFINITION, PHENOMENOLOGIE GLOBALE**

La mise au point du concept de récupérateur de corium par étalement de l'EPR a nécessité un programme de R&D sur l'étalement au niveau européen. L'objectif de l'étalement est d'éviter le percement du radier en facilitant le refroidissement du corium. La diminution de son épaisseur minimise le flux surfacique de chaleur, dû à la puissance résiduelle, à évacuer.

Les études sur l'étalement doivent permettre d'évaluer la capacité d'un corium à s'étaler sur un substrat de géométrie et de composition fixées, les conditions d'injection du corium sur la surface d'étalement étant déterminées par la séquence accidentelle. Les paramètres clés sont les compositions du corium et du substrat, la température initiale et le débit de corium injecté et, enfin, la géométrie de la surface d'étalement. On trouvera dans les références [6.3\_13] et [6.3\_29] une synthèse des travaux sur cette thématique.

### **6.3.2 PHENOMENES PHYSIQUES MIS EN JEU**

L'étalement du corium est piloté par une compétition entre les forces hydrodynamiques, qui favorisent la progression et l'amincissement de la coulée, et la solidification progressive du corium qui entraîne, en particulier dans l'intervalle de solidification, 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 a été étudiée par de nombreux auteurs [6.3\_1], [6.3\_2], [6.3\_3] principalement pour des applications en volcanologie. Des modèles numériques et des solutions semi-analytiques ont été élaborés pour un fluide dont les propriétés restent constantes durant 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. Les régimes d'écoulements lors d'un accident grave sont contrôlés par la gravité et l'inertie (à grandes vitesses) ou les forces de frottement visqueux (à plus petites vitesses).

La rhéologie du corium [6.3\_26], [6.3\_27] évolue fortement durant son refroidissement surtout en dessous de la température de liquidus lorsque des phases cristallines apparaissent. Elle dépend d'une part de la viscosité de la phase liquide suspendante (un mélange dans lequel les ions silicates augmentent la viscosité en formant des réseaux) qui a été décrite par exemple par Urbain [6.3\_4] et d'autre part de l'effet des cristaux solidifiant sous le cisaillement dû à l'écoulement (ce type de fluides complexes dits semi-solides est décrit par exemple par Flemmings [6.3\_5] et une formulation empirique a été proposée pour le corium [6.3\_26], [6.3\_30]).

Le refroidissement du corium est dû aux pertes par rayonnement en 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. On observe néanmoins la présence d'une résistance thermique de contact significative à l'interface corium-substrat [6.3\_6]. L'effet de la puissance résiduelle est faible, étant donnée la faible durée du phénomène d'étalement.

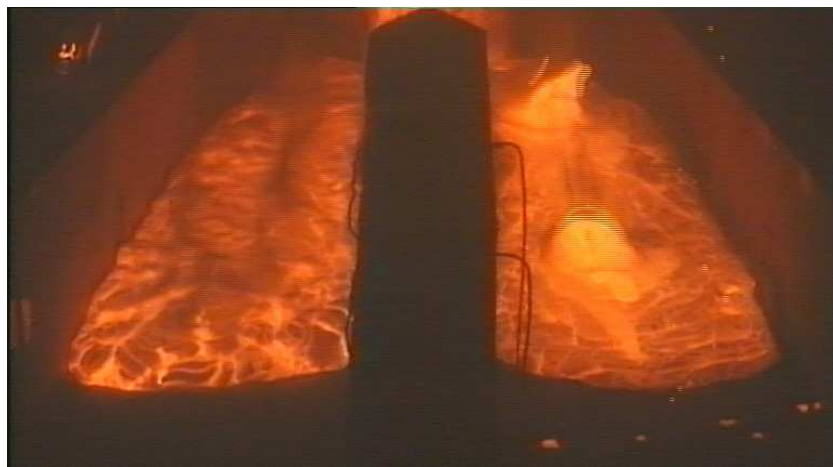
Griffiths et Fink [6.3\_7] ont publié une étude comparative des divers modèles d'étalement de laves en cours de solidification en fonction des forces dominantes (gravité-inertie, gravité-viscosité, gravité-rhéologie complexe, gravité-résistance de croûtes ...).

### 6.3.3 PROGRAMMES EXPERIMENTAUX, MODELISATION ET LOGICIELS DE SIMULATION

#### 6.3.3.1 Programmes expérimentaux

Les premiers programmes d'essais relatifs à l'étalement du corium en situation réacteurs ont eu lieu à Brookhaven, aux Etats-Unis, [6.3\_8] et avaient pour objectif d'étudier l'étalement du corium sur le fond du puits de cuve des réacteurs bouillants Mark I. En Europe, des études expérimentales et numériques de l'étalement ont été menées à l'occasion de la mise au point et de l'analyse du récupérateur EPR. La plupart de ces travaux ont été réalisés dans le cadre des projets européens COMAS [6.3\_10], CSC [6.3\_9] et ECOSTAR [6.3\_11].

Les programmes expérimentaux se répartissent en expériences analytiques permettant d'étudier individuellement l'effet de chaque phénomène (par exemple CORINE [6.3\_12], [6.3\_13] réalisé au CEA à Grenoble, avec un cofinancement IRSN), en expériences semi-analytiques en matériaux simulants et en essais en matériaux prototypiques<sup>4</sup>. Les tableaux 6.3-1 et 6.3-2 présentent les caractéristiques des principaux programmes d'essais réalisés soit en matériaux simulants, soit avec du corium prototypique. La Figure 6.3-1 illustre, à titre d'exemple, un essai d'étalement de corium.



*Figure 6.3-1 : Etallement de corium prototypique sur des veines en céramique (à gauche) et en béton (à droite) [Essai VULCANO VE-U7]*

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

---

<sup>4</sup> Coulées de composition chimique identique à ce que l'on s'attendrait à avoir lors d'un accident grave, mais de composition isotopique différente (par ex. en utilisant de l'uranium appauvri ou naturel).

**Tableau 6.3-1 : Programmes expérimentaux d'étalement en matériaux simulants**

Programme	Laboratoire	Matériau	Echelle (volume coulé)	Géométrie	Paramètres
CORINE [6.3_12] [6.3_13]	CEA (France)	Simulants basses températures (eau, glycérol, alliages métalliques à bas point de fusion)	~50 litres	Secteur angulaire 19°	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Débit (0,5-3 L/s)</li> <li>- Matériau (viscosité, corps pur- mélanges non eutectiques)</li> <li>- Refroidissement par le haut ou le bas</li> <li>- Effet d'un débit de gaz issu du substrat</li> </ul>
Greene [6.3_8]	BNL (USA)	Plomb	- 1 litre	Section carrée	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Masse</li> <li>- Surchauffe</li> <li>- Hauteur d'eau</li> </ul>
S3E [6.3_14]	KTH (Suède)	Simulants à températures basses et intermédiaires (1200° C)	5-20 litres	Canaux rectangulaires	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Débit</li> <li>- Surchauffe</li> <li>- Matériau</li> <li>- Substrat (effet du béton)</li> <li>- A sec/ dans un liquide avec ou sans ébullition</li> </ul>
SPREAD [6.3_15]	Hitachi Energy Res. Lab. (Japon)	acier	1-15 litres	Canal rectangulaire Demi-disque	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Masse étalée</li> <li>- Surchauffe</li> <li>- Débit</li> <li>- Géométrie de l'entrée</li> <li>- Substrat</li> <li>- Hauteur d'eau</li> </ul>
KATS [6.3_16] [6.3_17] [6.3_18]	FZK (Allemagne)	Thermite d'aluminium (Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> + Fe) vers 2000° C	Jusqu'à 850 litres	Canal rectangulaire Quart de plan	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Masse étalée</li> <li>- Débit</li> <li>- Substrat</li> <li>- Effet d'adjonction de matériaux sacrificiels</li> <li>- Phase(s) étalée(s) (Oxyde et/ou métal)</li> <li>- Renoyage</li> </ul>

**Tableau 6.3-2 : Programmes expérimentaux d'étalement en matériaux prototypiques**

Programme	Laboratoire	Matériau	Echelle (volume coulé)	Géométrie	Paramètres
COMAS [6.3_10]	Siempelkamp (Allemagne)	Mélanges corium-béton-fer Liquidus autour de 1900 °C	20-300 litres	Canaux rectangulaires Secteur angulaire 45°	- Débits élevés (>150 kg/s) - Effet de la silice - Substrat (céramique/métal/béton)
FARO [6.3_19]	CCR Ispra (Commission Européenne)	UO <sub>2</sub> .ZrO <sub>2</sub> Liquidus vers 2700 °C	~20 litres	Secteur angulaire 19°	- Présence ou non d'une fine couche d'eau - Substrat métallique
VULCANO [6.3_20]	CEA (France)	UO <sub>2</sub> .ZrO <sub>2</sub> + produits du béton Liquidus de 1900 à 2700 °C	3 - 10 litres	Secteur angulaire 19°	- Débit - Composition - Nature du Substrat

Les expériences d'étalement réalisées montrent que, pour des écoulements de corium en cours de solidification, les phases liquides et solides restent liées (pas de macroségrégation, contrairement à ce qui survient lors de transitoires plus lents). La fraction solide varie alors continûment dans l'écoulement. De plus, pour un corium dont l'intervalle des températures de solidus et de liquidus est étendu, il apparaît en surface, au moins dans un premier temps, une « peau dans un état pâteux (liquide-solide) », plutôt qu'une croûte solide. A l'inverse, dans le cas des coriums plus réfractaires pour lesquels les températures de solidus et de liquidus sont proches, il se forme une croûte solide en surface supérieure, qui se fissure pour laisser passer le fluide. Dans ce dernier cas, la phénoménologie est fortement dépendante de l'échelle de l'écoulement, si bien que la base expérimentale disponible, ne comportant que des essais à petite échelle avec des masses injectées au moins 1000 fois plus faibles que dans le cas réacteur, reste insuffisante sur le point précis du comportement de la croûte. L'ablation du substrat (cas du béton) durant l'étalement reste faible ; son effet sur la cinétique d'étalement a été mis en évidence mais reste limité.

Il est considéré que les connaissances concernant l'étalement à sec du corium dans le cas le plus probable d'un intervalle de température solidus-liquidus étendu (composition riche en matériaux peu réfractaires issus d'un béton sacrificiel) sont suffisantes pour permettre la validation des outils de calcul et l'extrapolation au cas réacteur.

Pour ce qui concerne l'étalement sous eau, des essais CORINE en simulant, avec une hauteur d'eau de l'ordre de 10 cm, indiquent qu'il se produit une accumulation de corium jusqu'à atteindre l'épaisseur de la lame d'eau.

### 6.3.3.2 Modélisation et logiciels de simulation

Plusieurs logiciels de simulation mécanistes ont été développés en Europe pour modéliser l'étalement du corium. Le Tableau 6.3-3 présente leurs principales caractéristiques. Ces logiciels ont été validés intensivement. On pourra noter les exercices de comparaison (benchmarks) menés sur l'essai en corium prototypique VULCANO VE-U7 [6.3\_25] et, en aveugle, sur l'essai ECOKATS-1 en matériau simulants [6.3\_17]. Ces exercices montrent une bonne estimation de la surface d'étalement, avec une incertitude de l'ordre de 20%.

**Tableau 6.3-3 : Principaux logiciels de simulation de l'étalement du corium**

Code	Origine	Géométrie	Caractéristiques	Validation
MELTSREAD [6.3_21]	ANL pour EPRI (USA)	1D	- Prise en compte de l'ablation du substrat et de l'oxydation du corium	- Principalement sur essais de Greene
THEMA [6.3_13]	CEA (France)	2D intégrée selon axe vertical	- Prise en compte de la solidification (en masse/en croûte) du corium et de la fusion du substrat - Résolution 3D des équations de la chaleur dans le substrat	- Solutions analytiques - Essais analytiques - Essais en simulants et en corium prototypique
LAVA [6.3_22]	GRS (Allemagne)	2D intégrée selon axe vertical	- Automate cellulaire - Accent mis sur le refroidissement du corium et sa rhéologie (Bingham)	idem
CROCO [6.3_23]	IRSN (France)	2D horizontal + vertical	- Modélisation fine - Calcul de la surface libre à l'aide d'une grille Eulérienne couplée à une modélisation Lagrangienne du fluide.	idem
CORFLOW [6.3_24]	FZK (Allemagne)	3D	- Modélisation fine - Surface libre représentée par une fonction hauteur vérifiant les équations cinématiques et de continuité	idem

Par ailleurs, l'Ecole Polytechnique Royale de Stockholm (KTH) a développé un modèle analytique simplifié qui a été validé de manière satisfaisante (précision moyenne de l'ordre de  $\pm 50\%$ ) [6.3\_14], [6.3\_29].

En parallèle à cette modélisation de l'étalement, un programme de R&D [6.3\_26] a été consacré à l'étude de la rhéologie du corium en cours de solidification sous cisaillement en situation d'étalement. 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 pour les calculs d'étalement, la viscosité de corium semi-solide, en fonction de sa fraction volumique de solide [6.3\_26], [6.3\_28].

#### **6.3.4 BILAN ET PERSPECTIVES**

Le programme de R&D réalisé a permis de clore la question de l'étalement à sec. En effet, il est apparu, par exemple lors des essais VULCANO, que, même si la température initiale d'un mélange corium béton est de 100 à 200°C en dessous de la température de liquidus, il s'étale de manière satisfaisante, à condition que le débit de coulée soit suffisant. La présence d'une couche d'eau de faible épaisseur (simulant de l'eau de condensation) ou celle d'un substrat en béton (relâchant de la vapeur d'eau et du CO<sub>2</sub>) n'affecte que peu l'étalement.

Les mécanismes de coulée sous une épaisseur significative d'eau, pilotés par la mécanique des croûtes en surface et au front de coulée ainsi que par une fragmentation du corium, demanderaient, quant à eux, des études complémentaires avant de disposer d'une modélisation validée.

## **6.4 RECUPERATEUR HORS CUVE**

### **6.4.1 TYPES DE RECUPERATEURS HORS CUVE**

Depuis l'avènement des réacteurs nucléaires, de très nombreuses études ont été consacrées à des concepts de récupération du corium. Une analyse synthétique en a été faite dans [6.4\_1] et [6.4\_2]. L'ensemble de ces systèmes ne pourra pas être décrit dans le présent document. On considérera essentiellement certains aspects génériques avec une attention particulière pour le concept EPR.

#### **6.4.1.1 Principales fonctions de sûreté**

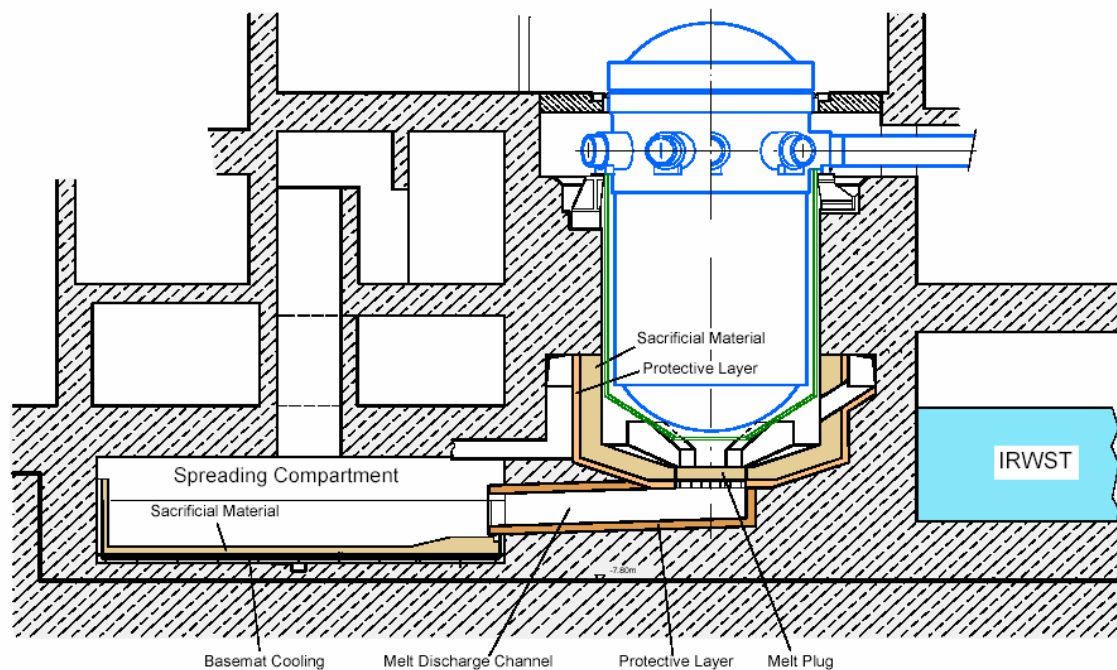
D'un point vu sûreté du réacteur, les systèmes de récupération du corium doivent satisfaire plusieurs fonctions type :

- collecte du corium : le dispositif doit pouvoir récupérer la masse de corium en provenance du réacteur ;
- confinement des produits de fission : le dispositif devrait pouvoir confiner les produits de fission (réfractaires) qui seront restés dans le corium ;
- limitation de la production de gaz combustible ( $H_2$  et  $CO$ ) : on souhaite éviter une production d'hydrogène par oxydation des métaux (zirconium résiduel, acier) qui pourraient entrer en contact avec de l'eau ;
- stabilisation du corium à long terme : le dispositif devra assurer la rétention et le refroidissement du corium à long terme ;
- résistance aux effets dynamiques dus, le cas échéant, à des phénomènes d'explosion de vapeur ou d'hydrogène, à une chute de structures.

L'ensemble des contraintes relatives à toutes ces fonctions est difficile à satisfaire et induit des dispositifs de conception relativement complexes. Il en résulte une difficulté de démonstration du bon fonctionnement de ces dispositifs, et des besoins de R&D importants.

#### **6.4.1.2 Cas particulier du récupérateur EPR**

Le concept utilisé dans le cas d'EPR est basé sur l'étalement du corium sur une grande surface, corium qui est ensuite noyé et refroidi par de l'eau provenant de la piscine RIS (IRWST) (voir Figure 6.4-1).



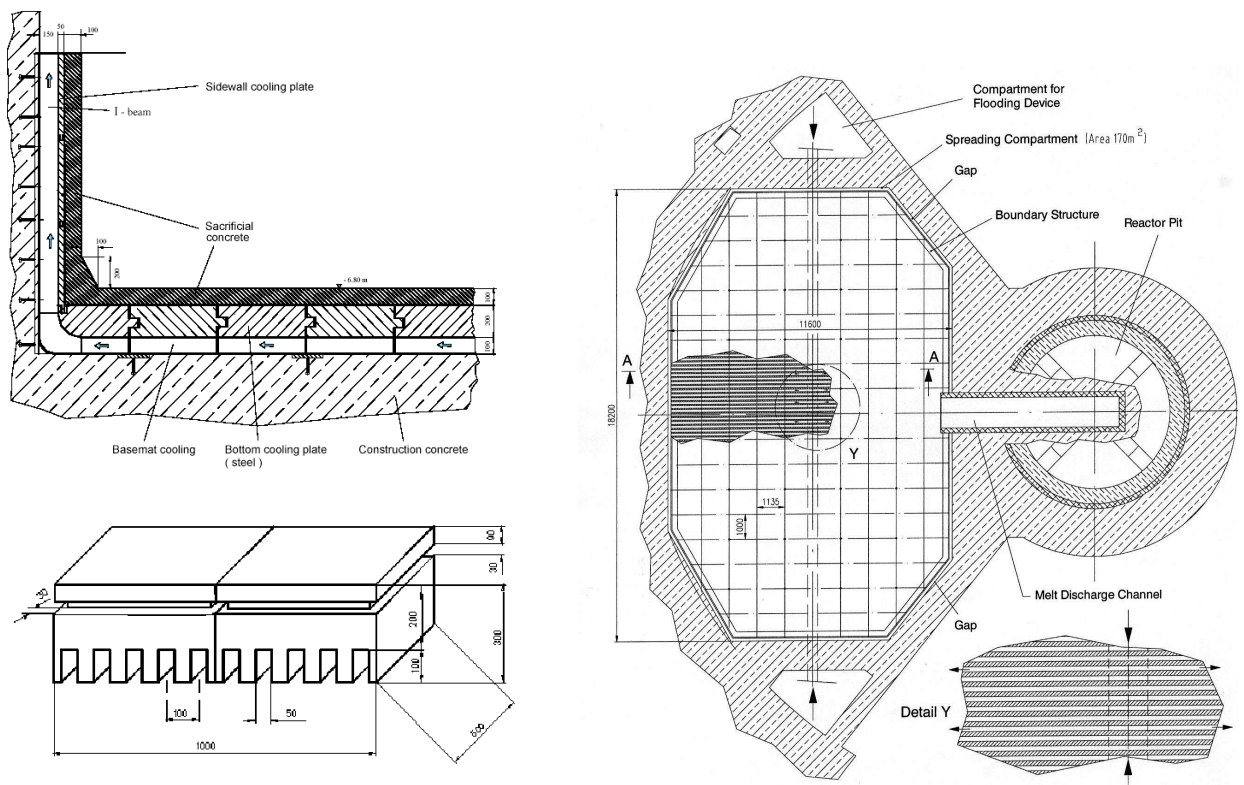
**Figure 6.4-1 : Composants principaux du récupérateur de corium d'EPR**

Pour favoriser l'étalement du corium, le concept EPR fait intervenir une phase préliminaire de rétention temporaire dans le puits de cuve. Durant cette phase, le corium doit éroder une couche de béton sacrificiel d'environ 50 cm d'épaisseur avant de pouvoir quitter le puits de cuve. La rétention temporaire et l'ajout de béton au corium permettent d'uniformiser les caractéristiques du bain préalablement à la phase d'étalement. Le processus d'étalement, ainsi que l'ensemble des mesures prévues pour la stabilisation du corium, sont ainsi affranchis des incertitudes inhérentes à la formation d'un bain de corium à l'intérieur de la cuve et aux conditions de rupture de la cuve, notamment au nombre de coulées de corium. En fond de puits de cuve, sous les 50 cm de béton sacrificiel, une porte fusible métallique est aménagée. Cette porte donne accès à un canal de transfert reliant le puits de cuve à la chambre d'étalement. En dehors de la zone de la porte fusible, la couche de béton sacrificiel du puits de cuve est renforcée par une couche protectrice d'un matériau réfractaire d'environ 20 cm d'épaisseur. La porte fusible constitue volontairement un point faible, car c'est le seul endroit où le béton sacrificiel n'est pas renforcé par la couche protectrice. Elle doit donc se rompre très rapidement au contact du corium (après ablation du béton sacrificiel) en assurant une section de passage suffisamment large pour permettre un transfert rapide de la totalité du bain de corium vers la chambre d'étalement.

La chambre d'étalement est un creuset d'environ 170 m<sup>2</sup> de surface. Le plancher et les parois latérales sont assemblés à partir d'un grand nombre d'éléments distincts en fonte. Cette structure est très peu sensible à la dilatation thermique et à la déformation due aux forts gradients de température. Les éléments de la partie basse possèdent des ailettes formant des canaux de refroidissement horizontaux rectangulaires. L'intérieur de la structure du creuset est recouvert d'une couche de béton sacrificiel. L'arrivée du corium dans la chambre d'étalement déclenche l'ouverture de vannes provoquant un acheminement gravitaire d'eau provenant de l'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 6.4-2.



**Figure 6.4-2 : Dispositif à ailettes de refroidissement du récupérateur EPR**

## 6.4.2 PHENOMENES PHYSIQUES MIS EN JEU

La démonstration de bon fonctionnement des concepts de récupérateur suppose d'être en mesure de comprendre et de prédire un certain nombre de processus :

- l'interaction du corium avec le béton sacrificiel et le matériau réfractaire de protection (céramique) durant la phase de rétention dans le puits de cuve,
- l'ouverture de la porte fusible (EPR),
- l'étalement et le noyage du corium avec la gestion du risque d'explosion de vapeur,
- le refroidissement à long terme du corium (dans la chambre d'étalement pour EPR),
- le confinement des produits de fission à long terme.

### 6.4.2.1 Rétention temporaire dans le puits de cuve

#### *Effet du déversement du corium dans le puits de cuve*

Immédiatement après la rupture de la cuve, une quantité plus ou moins importante de corium est déversée dans le puits de cuve. Il se pose la question d'un effet de l'impact d'un jet de corium sur le béton sacrificiel du puits de cuve qui pourrait provoquer une érosion significative de celui-ci.

### ***Interaction entre le corium et le béton sacrificiel***

Une fois dans le puits de cuve, le corium érode le béton sacrificiel. Cette érosion doit s'effectuer suffisamment lentement pour permettre l'accumulation de la totalité du corium susceptible de provenir du cœur avant la fusion de la porte donnant accès à la chambre d'étalement, le processus d'étalement devant avoir lieu en une seule fois. L'intégration de béton dans le corium au cours de l'interaction doit modifier les propriétés de ce corium de manière à ce qu'il s'étale de manière satisfaisante, quel que soit le scénario de départ (enthalpie, fraction solide, viscosité). Il est donc nécessaire de prévoir correctement les phénomènes liés à l'interaction corium-béton (voir chapitre 5) et les propriétés thermophysiques du mélange corium-béton pour permettre de choisir le type de béton à utiliser, ainsi que son épaisseur.

### ***Interaction entre le corium et la couche protectrice***

Pour EPR, la couche de protection doit permettre de protéger les structures porteuses en béton du puits de cuve en cas de percement local du béton sacrificiel. En dehors d'EPR, d'autres concepts de récupérateurs mettent également en oeuvre des matériaux réfractaires (céramiques) afin de contenir le corium. Le matériau constituant cette couche protectrice ne doit pas être érodé quelle que soit la composition du corium ou sa configuration (stratification des couches de métal et d'oxyde).

#### **6.4.2.2 Ouverture de la porte fusible (EPR)**

Initialement, la porte devait être constituée d'un couvercle de béton sacrificiel de la même épaisseur que la couche de béton sacrificiel du puits de cuve et d'une plaque d'acier de 4 cm d'épaisseur. Le corium devait donc d'abord éroder la couche de béton sacrificiel, puis entraîner la fusion de la plaque. L'analyse a montré que, si l'on considérait un front d'ablation relativement homogène, la surface de contact entre le corium et la plaque d'acier serait importante et que cette dernière devrait donc être rapidement fondue. Par contre, dans le cas d'une ablation non homogène (situation qui ne peut être exclue étant données les incertitudes importantes relatives aux phénomènes d'ICB (voir chapitre 5)), un risque de contact local sur une faible surface entre le corium et la plaque d'acier existerait, ce qui pourrait limiter la taille de la brèche par laquelle s'effectuera la coulée. Cette analyse a donc mis en évidence un besoin de R&D couplé à une nouvelle conception de la porte fusible.

#### **6.4.2.3 Etalement et noyage du corium**

Une fois la porte fusible détruite, le corium s'écoule dans le canal de transfert, puis dans la chambre d'étalement, ce qui déclenche l'arrivée d'eau dans le système de refroidissement (voir § 6.4.1). L'étalement de la totalité du corium doit être terminé avant que l'eau ne parvienne jusqu'à la chambre d'étalement, car la coulée d'un corium sous eau est soumise à de grosses incertitudes et ne peut, à ce jour, être correctement modélisée (voir chapitre 6.3). Parallèlement à la progression de l'eau, le corium étalé interagit avec la couche de béton sacrificiel de la structure de refroidissement.

#### **6.4.2.4 Refroidissement à long terme (EPR)**

Au moment où l'interaction entre le corium et le matériau sacrificiel se stabilise sur la structure refroidie, constituée d'une structure métallique traversée par environ 360 canaux horizontaux

rectangulaires, sa surface est déjà complètement noyée. Il est donc refroidi par le haut, par contact direct avec l'eau, et, sur les côtés et en dessous, par la structure de refroidissement. Il est nécessaire de s'assurer que, dans ces conditions, les flux de chaleurs dégagés par le corium peuvent être évacués et qu'il n'y a pas de risque d'endommagement thermique (assèchement suivi de fusion) de la structure.

Le système de refroidissement doit être, du moins à court terme, passif. Ce refroidissement s'effectue donc, dans le cas dimensionnant, en convection naturelle. Pour que le refroidissement du corium soit efficace, il faut s'assurer que la température sera inférieure, en tout point de la surface refroidie, à une valeur critique.

### **6.4.3 PROGRAMMES EXPERIMENTAUX, MODELISATION ET CODES DE CALCULS**

#### **6.4.3.1 Programmes expérimentaux, modélisation et résultats**

##### ***6.4.3.1.1 Rétention temporaire dans le puits de cuve ; effet du déversement du corium dans le puits de cuve***

Les conséquences de l'impact de jets de corium sur une surface en béton ont été étudiées dans le cadre des essais KAJET [6.4\_14], pour des coriums oxyde et métallique et pour différents types de bétons. Ces expériences ont montré qu'une érosion importante ne pouvait se produire qu'avec des jets de petits diamètres à forts débits et de très longue durée. L'impact d'écoulements gravitaires de métal surchauffé, se produisant pour de faibles pressions dans la cuve (1 à 2 bar) au moment de sa rupture, a d'ailleurs été étudié dans les essais COMET [6.4\_10], qui consistaient à déverser, d'une hauteur de plusieurs mètres, du métal surchauffé sur du béton. Ces expériences ont montré qu'aucune érosion significative ne se produisait.

##### ***6.4.3.1.2 Interaction entre le corium et le béton sacrificiel***

Le problème de la modélisation de l'interaction corium-béton est abordé plus précisément au chapitre 5.

Pour un système récupérateur, la R&D a montré que l'on peut profiter de la mise en place d'un matériau sacrificiel permettant d'assurer plusieurs fonctions supplémentaires :

- une fonction d'oxydation des métaux du corium sans production de gaz combustible. En effet, l'utilisation d'oxyde de fer permet d'oxyder le Zr résiduel (on produit  $ZrO_2$  et Fe) sans produire de l'hydrogène ;
- une fonction de fluidisation du corium par apport de constituants permettant d'abaisser son point liquidus et sa viscosité et facilitant son déversement et son étalement dans un premier temps ainsi que son refroidissement ultérieur (par exemple : béton du puits de cuve d'EPR contenant silice et oxyde de fer) ;
- une aide à la fonction de confinement dans la mesure où l'utilisation de silice ( $SiO_2$ ) dans le matériau sacrificiel permet de former à long terme une matrice vitreuse favorable au confinement des produits de fission.

### 6.4.3.1.3 Interaction corium-céramique

Le problème est traité de manière générique avec une attention particulière pour l'application EPR.

#### Considérations sur la tenue d'un réfractaire au corium :

Pour confiner le corium, l'idée la plus simple est, a priori, de choisir un matériau réfractaire qui puisse résister au corium (température, compatibilité chimique) et de retenir le corium dans un « creuset chaud ». Le problème est qu'un tel matériau n'existe pas. Les céramiques oxydes sont dissoutes par le corium oxyde et sont attaquées par les métaux en présence d'oxygène. Les parois réfractaires métalliques (tungstène, molybdène...) sont attaquées par le corium métallique et par l'eau. Les carbures et les nitrures réagissent avec le corium.

#### Interaction corium céramique en l'absence de béton et à long terme (> 1 semaine) :

La zirconite ( $ZrO_2$ , température de fusion  $2700^\circ C$ ) a été proposée dans le concept initial du récupérateur EPR (dans la chambre d'étalement). Le CEA a réalisé une étude de l'interaction entre un corium et la zirconite. Un modèle de dissolution de zirconite par un corium a été proposé et validé sur des résultats d'essais d'interaction réalisés au NITI à Saint Petersburg [6.4\_3] (Figure 6.4-3). Le CEA a également montré que la présence d'une couche métallique entre le corium oxyde et la zirconite n'empêchait pas le transfert d'oxygène et, par conséquent, l'ablation de la zirconite [6.4-19].

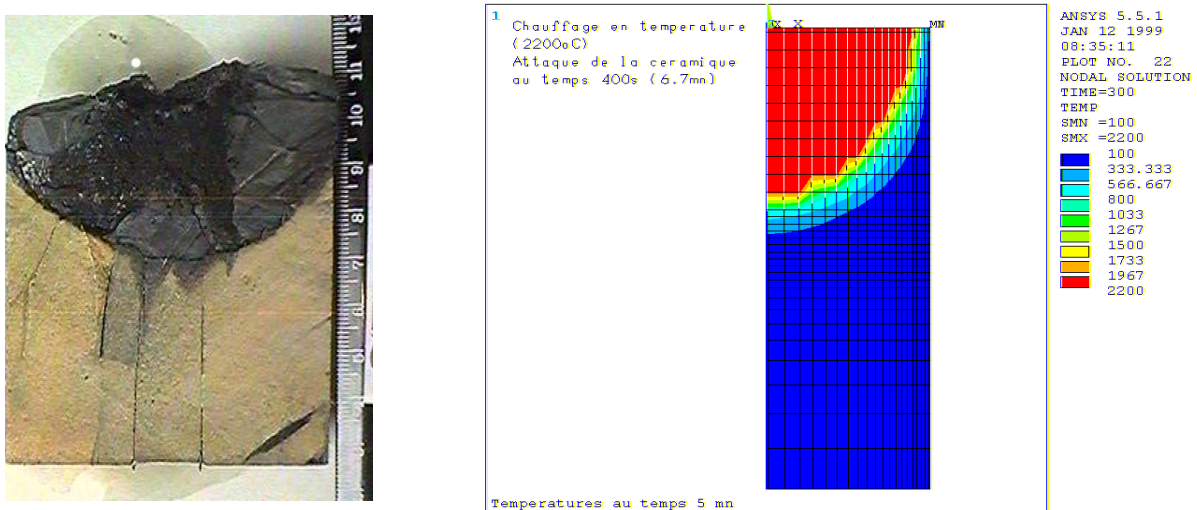


Figure 6.4-3 : Interaction corium-céramique : à gauche : résultat d'essai de dissolution d'une céramique zirconite (partie claire) par un corium oxyde (partie sombre) ; à droite : recalcule du même essai.

De ces études, il est ressorti qu'à long terme (échelle de la semaine et au-delà), la zirconite pouvait être dissoute par le corium. Dans ces conditions, la température d'interface entre la céramique et le corium s'établissait, à long terme, autour de la température liquidus correspondant à la composition du corium oxyde liquide. Cette température d'interface serait la même si le corium était confiné dans sa propre croûte solide. On en a conclu que l'utilisation de matériaux réfractaires coûteux n'apportait rien pour confiner le corium à long terme et que la solution était d'auto confiner le corium dans sa

propre croûte solide (concept de « l'auto-creuset »), ce qui présente l'avantage de réduire au minimum le délai à la solidification du corium (par suite de la réduction des masses accumulées sur le récupérateur). Un matériau sacrificiel peu coûteux (par exemple un béton alumineux réfractaire) est mis en place pour absorber les chocs thermiques. Le matériau sacrificiel est enfermé dans une structure métallique refroidie par l'extérieur. L'ablation du matériau sacrificiel, moins réfractaire que la céramique, a lieu par désagrégation de la structure par émission de gaz et décomposition thermique par fusion de certains constituants et est plus rapide que l'ablation de la céramique limitée par la cinétique de dissolution.

***Interaction corium céramique en présence de béton (puits de cuve EPR) et à court terme (< 1 jour) :***

Des essais à petite échelle [6.4\_15] réalisés récemment par Framatome Erlangen ont montré que, dans une situation d'interaction simultanée entre corium béton et céramique zircone, il n'y avait pratiquement pas d'ablation de la zircone. Cet effet semble être lié au fait que l'interaction corium-béton a pour effet d'imposer la température à une valeur proche, voire inférieure à la température liquidus du corium oxyde liquide (contrairement au cas de l'interaction long terme précédente où la température peut dépasser la température du liquidus). Lorsque la température est proche, voire inférieure à la température du liquidus, la dissolution de la céramique n'est plus possible. La conclusion de ces études fait apparaître que, pendant la durée de l'interaction corium-béton dans le puits de cuve d'EPR, l'attaque de la céramique devrait être faible et que la porte fusible devrait s'ouvrir avant que la couche protectrice de zircone ne soit percée.

**6.4.3.1.4 Ouverture de la porte fusible (EPR)**

Si l'ablation du béton sacrificiel devait s'effectuer de manière non homogène, ce qui impliquerait une surface de contact entre le corium et la plaque en acier relativement faible, la fusion rapide et homogène de cette plaque ne serait pas assurée.

Une série d'expériences, nommées KAPOOL [6.4\_17] a donc été effectuée par FZK en Allemagne, afin d'étudier la vitesse d'érosion d'une plaque de métal dans ces conditions. Dans ces expériences, les phases oxyde et métallique sont simulées par de l'oxyde d'aluminium et du fer produits par une réaction thermitique. Trois types de situations ont été examinés : l'interaction entre le corium métallique (fer) et une plaque en acier, l'interaction entre le corium oxyde (oxyde d'aluminium) et une plaque en acier et l'interaction entre le corium oxyde et une plaque en aluminium.

Ces expériences ont montré que la plaque d'acier était rapidement fondue par un corium métallique. Par contre, dans le cas d'un corium oxyde, une croûte se forme à l'interface entre le corium et la plaque qui empêche la fusion de la plaque d'acier, dans le cas de KAPOOL. La plaque d'aluminium, grâce à sa température de fusion plus faible, est néanmoins fondue. Des évaluations réalisées par l'IRSN [6.4\_16] ont également montré qu'une épaisseur de plaque d'acier de 4 cm n'était pas suffisante pour assurer, dans tous les cas et dans cette géométrie, une ouverture rapide suffisamment large permettant un transfert du corium dans la chambre d'étalement avant l'arrivée de l'eau.

Au vu de ces résultats, il a été proposé de remplacer la plaque d'acier par une plaque d'aluminium renforcée par une grille en acier, l'aluminium permettant une ouverture suffisante quasi-immédiate,

et la grille d'acier assurant une stabilité mécanique de l'ensemble. La section de brèche dans la porte ne sera plus limitée par la porte métallique et sera liée à la taille de la brèche dans le béton.

#### **6.4.3.1.5     *Etalement et renoyage du corium***

Les travaux de recherche relatifs au problème de l'étalement ont été présentés au chapitre 6.3. Ils ont permis de montrer que le corium s'étalait de manière satisfaisante sur une surface sèche à condition que sa température et son débit soient suffisants. Un débit suffisant est obtenu si la taille de brèche dans le béton (au niveau de la porte) est initialement (à l'amorce de la coulée) supérieure à, environ, 25 cm. L'obtention d'une telle taille initiale de brèche est tout à fait en cohérence avec la taille (spatiale) des instabilités apparaissant en cours d'ablation corium-béton (essai M3B réalisé avec 2 tonnes de corium).

#### **6.4.3.1.6     *Refroidissement extérieur du récupérateur, stabilisation à long terme***

La stabilité d'un auto-creuset est assurée par un refroidissement extérieur. Le refroidissement extérieur est, du moins à court terme (quelques jours), passif. Le fait d'étaler le corium dans l'EPR conduit à une diminution du flux de chaleur à évacuer. Ce flux devient très rapidement inférieur à environ, 0,1 MW/m<sup>2</sup>. Un flux de chaleur de 0,1 MW/m<sup>2</sup> est assez facile à évacuer en convection naturelle sur une surface verticale ou sur une surface tournée vers le haut (le flux critique est alors de l'ordre de 1 MW/m<sup>2</sup>). Le problème est d'évacuer le flux de chaleur sous le récupérateur, en particulier lorsque la surface à refroidir est importante, comme c'est le cas dans l'EPR. Dans cette configuration, la vapeur peut s'accumuler sous la structure métallique et empêcher son refroidissement. Pour éviter ce problème, le concept EPR fait appel à des dispositifs spécifiques permettant d'augmenter les transferts de chaleur et d'évacuer la vapeur : il s'agit de dispositifs à ailettes analogues aux dispositifs mis en œuvre dans les Vapotron [6.4\_4]. Il suffit, pour cela, que l'ailette soit suffisamment longue et sa conductivité thermique suffisamment élevée pour extraire le flux de chaleur de la zone occupée par la vapeur tout en maintenant la température de cette structure à un niveau compatible avec la sauvegarde de son intégrité (<~ 600°C). Ce dispositif a été mis en œuvre sur le récupérateur d'EPR (Figure 6.4-2). Des essais de démonstration de bon fonctionnement ont été réalisés par AREVA sur la boucle Benson [6.4\_5] et [6.4\_6].

Par la suite, d'autres essais, les essais VOLLEY [6.4\_18], ont été effectués par l'université de Lappeenranta en Finlande, sur deux canaux en fonte traversés soit par de l'eau pure, soit par de l'eau borée. Dix essais, en tout, ont été réalisés, en faisant varier, principalement, l'inclinaison des canaux (horizontaux ou inclinés de 1°), le débit d'eau et la puissance de chauffage.

L'ensemble de ces expériences a permis de confirmer le bon fonctionnement du système de refroidissement de l'EPR, y compris en cas de contre-courant eau-vapeur et donc avec des canaux partiellement dénoyés, c'est-à-dire lorsque l'eau de refroidissement provient de la piscine d'eau qui s'est formée au-dessus du corium.

#### 6.4.3.1.7 Comportement des produits de fission

A ce stade de l'accident, seuls les produits de fission réfractaires restent dans le corium. Les essais ACE [6.4\_7] ont montré que, même si le corium était percolé par un gaz, le relâchement des produits de fission restait faible. Dès que le corium est recouvert d'eau, il se forme une croûte solide en surface qui restreint fortement le transfert des produits de fission.

#### 6.4.3.1.8 Explosion de vapeur

Les essais MACE et OCDE CCI [6.4\_9] ont montré que le renouage d'un corium oxyde sous eau n'entraînait pas d'explosion de vapeur. Les essais ANAIS [6.4\_8] n'ont pas permis de mettre en évidence une explosion de vapeur lors du renouage d'une couche d'acier liquide par de l'eau. En fait, il se forme très rapidement (en moins d'une minute) une croûte solide à l'interface entre le corium et l'eau qui empêche l'explosion de vapeur. Aucune explosion de vapeur n'a été constatée dans les essais de validation du concept de récupérateur COMET dont le principe de fonctionnement consiste à injecter de l'eau dans le corium (par fusion de dispositifs permettant l'injection d'eau sous pression sous le récupérateur) [6.4\_10](Figure 2.2-1).

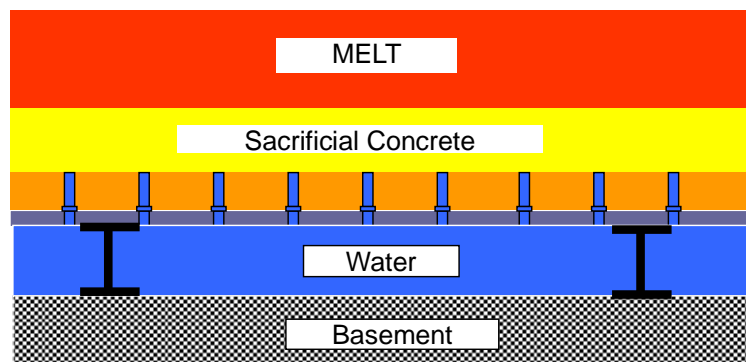


Figure 6.4-4 : Principe de fonctionnement du récupérateur COMET de FZK : l'ablation du béton sacrificiel par le corium (melt) entraîne la fusion des embouts de buses et l'injection d'eau dans le corium.

#### 6.4.3.1.9 Pressurisation de l'enceinte

Le renouage du corium par de l'eau entraîne une vaporisation qui pourrait aboutir à une pressurisation de l'enceinte. Si la puissance extraite en transitoire est limitée par une résistance thermique (par exemple par la formation d'une croûte en surface du corium au contact de l'eau dans le cas du récupérateur EPR), le débit de vaporisation reste faible et n'entraîne pas une augmentation de pression significative dans l'enceinte. En contrepartie, le délai nécessaire à l'obtention d'une solidification complète du corium sera plus long (plusieurs jours dans le cas de EPR). L'injection d'eau dans le corium (concept COMET représenté sur la Figure 6.4-4) permet une solidification beaucoup plus rapide du corium (moins d'une heure après injection de l'eau) mais entraîne une augmentation de la pression dans l'enceinte. Dans ce cas, il convient de démontrer que les systèmes de contrôle de la pression dans l'enceinte (aspersion, refroidissement, dépressurisation à travers des filtres...) permettent de limiter cette augmentation de pression à une valeur admissible.

### 6.4.3.2 Codes de calcul

Compte tenu de la grande diversité de concepts de récupérateurs, il n'existe pas de logiciel de calcul unique permettant de décrire leur fonctionnement. Il existe un ensemble d'outils permettant d'en prévoir le comportement :

- des outils de thermodynamique, utilisés pour prévoir les interactions entre le corium et les matériaux du récupérateur ;
- des outils décrivant le refroidissement externe des parois (CATHARE,...) ;
- des outils décrivant l'interaction entre le corium et l'eau (MC3D) ;
- des outils couplant la description du corium et son interaction avec les matériaux du récupérateur : TOLBIAC [6.4\_11] permettra de décrire une interaction entre corium et céramique. La distribution des flux de chaleur est, en première approche, découplée du refroidissement externe dans la mesure où la température d'interface entre le corium oxyde liquide (siège du dégagement principal de puissance résiduelle) et l'enveloppe solide est imposée (Tliquidus) [6.4\_12]. Ceci permet le découplage des calculs « corium » de distribution du flux de chaleur et des calculs de refroidissement externe ; la version actuelle de MEDICIS [6.4\_13] permet de décrire l'interaction corium/béton, ce dernier s'érodant par décomposition thermique avec émission de gaz, mais ne permet pas de considérer l'interaction corium/céramique qui nécessiterait de prendre la compte la dissolution de la céramique et la conduction de la chaleur dans le substrat de céramique en raison de la lenteur de l'interaction.

### 6.4.4 BILAN ET PERSPECTIVES

De manière générale, quel que soit le concept de récupération du corium hors cuve, que ce soit dans une phase d'optimisation industrielle ou d'évaluation des risques résiduels, l'acquisition de connaissances complémentaires sur les thèmes suivants est souhaitable :

- relocalisation/fragmentation/dispersion du corium consécutivement à la percée de la cuve,
- interaction corium-céramique, ou simultanée corium-béton-céramique,
- interaction corium-béton sous eau,
- étalement du corium sous eau.



## TABLEAU DU CHAPITRE 6

Tableau 6.3-1 : Programmes expérimentaux d'étalement en matériaux simulants .....	138
Tableau 6.3-2 : Programmes expérimentaux d'étalement en matériaux prototypiques .....	139
Tableau 6.3-3 : Principaux logiciels de simulation de l'étalement du corium.....	140

## FIGURES DU CHAPITRE 6

Figure 6.1-1 : Configuration de bain de corium en fond de cuve avec refroidissement externe.....	123
Figure 6.1-2 : Configuration de récupération en cuve avec inversion de stratification du métal.....	127
Figure 6.1-3 : Récupérateur Tian Wan .....	129
Figure 6.3-1 : Etalement de corium prototypique sur des veines en céramique (à gauche) et en béton (à droite) [Essai VULCANO VE-U7].....	137
Figure 6.4-1 : Composants principaux du récupérateur de corium d'EPR .....	143
Figure 6.4-2 : Dispositif à ailettes de refroidissement du récupérateur EPR .....	144
Figure 6.4-3 : Interaction corium-céramique : à gauche : résultat d'essai de dissolution d'une céramique zircone (partie claire) par un corium oxide (partie sombre) ; à droite : recalcul du même essai.....	147
Figure 6.4-4 : Principe de fonctionnement du récupérateur COMET de FZK : l'ablation du béton sacrificiel par le corium (melt) entraîne la fusion des embouts de buses et l'injection d'eau dans le corium. ....	150

## REFERENCES DU CHAPITRE 6

- [6.1\_1] Nuclear Technology, "Edition spéciale consacrée à TMI2", 87, 1989.
- [6.1\_2] "Three Mile Island reactor pressure vessel investigation project", Proc. of an Open Forum Sponsored by OECD NEA and USNRC, 1993.
- [6.1\_3] NUREG/CR-6849, "Analysis of in-vessel retention and ex-vessel fuel coolant interaction for AP1000", 2004.
- [6.1\_4] Seiler J.M., "Analytical model for CHF in narrow gaps in vertical and hemispherical geometries", Accepted for publication in Special Issue of Nuc. Eng. Des. On Debris Coolability, 2006.
- [6.1\_5] Seiler J.M., Froment K., "Material effects on multiphase phenomena in late phase of severe accidents of nuclear reactor", Multiphase Science and Technology, 12, 2000.
- [6.1\_6] Cheung, "Limiting factors for external vessel cooling", 10th Int. Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermalhydraulics (NURETH 10), 2003.
- [6.1\_7] Seiler J.M., Tourniaire B., Defoort F., Froment K., "Consequences of physico-chemistry effects on in-vessel retention issue", 11th Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermalhydraulics (NURETH 11), 2005.
- [6.1\_8] Amblard M., Froment K., Seiler J.M., Tourniaire B., "ANAS 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.
- [6.1\_9] Bonnet J.M., Seiler J.M., "In-vessel corium pool thermalhydraulics for the bounding case", Salt Expert Group Meeting RASPLAV Seminar, 2000.
- [6.1\_10] Laporte T., "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 - Référence non publique.
- [6.1\_11] Henry E.H., Hammersley R.J., 1997, "An experimental investigation of possible In-Vessel cooling mechanisms", FAI note I:\HPA\97-1 - Référence non publique.
- [6.1\_12] Kang K.H., Park R.J., Kim S.D., Kim H.D., 2005, "Simulant melt experiments on the coolability through external vessel cooling strategy", ICAPP 05 conference Seoul, Korea, May 15-19.
- [6.1\_13] Asmolov V., Kobzar L., Nickulshin V., Strizhov V., 1998, "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.
- [6.1\_14] Köhler W., Schmidt H., Herbst O., Krätzer W., 1998 "Thermohydraulische Untersuchungen zur Debris/Wand-Wechselwirkung (DEBRIS)", Abschlussbericht Project N° 150 1017, November 1998 - Référence non publique.
- [6.1\_15] Jeong J.H., Park R.J., Kang K.H., Kim S.B., Kim H.D., 1998, "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.
- [6.1\_16] Abalin S.S., Gnidoi I.P., Surenkov A.I., Strizhov V.F. 1998, "Data base for 3rd and 4th series of RASPLAV salt tests", OECD RASPLAV Report.
- [6.1\_17] Roux P., Fichot F., De Pierrepont S., Gobin D., Goyeau B., Quintard M., 2005, "Modelling of binary mixture phase change: assessment on RASPLAV Salt Experiments", NURETH 11, Avignon, 2-6 octobre 2005.
- [6.1\_18] Rougé S., 1995, "SULTAN test facility; Large scale vessel coolability in natural convection at low pressure", NURETH 7, Saratoga Springs, September 10-15, 1995.
- [6.1\_19] Dinh T.N., Salmassi T., Theofanous T.G. "Limits of coolability of the AP 1000 ULPU 2400 configuration V facility", CRSS-03/06, June 30, 2003.

- [6.1\_20] Seiler J.M., Fouquet A., Froment K.F., Defoort F., 2003, "Theoretical analysis for corium pool with miscibility gap", Nuclear Technology Vol 141, N° 3, pp 233-243.
- [6.1\_21] Rempe J.L., Suh K.H., Cheung F.B. "Insights from investigations of In-Vessel retention for high powered reactors", NURETH 11, Avignon octobre 2-6 2005.
- [6.1\_22] Seiler J.M., Ducros G., 2005, "Reflooding of a PWR core assessment of knowledge and R&D needs. Potential contribution by PHEBUS", DEN/DTN/SE2T/LPTM/05-117 - Référence non publique.
- [6.1\_23] Atkhen K., Berthoud G., 2003, "Experimental and numerical investigations based on debris bed coolability in a multidimensional and homogeneous configuration with volumetric heat source", Nuclear Technology Vol 42, June 2003.
- [6.1\_24] Van Dorsselaere J.P. et al., 2000 "Programme Renoyage : Etat des connaissances sur le renoyage d'un cœur dégradé", NT SEMAR 2000/093, IRSN DPAM - Référence non publique.
- [6.1\_25] Van Dorsselaere J.P. et al., "Proposition d'un programme de R&D sur le renoyage d'un cœur, Rev 1", NT SEMAR 2002/047, IRSN DPAM - Référence non publique.
- [6.2\_1] Levy S., "Summary of coolability studies undertaken by ACE, MACE, ACEX", 2002 - Référence non publique.
- [6.2\_2] Farmer M.T., Kilsdonk D.J., Aeschliman R.W., "MSET-1 test data report", MACE-TR-D18, 2002 - Référence non publique.
- [6.2\_3] Farmer M.T., Lomperski S., Basu S., "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.
- [6.2\_4] Tourniaire B., Seiler J.M., Bonnet J.M., Amblard M., "Experimental study and modelling of liquid ejection through orifices by sparging gas", accepted for publication in Nucl. Eng. Des. Special Issue on Debris coolability, 2006.
- [6.2\_5] Epstein M., "Review of water ingress model", EPRI ACEX-TR-C31 Report, 1999 - Référence non publique.
- [6.2\_6] Seiler J.M., Cranga M., "Evaluation of CHF power extraction limits in corium cracks during a corium pool cooling", Rapport CEA/DEN/DTP/SETEX/LTEM/01-244, 2001 - Référence non publique.
- [6.2\_7] Farmer M.T., Lomperski S., Basu S, Status of Melt Coolability and Concrete Interaction (MCCI) Program at Argonne National Laboratory, Proceedings of ICAPP05, Seoul, Korea, May 15-19<sup>th</sup> 2005.
- [6.2\_8] Farmer M.T., Sienicki J.J., Kovtonyuk A., Basu S., "Water ingress modelling of the OECD/MCCI SSWICS tests", NRC/MCCI/2003-TR01, 2003 - Référence non publique.
- [6.2\_9] Bonnet J.M., Seiler J.M., "Coolability of corium spread onto concrete under water, the PERCOLA model", Proc. Of the 2<sup>nd</sup> OECD (NEA) CSNI specialist meeting on Core Debris-Concrete Interaction, 1992.
- [6.2\_10] Tourniaire B., Seiler J.M., "Modeling of viscous and inviscid fluid ejection through orifices by sparging gas", Proc. of 4th Int. Conf. on Advances in Nuclear Power Plants, 2004.
- [6.2\_11] Ricou F.P., Spalding D.B., "Measurements of entrainment by axisymmetrical turbulent jets", Journal of Fluids Mechanics, 1961.
- [6.2\_12] Tourniaire B., "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.
- [6.2\_13] Farmer M.T., "Status of MCCI data analysis and modeling activities", OECD/MCCI Program Review Meeting, Argonne National Laboratory, 2005 - Référence non publique.
- [6.2\_14] Spindler B., Tourniaire B., Seiler J.M., Atkhen K., "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.

- [6.2\_15] Farmer M.T., Spencer B.W., "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.
- [6.2\_16] Cranga M., Fabianelli R., Jacq F., Barrachin M., Duval F., "The MEDICIS code, a versatile tool for MCCI modelling", Proc. of 5th Int. Conf. on Advances in Nuclear Power Plants, 2005.
- [6.3\_1] Dragoni, M., Bonafede, M., Boschi, E., 1986, "Downslope flow models of a Bingham liquid: Implications for lava flows", J. Volcanol. Geotherm. Res., 30, 305-325.
- [6.3\_2] Huppert, H.E., 1982b, "The propagation of two-dimensional and axisymmetric viscous gravity currents over a rigid horizontal surface", J. Fluid Mech., 121, 43-58.
- [6.3\_3] Didden, N., Maxworthy, T., 1982, "The viscous spreading of plane and axisymmetric gravity currents", J. Fluid Mech. 121, 27-42.
- [6.3\_4] Urbain, G., 1987, "Viscosity estimation of slags", Steel Res. 58, 111-116.
- [6.3\_5] Flemmings, M.C., 1991, "Behavior of metal alloys in the semisolid state", Metall. Trans. 22B, 269-293.
- [6.3\_6] Berthoud, G., 2001, "Freezing of Pure Melt Flowing into Tubes", dans : Ehrhard, P., Riley, D.S., Steen, P.H., éditeurs, Interactive Dynamics of Convection and Solidification, Kluwer Acad. Publ., Dordrecht, NL, pp. 249-268.
- [6.3\_7] RW Griffiths, JH Fink, "Effects of Surface Cooling in the Spreading of lava flows and domes", J. Fluid Mech. 252, 1993, pp. 667-702.
- [6.3\_8] Greene, G.A., Finrock, C., Klages, J., Schwarz, C.E., Burton, S. B., 1988, "Experimental Studies on Melt Spreading, Bubbling Heat Transfer and Coolant Layer Boiling", Proc. 16<sup>th</sup> Water Reactor Safety Meeting, NUREG/CP-0097, 341-358.
- [6.3\_9] Cognet, G., Alsmeyer, A., Tromm, W., Magallon, D., Wittmaack, R., Sehgal, B.R., Widmann, W., De Cecco, L., Ocelli, R., Azarian, G., Pineau, D., Spindler, B., Fieg, G., Werle, H., Journeau, C., Cranga, M., Laffont, G., 2001, Corium spreading and coolability: CSC Project, Nucl. Eng. Des., 209, 127-138.
- [6.3\_10] Steinwarz, W., Alemberti, A., Häfner, W., Alkan, Z., Fischer, M., 2001, "Investigations on the phenomenology of ex-vessel core melt behaviour", Nucl. Eng. Des., 209, 139-146.
- [6.3\_11] Alsmeyer, H., Alberecht, G., Meyer, L., Häfner, W., Journeau, C., Fischer, M., Hellmann, S., Eddi, M., Allelein, H.-J., Bürger, M., Sehgal, B.R., Koch, M.K., Alkan, Z., Petrov, J.B., Gaune-Escart, M., Altstadt, E., Bandini, G., 2005, "Ex-vessel core melt stabilization research (ECOSTAR)", Nucl. Eng. Des., 235, 271-284.
- [6.3\_12] 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, Office Official Publ. Europ. Communities, Luxembourg, 1996, pp. 271-285.
- [6.3\_13] Spindler, B., Veteau, J.M., 2004, "Simulation of spreading with solidification: assessment synthesis of THEMA code", Rapport CEA-R6053.
- [6.3\_14] Dinh, T.N., Konovalikhin, M.J., Sehgal, B.R., 2000, "Core Melt Spreading on a reactor Containment Floor", Progr. Nucl. Energ., 36, 4, 405-468.
- [6.3\_15] Suzuki, H., Matsumoto, T., Sakaki, I., Mitadera, T., Matsumoto, M., Zama, T., 1993, "Fundamental experiment and analysis for melt spreading on concrete floor", Proc. 2<sup>nd</sup> ASME/JSME Nucl. Eng. Conf., 1, 403-407.
- [6.3\_16] Engel, G., Fieg, G., Massier, H., Stiegmaier, U., Schütz, W., 1999, "KATS experiments to simulate corium spreading in the EPR code catcher concept", OECD Wkshp Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Allemagne, 15-18/11/1998.
- [6.3\_17] Spengler, C., Allelein, H.-J., Foit, J.-J., Alsmeyer, H., Spindler, B., Veteau, J.M., Artnik, J., Fischer, M., 2004, "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.

- [6.3\_18] Alsmeyer, H., Cron, T., Messemer, G., Häfner, W., 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.
- [6.3\_19] Tromm, W., Foit, J. J., Magallon, D., 2000, "Dry and wet spreading experiments with prototypic materials at the FARO facility and theoretical analysis", Wiss. Ber. FZKA, 6475,178-188.
- [6.3\_20] Journeau, C., Boccaccio, E., Brayer, C., Cognet G., Haquet, J.-F., Jégou, C., Piluso, P., Moneris, J., 2003, "Ex-vessel corium spreading: results from the VULCANO spreading tests", Nucl. Eng. Des. 223, 75-102.
- [6.3\_21] Farmer, M.T., Sienicki, J.J., Chu, C.C., Spencer, B.W., 1993, "The MELTSPREAD-1 computer code for the analysis of transient spreading and cooling of high temperature melts", Rapport EPRI TR-103413 - Référence non publique.
- [6.3\_22] Allelein H.-J., Breest A., Spengler C., 2000, "Simulation of core melt spreading with LAVA: Theoretical background and Status of Validation", Wiss. Ber. FZKA, 6475, 189 - 200.
- [6.3\_23] Piar, B., Michel, B.D., Babik, F., Latché, J.-C., Guillard, G., Ruggierri, J.-M., 1999, "CROCO: A Computer Code for Corium Spreading", Proc. Ninth International Topical Meeting on Nuclear Thermal Hydraulics (NURETH-9), San Francisco, Ca., USA.
- [6.3\_24] Wittmaack, R., 1997, "CORFLOW: A code for the numerical simulation of free-surface flow", Nucl. Technol., 116, 158-180.
- [6.3\_25] Journeau, C., Haquet, J.-F., Spindler, B., Spengler, C., Foit, J., 2006, "The Vulcano VE-U7 corium spreading benchmark", Progr. Nucl. Energ., 48, 215-234.
- [6.3\_26] Ramacciotti, M., Journeau, C., Sudreau, F., Cognet, G., 2001, "Viscosity models for corium melts", Nucl. Eng. Des. 204, 377-389.
- [6.3\_27] Seiler, J.M., Ganzhorn, J., 1997, "Viscosities of corium-concrete mixtures", Nucl. Eng. Des. 178, 259-268.
- [6.3\_28] Perez, M., Barbé, J.C., Neda, Z., Bréchet, Y., Salvo, L., 2000, "Computer simulation of the microstructure and rheology of semi-solid alloys under shear", Acta Met., 48, 3773-3782.
- [6.3\_29] Journeau, C., 2006, "L'étalement du corium: Hydrodynamique, Rhéologie et solidification d'un bain d'oxydes à haute température", Thèse de Doctorat, Université d'Orléans.
- [6.3\_30] Journeau, C., Jeulain, G., Benyahia, L., Tassin, J.-F., Abélard, P., 2006, "Rheology of mixtures in the solidification range", Rhéologie, 9, 28-39.
- [6.4\_1] Szabo I. "comparison of advantages and drawbacks of typical core-catcher concepts", WG2 meeting sept 6<sup>th</sup> 1994, CEA Grenoble - Référence non publique.
- [6.4\_2] Szabo I., "Survey of design principles and basic mechanisms of ex-vessel molten core retention system ", Rapport provisoire CEA - Référence non publique.
- [6.4\_3] Seiler J.M., Froment K., "Material effects on multiphase phenomena in late phase of severe accidents of nuclear reactor", Multiphase Science and Technology, 12, 2000.
- [6.4\_4] Beurtheret C.A. "Le processus de vaporisation et le Vapotron", Institut Français des Combustibles et de l'Energie, et revue technique CFHT n° 24 Paris Décembre 1956.
- [6.4\_5] Schmidt H., "Ex-vessel melt stabilisation: Experimental results on CHF-limits in the channels of the basemat cooling system", Work Report FANP TGT1/02/e52 - Référence non publique.
- [6.4\_6] Schulze G., Klemm L., "Experimental demonstration of the heat removing capacity of the EPR core catcher, considering the impact of boron and insulation material", AREVA Technical report NGTT1/2005/en/1001 - Référence non publique.
- [6.4\_7] Cenerino G., Chevalier P.Y., Fischer E. 1992 "thermodynamic calculations of oxide complex systems, prediction of fission product releases", 2<sup>nd</sup> OECD CSNI Specialist meeting on Molten Core Concrete Interactions FZK Karlsruhe, Germany 1-3 avril 1992.
- [6.4\_8] Amblard M., Froment K., Seiler J.M., Tourniaire B., "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.

- [6.4\_9] Farmer M.T., Lomperski S.W., Basu S. 2005, "The results of the reactor material experiments investigating 2D core-concrete interaction and debris coolability", NURETH 11, Avignon octobre 2-6 2005.
- [6.4\_10] Alsmeyer H., Adelheim C., Benz H., Cron T., Dillmann G., Tromm W., Schmidt-Stiefel S., Schneider H., Schumacher G., Wenz T., "Corium cooling by bottom flooding: results of the COMET investigations", OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability Karlsruhe, Germany, 15-18 November 1999.
- [6.4\_11] Spindler B., Tourniaire B., Seiler J.M., Atkhen K., "MCCI analysis and applications with the TOLBIAC-ICB code based on phase segregation model", ICAPP'5, 2005.
- [6.4\_12] Seiler J.M., Labergri, Froment K., Valin F., 1999, "Model development for the calculation of corium-ceramic interaction during severe accidents in LWRs" NURETH 9 San Francisco October 3-8, 1999.
- [6.4\_13] Cranga M., Fabianelli R., Jacq F., Barrachin M., Duval F., "The MEDICIS code, a versatile tool for MCCI modelling", ICAPP'5, 2005.
- [6.4\_14] Alsmeyer et al., "Ex-vessel core-melt stabilization research (ECOSTAR) ", Proceedings of FISA 2003, Luxembourg, Nov. 2003.
- [6.4\_15] Fischer, M., Hellmann, S, Bonnet, J.M., Journeau, C., Tourniaire, B., Seiler, J.M., Alsmeyer, H, Bürger, M., Park, S., "European experimental activities on the coolability of molten corium and its interaction with concrete and ceramic material", The first European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR-2005), Aix-en-Provence, France, 14-16 November 2005.
- [6.4\_16] "Safety assessment of the EPR Project", IRSN/DSR report n° 34, EPR report n° 88, Oct. 2004 - Référence non publique.
- [6.4\_17] Eppinger B. et al., "Investigations on the Melt Gate Ablation by Ex Vessel Core Melts in the KAPOOL Experiments", Proceedings of ICON 10, Arlington, VA April 2002.
- [6.4\_18] Lane J., "Results of the EPR core catcher test ring tests 2005", Lappeenranta University of Technology Nuclear Safety Research Unit, V 2/2005 - Référence non publique.

# CHAPITRE 7 : RELACHEMENT ET TRANSPORT DES PRODUITS DE FISSION

## 7.1 RELACHEMENT DES PRODUITS DE FISSION EN CUVE

### 7.1.1 DEFINITION, PHENOMENOLOGIE GLOBALE

La singularité d'un accident grave, susceptible de survenir sur un réacteur nucléaire, par rapport à toute autre installation industrielle non nucléaire tient à la potentialité d'émission massive de produits radioactifs dans l'environnement et aux conséquences radiologiques associées. Les produits de fission (PF) en constituent la source principale et leur relâchement en cuve, souvent appelé terme source, est la première étape à appréhender.

Les PF sont créés pendant l'irradiation selon un rendement spécifique à chacun d'entre eux et dépendant au second ordre<sup>5</sup> du type de fission (thermique sur  $^{235}\text{U}$  ou  $^{239}\text{Pu}$ , rapide sur  $^{238}\text{U}$  ...). Porté par les PF stables et les PF radioactifs de période longue, leur inventaire s'accroît de façon quasi-linéaire en fonction du taux de combustion, à raison d'environ 75 kg/(GWj/t), soit 2 tonnes de PF créés dans un cœur REP-900 à l'équilibre<sup>6</sup>. Le Tableau 3.4-1 fournit de façon synthétique le détail de cet inventaire pour chaque PF et chaque noyau lourd, ainsi que l'évolution de l'activité totale du cœur, depuis l'arrêt du réacteur jusqu'à un mois.

Dans les conditions nominales d'irradiation en REP, les PF vont se retrouver dans la matrice combustible selon des états chimiques divers [7.1\_1] :

- sous forme d'oxydes dissous, pour près de la moitié d'entre eux, en particulier pour Sr, Y, Zr, La, Ce, Nd ;
- sous forme de précipités de PF oxydes : Ba et Nb principalement ;
- sous forme de précipités de PF métalliques : Mo, Tc, Ru, Rh, Pd ;
- l'état chimique des PF volatils (Br, Rb, Te, I, Cs) n'est pas complètement clarifié à ce jour. La majorité se trouve probablement sous forme d'atomes dissous et, au-delà d'une certaine température, peut migrer radialement pour aller se condenser dans les zones plus froides. L'hypothèse de formation de composés définis, tels que CsI,  $\text{Cs}_2\text{MoO}_4$  ou des uranates de césium, a été souvent formulée, mais n'a pas été confirmée expérimentalement ;

---

<sup>5</sup> A noter cependant que pour certains PF, par exemple le ruthénium, le rendement de fission peut varier d'un facteur 2 ( $^{103}\text{Ru}$ ) à 10 ( $^{106}\text{Ru}$ ) selon que les fissions ont lieu sur  $^{235}\text{U}$  ou  $^{239}\text{Pu}$ .

<sup>6</sup> D'après un calcul PEPIN pour un réacteur en fin de vie avec chargement par quart de cœur (10,5 - 21 - 31,5 - 42 GWj/t) et 72,5 tonnes d'uranium initial.



- sous forme d'atomes dissous ou de bulles de gaz localisées en positions inter ou intra granulaires pour les gaz de fission, xénon et krypton. A noter que la fraction accumulée sous forme de gaz aux joints de grains est la plus accessible au relâchement en situation accidentelle.

**Tableau 7.1-1 : Evolution de l'activité des produits de fission et actinides dans un REP 900 MWe(1) après l'arrêt.**

Produits de fission	Masse totale à l'AU en kg (2)	Activités en fraction de l'activité totale			
		à l'AU	à 1 heure	à 1 jour	à 1 mois
As	7,39E-03	0,20%	0,01%	0,00%	0,00%
Se	3,14E+00	0,58%	0,02%	0,00%	0,00%
Br	1,16E+00	1,17%	0,20%	0,00%	0,00%
Kr	2,21E+01	2,32%	1,46%	0,03%	0,06%
Rb	2,03E+01	3,22%	0,84%	0,01%	0,00%
Sr	5,51E+01	4,50%	3,85%	2,57%	6,10%
Y	2,89E+01	5,84%	5,11%	3,40%	8,16%
Zr	2,10E+02	4,73%	3,83%	4,63%	10,30%
Nb	3,24E+00	7,09%	5,68%	5,93%	13,18%
Mo	1,84E+02	4,28%	2,28%	2,90%	0,01%
Tc	4,52E+01	4,82%	2,50%	2,77%	0,01%
Ru	1,37E+02	1,85%	3,11%	3,67%	10,27%
Rh	2,36E+01	2,30%	3,42%	4,96%	10,26%
Pd	5,93E+01	0,19%	0,33%	0,18%	0,00%
Ag	3,97E+00	0,14%	0,11%	0,12%	0,05%
Cd	4,00E+00	0,03%	0,02%	0,01%	0,00%
In	8,20E-02	0,13%	0,03%	0,01%	0,00%
Sn	2,65E+00	0,66%	0,15%	0,02%	0,01%
Sb	8,98E-01	1,76%	0,68%	0,17%	0,06%
Te	2,62E+01	3,85%	4,16%	2,88%	0,69%
I	1,27E+01	5,70%	8,94%	6,39%	0,65%
Xe	3,07E+02	4,33%	3,60%	5,12%	0,41%
Cs	1,61E+02	3,82%	1,27%	0,46%	1,61%
Ba	8,21E+01	4,67%	3,75%	3,46%	3,45%
La	6,99E+01	4,71%	5,22%	3,57%	3,25%
Ce	1,63E+02	3,61%	5,04%	7,41%	16,01%
Pr	6,21E+01	3,10%	4,63%	5,49%	11,76%
Nd	2,07E+02	0,68%	1,07%	1,25%	0,82%
Pm	1,24E+01	0,65%	1,22%	1,65%	1,48%
Sm	3,57E+01	0,21%	0,46%	0,54%	0,00%
Eu	8,90E+00	0,08%	0,19%	0,29%	0,36%
<b>Actinides</b>					
U	6,99E+04	9,37%	3,91%	0,00%	0,00%
Np	3,15E+01	9,37%	22,76%	29,86%	0,02%
Pu	5,89E+02	0,05%	0,11%	0,19%	0,80%
Am	6,18E+00	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%
Cm	2,09E+00	0,01%	0,03%	0,06%	0,21%
<b>Total activité (Bq)</b>		5,91E+20	2,42E+20	1,39E+20	3,30E+19

(1) : REP UO2 900 MWe à 3,70% de 235U - 72,5 tonnes d'U initial  
 Chargement par quart de cœur en fin de vie : 10,5 - 21 - 31,5 - 42 GWJ/tU  
 Tous PF et actinides présents dans le cœur (pas d'hypothèse de relâchement)  
 (2) : Eléments stables et radioactifs

L'état chimique des PF des 3 premières catégories n'est pas figé et certains peuvent passer d'une catégorie à l'autre selon la température de fonctionnement, le potentiel d'oxygène dans le combustible (qui augmente avec le taux de combustion, les fissions ayant un caractère oxydant) et le taux de combustion (accroissement de la concentration des PF dans la matrice). C'est en particulier le cas pour le molybdène qui précipite sous forme essentiellement métallique mais peut aussi se rencontrer à l'état

oxydé (notamment en périphérie de pastilles dans le combustible MOX), ou pour le niobium et le strontium dont les oxydes peuvent être en partie dissous et en partie précipités.

En situation d'accident grave, les PF vont jouer plusieurs rôles :

- les PF radioactifs et, en particulier, ceux de période courte, sont minoritaires en masse mais porteurs de l'essentiel de la radioactivité et de la puissance résiduelle :
  - les plus volatils d'entre eux sont relâchés de la cuve, transportés et partiellement déposés dans le circuit primaire puis dans l'enceinte, d'où ils peuvent atteindre l'extérieur par les chemins de fuite et ainsi contaminer l'environnement. Les isotopes les plus radiotoxiques sont, dans ce cas,  $^{133}\text{Xe}$ ,  $^{132}\text{Te}$ ,  $^{132}\text{I}$ ,  $^{131}\text{I}$  dans le court terme, et  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  dans le long terme et potentiellement le ruthénium ( $^{103}\text{Ru}$  à moyen terme et  $^{106}\text{Ru}$  à plus long terme) pour des scénarios particuliers d'accident avec entrée d'air dans le cœur,
  - les PF non volatils restent liés au corium ( $^{239}\text{Np}$ ,  $^{140}\text{La}$  dans le court terme,  $^{95}\text{Zr}$ ,  $^{95}\text{Nb}$ ,  $^{144}\text{Ce}$  dans le moyen et long terme) et provoquent l'échauffement et la fusion du cœur, si celui-ci n'est pas suffisamment refroidi,
- les PF stables, majoritaires en masse, ont un effet pénalisant vis-à-vis de la dégradation du cœur parce que, d'une part, la formation d'eutectiques  $\text{UO}_2$ -PF a tendance à abaisser la température de fusion [7.1\_2], la concentration en PF dans le combustible n'étant pas négligeable à fort taux de combustion (supérieure à 10% atomique au-delà de 50 GWj/t) et, d'autre part, l'action de la pression exercée par les gaz de fission peut provoquer la rupture des joints de grains et causer la formation de débris de combustible.

## 7.1.2 PHENOMENES PHYSIQUES MIS EN JEU

### 7.1.2.1 Cas des gaz de fission

Pendant l'irradiation de base en REP, les gaz de fission s'implantent sous forme atomique dans le grain d' $\text{UO}_2$ . Ces atomes de gaz diffusent en direction des joints de grains ou précipitent sous la forme de bulles intragranulaires nanométriques, ralentissant ainsi leur migration vers le joint de grain. Les bulles peuvent à leur tour être remises en solution sous l'action des pointes de fission, phénomènes ré accélérant l'alimentation en gaz des joints de grains. Arrivés à la surface des grains, majoritairement par diffusion atomique, mais également par migration des bulles, les gaz de fission s'y accumulent jusqu'à coalescer sous forme de bulles plus grosses remplissant le joint et pouvant trouver un chemin de sortie vers le volume libre du crayon **Erreur ! Source du renvoi introuvable..**

Au moment de l'accident, la population des gaz est donc de 3 types :

- les atomes de gaz dissous dans la matrice ;
- les bulles de gaz intra-granulaires peu mobiles ;
- les gaz accumulés aux joints de grains ; leur relâchement répond à des mécanismes différents.

La première phase de relâchement, souvent appelé "burst release", correspond au déstockage des gaz accumulés en position inter-granulaire, auquel il faut évidemment ajouter la fraction qui a déjà été

relâchée dans le plenum du crayon pendant l'irradiation de base (de l'ordre de quelques % à 10% selon le taux de combustion, la puissance d'irradiation et le type de combustible). Ce relâchement intervient au début de la montée en température autour de 1000°C, parfois moins pour les combustibles à fort taux de combustion. La deuxième phase concerne le relâchement des gaz intra-granulaires, par un processus de diffusion activé thermiquement et commençant par les atomes dissous. Enfin les gaz piégés dans les bulles intra-granulaires nanométriques sont les derniers à être relâchés, leur ultime bouffée intervenant souvent au moment de la fusion du combustible.

Il est donc important, pour la modélisation du relâchement des gaz, de bien quantifier les fractions respectives de ces 3 populations, lesquelles dépendent de leur position radiale dans la pastille (températures différentes, micro-structure de type rim en périphérie ...) et du type de combustible (fraction inter-granulaire plus élevée pour les combustibles MOX hétérogènes). Il faut également noter la dépendance de ces fractions à la période radioactive des gaz, qui constitue un effet plutôt bénéfique vis-à-vis du terme source puisque les gaz de période courte ont eu le temps de décroître après avoir migré vers le joint de grain. Cet effet est essentiellement bénéfique pour les accidents de type APRP ou RIA, car, au final, l'inventaire total des gaz est relâché en accident grave.

#### 7.1.2.2 Cas des produits de fission

On considère généralement que le relâchement des PF suit un double processus : (i) diffusion jusqu'au joint de grains des PF en solution dans la matrice, ou des précipités lorsque la limite de solubilité a été atteinte, (ii) suivie d'un mécanisme de vaporisation/transfert de masse à la surface des grains. Ce dernier est couplé à des aspects de physico-chimie : formation potentielle de composés définis (Csl, molybdates, zirconates, uranates de césium, baryum, strontium ...) ou oxydation/réduction des précipités par la vapeur d'eau et/ou l'hydrogène, ces réactions chimiques affectant significativement la volatilité de certains éléments. Il faut noter que les données thermodynamiques de base à haute température pour la formation et la destruction de ces espèces sont peu connues à ce jour, ce qui rend la modélisation mécaniste difficile.

Au-delà du relâchement hors de la matrice combustible, des interactions chimiques potentielles avec la gaine et/ou les éléments de structure du cœur peuvent également réduire la volatilité de certains éléments par la formation d'espèces plus réfractaires. Enfin, une fois relâchée du cœur, une fraction significative des PF se condense dans les zones plus froides des structures supérieures de la cuve, avant même d'atteindre le circuit primaire ou l'enclaustrée. C'est en particulier le cas pour les PF peu volatils.

De façon qualitative, les principaux paramètres physiques qui affectent le relâchement des PF sont les suivants :

- la température est le paramètre principal, du moins jusqu'à la perte de géométrie du cœur ;
- les conditions oxydo-réductrices vues par le combustible jouent un rôle majeur. La cinétique de relâchement des PF volatils est en particulier accélérée en conditions oxydantes. Par ailleurs, le relâchement global de certains PF est très sensible au potentiel d'oxygène. Par exemple, le relâchement du Mo est accru sous vapeur d'eau, celui du Ru peut être très élevé sous air ; à l'inverse, le relâchement du Ba (de même que Ce et Eu) est accru en conditions réductrices ;

- les interactions avec la gaine et/ou les éléments de structure peuvent jouer un rôle non négligeable. Par exemple la présence d'étain dans les gaines retarde l'émission des éléments volatils tellure et antimoine. Le baryum, qui contribue de manière importante à la puissance résiduelle (via son descendant  $^{140}\text{La}$ ), est également partiellement piégé dans la gaine (par une probable formation de zirconates) ainsi que dans les aciers de structure ;
- le taux de combustion aggrave le relâchement, autant vis-à-vis de la cinétique des PF volatils que de l'amplitude du relâchement des espèces peu volatiles, telles que Nb, Ru, Ce, Np ;
- la nature du combustible semble jouer un rôle également significatif : le relâchement du MOX a tendance à être plus élevé que celui de l' $\text{UO}_2$ , phénomène probablement lié à la micro-structure hétérogène, avec la présence d'amas riches en plutonium, sièges d'un taux de combustion local très élevé ;
- enfin, l'état du combustible au cours de sa dégradation en cuve joue un rôle important : le passage d'une géométrie "crayon dégradé" à une géométrie "lits de débris" s'accompagne d'un accroissement du relâchement, par augmentation du rapport surface/volume, alors qu'au contraire, le passage d'une géométrie "lits de débris" à un bain fondu ralentit le relâchement des PF, et ce d'autant plus qu'une croûte solide se forme au dessus du bain.

### 7.1.2.3 Degrés de volatilité

En conclusion, l'état des connaissances actuelles, acquises en particulier grâce à l'apport des expériences analytiques VERCORS et des essais intégraux PHEBUS (voir 7.1.3), permet de classer schématiquement les PF et gaz de fission en 4 catégories de volatilités décroissantes, chacune ayant les caractéristiques suivantes (Figure 7.1-1) :

- les gaz de fission et PF volatils (Kr, Xe, I, Cs, Br, Rb, mais aussi Te, Sb et probablement Ag) : leur relâchement est quasi complet avant même d'atteindre la formation du bain fondu. La cinétique de relâchement de tous ces éléments est accélérée en conditions oxydantes et légèrement retardée pour Te et Sb par interaction avec l'étain des gaines, ce qui, au final, n'a que peu d'importance ;
- les PF semi-volatils (Mo, Ba, Y, Rh) : ils sont caractérisés par un relâchement qui peut être très élevé, dans certains cas équivalent à celui des PF volatils, c'est-à-dire quasi-complet, mais comportant, d'une part, une très grande sensibilité aux conditions oxydo-réductrices, et donnant lieu, d'autre part, à une rétention importante dans les structures supérieures de la cuve ;
- les PF peu volatils (Sr, Nb, Ru, La, Ce, Eu, Np) : ils sont caractérisés par un relâchement faible mais significatif, de l'ordre de quelques % à 10% pendant la phase de dégradation des crayons combustibles (avant la perte de géométrie du cœur). Néanmoins, ce relâchement peut atteindre des valeurs bien plus élevées pour des combustibles à très haut taux de combustion (15 à 30% de relâchement ont été mesurés pour Nb, Ru et Ce sur un combustible  $\text{UO}_2$  à 70 GWj/t) ou dans des conditions particulières (cas du Ru sous air). On s'attend toutefois à ce que leur rétention dans les structures supérieures de la cuve soit très importante ;
- les PF non volatils (Zr, Nd) : à ce jour, aucun relâchement significatif de ces deux éléments n'a pu être mis en évidence expérimentalement. Ce sont les 2 PF les plus réfractaires.

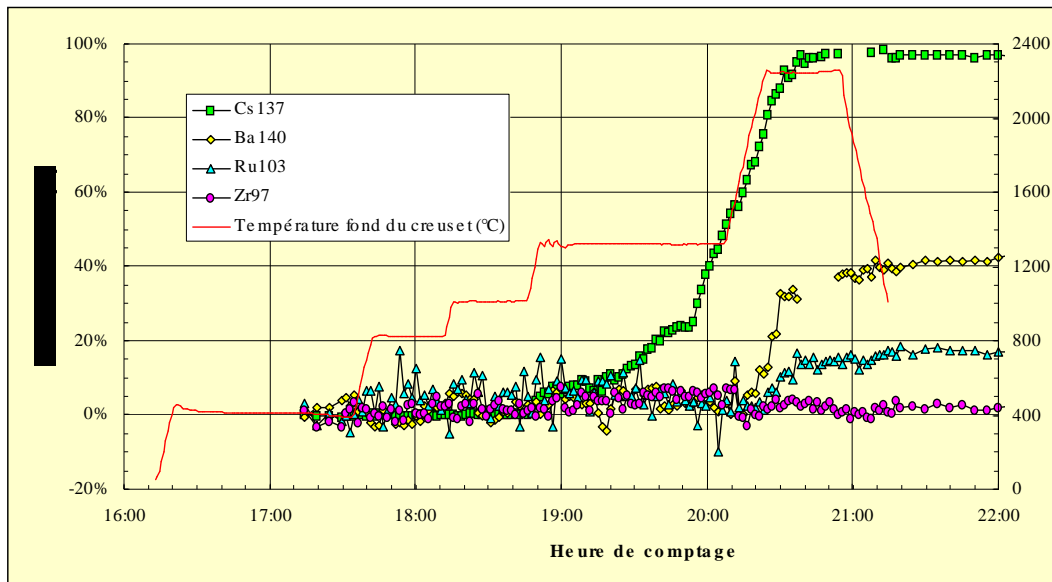


Figure 7.1-1 : Illustration des 4 classes de volatilité des PF d'après un essai VERCORS

## 7.1.3 PROGRAMMES EXPERIMENTAUX, MODELISATION ET CODES DE CALCULS

### 7.1.3.1 Principaux programmes expérimentaux

Les programmes expérimentaux relatifs au relâchement des PF s'appuient essentiellement sur des expériences analytiques hors pile effectuées sur des tronçons de combustibles irradiés. Elles sont utilement complétées par des essais intégraux, en particulier vis-à-vis du couplage entre la dégradation du cœur et le relâchement des PF.

#### 7.1.3.1.1 Expériences analytiques

Cinq programmes analytiques d'envergure ont été conduits depuis la fin des années 70, les programmes allemand SASCHA [7.1\_4], américain HI/VI [7.1\_5], canadiens CRL [7.1\_6], japonais VEGA [7.1\_7], et enfin français HEVA/VERCORS [7.1\_8], qui est décrit un peu plus en détail en raison de son apport spécifique (qualité et accès de ses résultats).

- Le programme SASCHA fut le premier de ce type. Il a été réalisé avec du combustible UO<sub>2</sub> non irradié, sous diverses atmosphères d'argon, air et vapeur d'eau. Les pastilles d'UO<sub>2</sub> étaient spécialement fabriquées avec des additifs simulant les PF. Bien que ces conditions soient peu représentatives de l'implantation réelle des PF par irradiation, ce programme a contribué à fournir les premières estimations du relâchement de l'iode et du césium jusqu'à environ 2000°C.
- Le programme HI/VI a été conduit par ORNL entre 1981 et 1993 (6 essais HI et 7 essais VI). La configuration expérimentale, du moins pour les essais VI, était proche de celle du programme VERCORS, avec une boucle équipée de tubes à gradient thermique (TGT) séquentiels, filtres, condenseur et pièges de récupération des gaz actifs. L'échantillon combustible était un tronçon d'UO<sub>2</sub> irradié d'environ 15 cm de long et fermé aux extrémités. Un trou était réalisé dans la gaine à mi-hauteur. Ce programme a donné des résultats représentatifs très importants sur le relâchement

des PF, mais limités aux PF de période longue (essentiellement  $^{85}\text{Kr}$ ,  $^{106}\text{Ru}$ ,  $^{125}\text{Sb}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{144}\text{Ce}$  et  $^{154}\text{Eu}$ ), car les échantillons n'étaient pas ré-irradiés avant les tests.

- Le programme CRL est un programme très analytique qui se poursuit encore aujourd'hui. Il est constitué de nombreux essais effectués sur des fragments de combustible irradié (100 mg à 1 g) ou sur de courts tronçons gainés. L'utilisation d'un four résistif limite la température des essais en dessous de 2000°C. Certains échantillons sont préalablement ré-irradiés pour permettre la mesure des PF de période courte. L'un des enseignements importants de ce programme est la première quantification du très fort relâchement du ruthénium sous air.
- Le programme VEGA est très proche du programme VERCORS, en particulier de la série VERCORS HT. Il est achevé à ce jour. 10 essais ont été réalisés, 8 sur combustible  $\text{UO}_2$  et 2 sur combustible MOX, certains d'entre eux dans une atmosphère de vapeur d'eau jusqu'à la fusion du combustible. Certains échantillons ont été préalablement ré-irradiés, mais dans des conditions non optimales (irradiation trop courte et durée de décroissance trop longue). Une des particularités de ce programme est la réalisation d'essais sous pression à 1 MPa, montrant notamment une réduction du relâchement du césium.
- Le programme HEVA/VERCORS, financé par IRSN et EDF, avait pour objectif de quantifier le relâchement des PF et des noyaux lourds (cinétique et relâchement global) hors d'un combustible nucléaire irradié, soumis à des conditions représentatives d'un accident grave. Les essais, réalisés en cellule de haute activité, ont été menés sur différents types d'échantillons de combustibles irradiés en REP (environ 20 g de combustible) et pour différentes conditions expérimentales. La plupart des échantillons étudiés étaient ré-irradiés quelques jours à basse puissance en réacteur expérimental pour reconstituer l'inventaire en PF de période courte, qui sont les plus pénalisants sur le plan radiologique. Ces échantillons étaient ensuite chauffés dans un four inductif sous une atmosphère mixte de vapeur d'eau et d'hydrogène simulant les conditions d'un accident grave (Figure 7.1-2). Le relâchement des PF était mesuré en ligne pendant la séquence accidentelle, par spectrométrie gamma, avec en particulier une visée directe sur le combustible. 25 essais ont été réalisés entre 1983 et 2002, en 3 phases : 8 essais HEVA (relâchement des PF volatils et quelques semi-volatils jusqu'à 2100°C), 6 essais VERCORS (PF volatils, semi-volatils et quelques PF peu volatils jusqu'à 2300°C, limite de délocalisation du combustible), 11 essais HT/RT (tous types de PF jusqu'à la fusion du combustible). Ils ont permis d'établir une des bases de données la plus étendue sur le relâchement des PF. Les paramètres explorés au cours de ces essais étaient le niveau de température atteint (en deçà ou au delà de la fusion du combustible), les conditions oxydo-réductrices du gaz environnant, le taux de combustion, le type de combustible (généralement  $\text{UO}_2$  et deux essais avec du MOX) et sa géométrie initiale (combustible intact ou débris de combustible pour simuler la phase finale d'un accident grave).

Des incertitudes demeurent aujourd'hui sur le relâchement des PF. C'est en particulier le cas pour les combustibles  $\text{UO}_2$  à très fort taux de combustion (70 GWj/t et au delà), pour les combustibles MOX, et pour certains scénarios : entrée d'air ou renoyage. Le futur programme VERDON (tripartite CEA-EDF-IRSN), qui fait partie du nouveau programme international Terme Source [7.1\_9], doit couvrir ces thèmes, hors l'aspect renoyage. A noter l'existence, dans le cadre de l'ISTC, d'un programme russe

QUENCH, seule expérience analytique sur combustible irradié, qui doit traiter le cas du renoyage par chauffage d'un tronçon gainé d'UO<sub>2</sub> irradié (60 GWj/t) jusqu'à 1600°C sous vapeur d'eau, suivi d'un renoyage sous eau froide (voir chapitre 3.1).

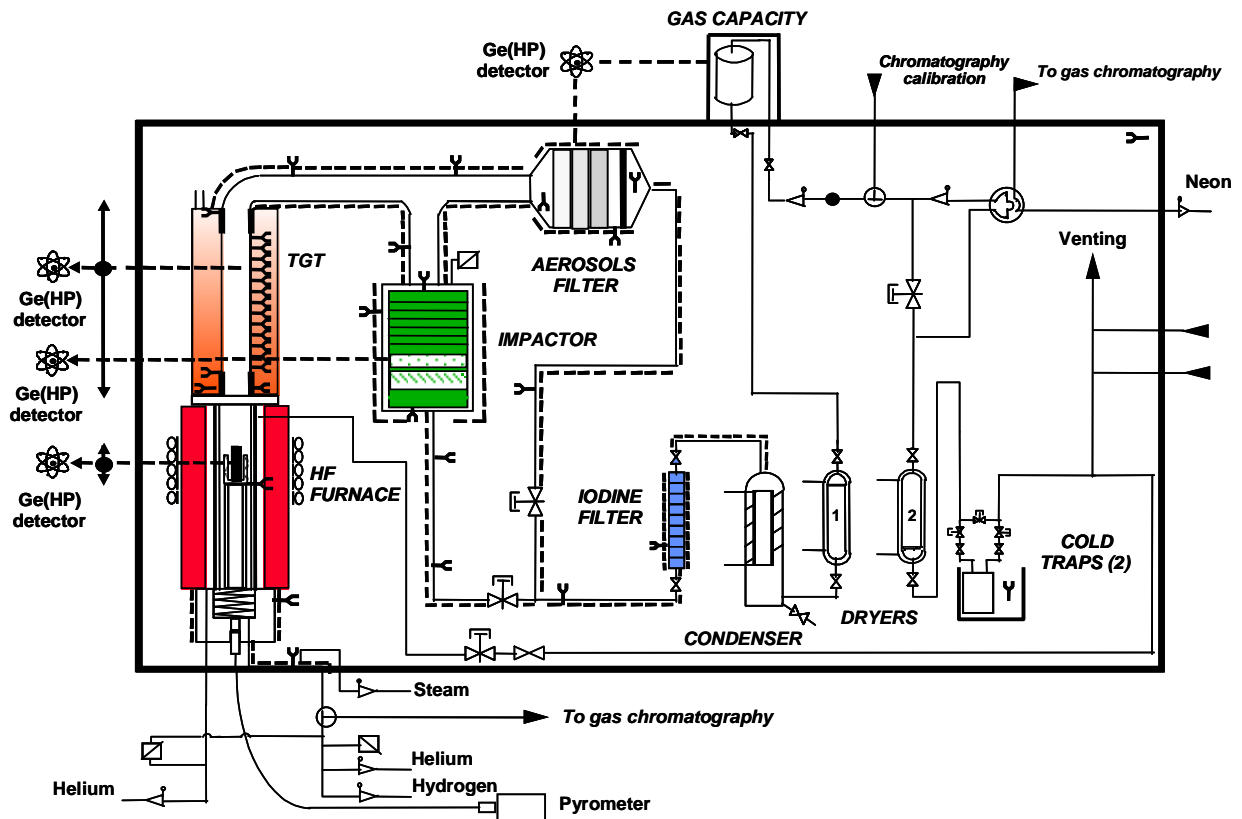


Figure 7.1-2 : Boucle VERCORS HT

### 7.1.3.1.2 Essais intégraux

Le programme PHEBUS-PF est le plus récent et le plus riche d'enseignements vis-à-vis de la représentativité globale d'un accident grave [7.1\_9]. Les essais couvrent toutes les phases de l'accident, depuis le début de dégradation du cœur jusqu'à la formation du bain fondu en cuve. La section en pile est constituée d'une grappe de 20 crayons de combustible irradié, à l'exception de l'essai FPT0 (20 crayons vierges) et FPT4 (configuration lits de débris), et d'un crayon central simulant une barre de contrôle (AIC ou B<sub>4</sub>C). Les PF relâchés sont ensuite transportés dans des lignes régulées en température pour représenter les conditions de transport dans le circuit primaire. Le circuit débouche dans un réservoir de 10 m<sup>3</sup> simulant l'enclaustrage de confinement d'un REP et muni d'un puisard en partie basse, contenant de l'eau à PH contrôlé.

5 essais ont été réalisés entre 1993 et 1999 :

- FPT0 avec du combustible vierge, une barre de contrôle en AIC, des conditions riches en vapeur d'eau et un puisard acide,
- FPT1 dans les mêmes conditions que FPT0 avec du combustible irradié à 24 GWj/t,

- FPT2 avec le même combustible et barre de contrôle que FPT1, mais dans un environnement moins oxydant et avec un puisard basique et évaporant en fin d'essai,
- FPT3 dans les mêmes conditions que FPT2, mais avec une barre de contrôle en B<sub>4</sub>C et un puisard acide évaporant,
- FPT4 avec une configuration initiale de lits de débris permettant de simuler la phase finale d'un accident grave.

Pour ce qui concerne le relâchement des PF en cuve, l'apport essentiel du programme PHEBUS-PF par rapport aux essais analytiques a été la mise en évidence, d'une part, d'un couplage entre la dégradation et le relâchement du baryum, ce dernier étant beaucoup moins élevé que dans les essais analytiques (la différence de comportement est attribuée aux interactions du Ba avec la gaine et peut-être le fer, effets réduisant sa volatilité), et d'autre part, du faible relâchement à partir du bain fondu. Les résultats de relâchement des PF ont, autrement, été très cohérents avec ceux des essais analytiques.

### 7.1.3.2 Modélisation et codes de calculs

Deux approches sont utilisées pour la modélisation du relâchement des PF et leur intégration dans les codes de calculs : l'approche empirique, qui permet une intégration aisée dans les codes scénarios et l'approche mécaniste, qui décrit au mieux l'ensemble des phénomènes physiques. Ces deux approches sont illustrées avec les deux outils de l'IRSN : ELSA, modèle de relâchement intégré dans le code ASTEC et MFPR, code mécaniste développé par les russes de IBRAE.

#### 7.1.3.2.1 Approche empirique du code ELSA

Le code ELSA [7.1\_10] modélise le relâchement des PF selon 3 catégories, basées sur le principe simple du "phénomène limitant".

- Le relâchement des PF dits volatils (Xe, Kr, I, Br, Cs, Rb, Sb, Te) est gouverné par le mécanisme de diffusion dans le grain du combustible, selon un modèle de Booth amélioré, le coefficient de diffusion étant fonction de la température, mais également de la stœchiométrie du combustible. Ce coefficient est identique pour tous ces PF, sauf pour Sb et Te, pour lesquels un retard au relâchement est appliqué pour tenir compte de leur rétention dans la gaine, tant que celle-ci n'est pas totalement oxydée.
- Le relâchement des PF dits semi-volatils est gouverné par le transfert de masse induit par leur vaporisation aux joints de grains. Les pressions de vapeur sont tabulées par des corrélations thermodynamiques effectuées avec les solveurs GEMINI 2 (Sr, Ru, Ba, La) ou FACT (Mo, Ce, Eu). A noter que c'est ce même mécanisme de transfert de masse qui est appliqué ensuite à l'ensemble des PF pour le relâchement à partir du bain fondu.
- Le relâchement des autres PF, dits non volatils, est gouverné par la vaporisation de l'UO<sub>2</sub> sur stœchiométrique, lorsqu'il s'oxyde jusqu'à atteindre la formation de UO<sub>3</sub>. Cette catégorie couvre également les actinides U, Np, Pu, Am, Cm.



### **7.1.3.2.2 Approche mécaniste du code MFPR**

MFPR [7.1\_11] est un code mécaniste 0-D qui traite le relâchement à partir du combustible  $UO_2$  solide. Les PF, considérés comme stables, sont incorporés dans la matrice combustible sous leur forme atomique ou oxyde. Deux types de modélisations sont réalisées : celle concernant les gaz de fission et celle dédiée aux PF.

La modélisation des gaz de fission inclut l'ensemble des phénomènes physiques précédemment décrits (en 7.1.2.1) : diffusion intra-granulaire des atomes et des bulles jusqu'aux joints de grains, les mécanismes de formation (nucléation, croissance) et de destruction (remise en solution) des bulles étant pris en compte. Le relâchement s'opère à partir du joint de grain après coalescence et interconnexions des bulles de gaz.

La modélisation des PF concerne pour l'instant 13 éléments : Cs, I, Te, Mo, Ru, Sb, Ba, Sr, Zr, La, Ce, Nd, Eu. Ceux-ci sont supposés diffuser jusqu'à la surface du joint de grain, certains s'oxydant au passage. Ils forment alors 3 phases distinctes, une phase métallique, une phase ternaire, dite phase grise, composée des PF oxydes, et une phase spécifique dédiée à la forme CsI. Le relâchement est ensuite gouverné par la mise en équilibre thermodynamique de ces 3 phases avec le gaz contenu dans le joint de grain.

La validation de ces codes est aujourd'hui bien avancée. Le relâchement des PF volatils reproduit avec justesse les observations expérimentales, l'approche ELSA montrant toutefois une légère sous estimation du relâchement à température intermédiaire (entre 1000 et 1500°C) du fait de la non prise en compte des inventaires inter-granulaires. Les incertitudes les plus élevées concernent le calcul des PF semi-volatils et peu volatils, notamment en raison de la difficulté à traiter correctement les mécanismes chimiques mis en jeu et leurs interactions potentielles avec les éléments de structure (barres de contrôles, internes cœur ...).

### **7.1.4 BILANS ET PERSPECTIVES**

La base expérimentale d'essais analytiques réalisés sur des tronçons de combustible irradiés, est relativement étendue, pour les combustibles  $UO_2$  à taux de combustion moyen. Elle est complétée par les essais intégraux de type PHEBUS-PF. Ces expériences ont permis d'affiner la compréhension des différents paramètres influant sur les rejets, tels que la température, les conditions oxydo-réductrices, les interactions avec les matériaux de structure, en particulier la gaine des crayons de combustible, le taux de combustion, la nature du combustible ( $UO_2$  ou MOX) ainsi que son état (combustible solide ou liquéfié).

Ces résultats ont permis l'élaboration et la validation de modèles de deux types. Certains, dits mécanistes, permettent de décrire la plupart des interactions dans le combustible et sont surtout utilisés pour l'interprétation des essais. On en dérive des modèles simplifiés, décrivant les phénomènes dominants et utilisés dans les modules de relâchement des codes intégrés.

Les hypothèses émises pour l'interprétation des essais permettent de reproduire correctement la dépendance du relâchement aux différents paramètres, température, taux de combustion et composition de l'atmosphère environnant le combustible. Elles reposent principalement sur des

transformations physico-chimiques au sein du combustible : le code MFPR utilisé pour l'interprétation des essais permet de décrire, outre le comportement des gaz de fission, les variations de composition des différentes phases contenant des produits de fission au sein du combustible, ainsi que les spéciations chimiques des éléments concernés. Ces hypothèses souffrent cependant aujourd'hui d'un manque de validation, laquelle est attendue d'un programme de micro-analyses de combustible ayant subi des essais de relâchement dans le cadre du programme international Terme Source. La compréhension ainsi acquise devrait permettre des extrapolations à de nouveaux combustibles, ce qui pourrait limiter le recours à de nouveaux essais de relâchement.

La base de données expérimentales disponible aujourd'hui est cependant jugée insuffisante. C'est pourquoi il est prévu de l'étendre au combustible MOX (2 essais) et au combustible UO<sub>2</sub> à fort taux de combustion (1 essai) dans le cadre du programme VERDON inclus dans le programme international Terme Source. Ces essais permettront de valider, voire améliorer, les modèles précédemment développés.

Le relâchement lors du renoyage de combustible à fort taux de combustion est étudié expérimentalement dans le programme ISTC-QUENCH. A la lueur des résultats de ces essais, on examinera s'il est nécessaire ou non de réaliser des expérimentations complémentaires.

Le cas des accidents avec entrée d'air, par exemple après percée de la cuve ou réacteur à l'arrêt, est également traité. Les données disponibles, principalement d'origine canadienne, montrent que, dans ce cas le ruthénium se comporte comme un produit de fission volatil et peut être presque complètement relâché [7.1\_12]. Des modèles sont en cours d'élaboration et devraient être disponibles à la fin de l'année 2006. Ils seront validés sur un essai spécifique VERDON de relâchement sous air.

## 7.2 TRANSPORT DES PRODUITS DE FISSION DANS LES CIRCUITS PRIMAIRE ET SECONDAIRE

### 7.2.1 DEFINITION, PHENOMENOLOGIE GLOBALE

Les produits de fission et matériaux de structure sont relâchés depuis le cœur essentiellement sous forme de vapeurs. Ces vapeurs se refroidissent dans la partie haute de la cuve puis dans le circuit primaire. Un certain nombre de phénomènes se produisent au cours de ce refroidissement :

- la condensation des vapeurs sur des germes de nucléation pour former des particules fines ; ce processus est généralement appelé nucléation homogène ;
- la condensation des vapeurs sur des particules préexistantes ; ce processus est généralement appelé nucléation hétérogène ;
- la condensation des vapeurs sur les parois pour former des dépôts.

Le niveau de température où se produisent ces phénomènes dépend de la forme chimique des produits de fission et des matériaux de structure, point qui sera traité au chapitre 7.5. Après condensation des vapeurs, le transport des produits de fission et matériaux de structure est, à l'exception notable de l'iode et du ruthénium, principalement régi par la physique des aérosols. Les principaux phénomènes sont représentés sur la Figure 7.2-1.

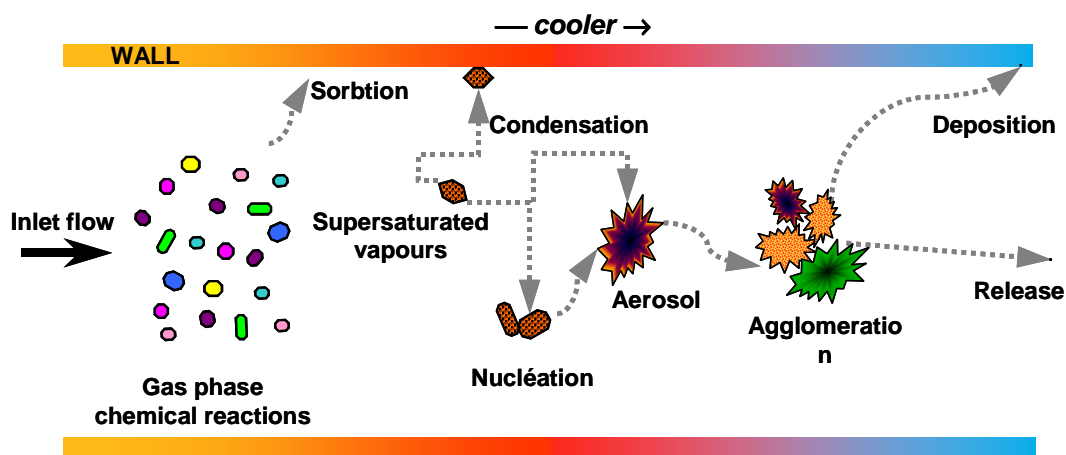


Figure 7.2-1 : Phénomènes de transport des aérosols

### 7.2.2 PHENOMENES PHYSIQUES MIS EN JEU

#### 7.2.2.1 Phénomènes de nucléation

Le phénomène de formation de particules par nucléation homogène peut être décrit par des approches microscopiques ou simplifiées. Les approches simplifiées donnant des résultats voisins des approches microscopiques, elles sont généralement utilisées dans les codes de calcul.

Le phénomène de nucléation hétérogène correspond à une condensation des vapeurs sur les particules d'aérosols préexistantes, composées d'éléments moins volatils qui se sont condensés à plus haute température. Les modèles existants, qui font intervenir la diffusion des molécules dans le fluide porteur, sont considérés comme satisfaisants.

#### **7.2.2.2 Phénomènes de coagulation (ou agglomération)**

Les particules (aérosols) formées par nucléation sont soumises à un mouvement relatif par rapport au fluide vecteur dû en particulier à la diffusion brownienne, à la turbulence et à la gravité (sédimentation). Ce mouvement conduit à des collisions entre particules qui provoquent leur agglomération. On assiste donc à un grossissement des particules d'aérosol au cours de leur transport. Leur taille typique est de quelques micromètres pour le circuit primaire.

Ces phénomènes sont bien compris et les modèles disponibles donnent des résultats satisfaisants lorsqu'ils sont confrontés aux expériences. Il faut cependant noter que certains paramètres des modèles, tels que le facteur de forme des particules, exprimant leur écart par rapport à la sphéricité, sont mal connus. Cette méconnaissance ne semble cependant pas engendrer d'incertitudes trop importantes.

#### **7.2.2.3 Dépôts par condensation de vapeur**

Les vapeurs de produits de fission et matériaux de structure émis depuis le cœur vont en partie se déposer par condensation sur les parois froides. Ce phénomène de dépôt est généralement décrit en utilisant une analogie entre transfert de masse et transfert de chaleur. Ceci suppose de connaître les propriétés des molécules en jeu, en particulier leur pression de saturation. L'aspect chimie associé est traité au paragraphe 7.5.

Avant la réalisation des essais intégraux PHEBUS-PF, la confiance dans les modèles de dépôt par condensation était importante. Or, ces essais ont montré que les dépôts par condensation étaient sous-estimés.

La sous-estimation peut atteindre un facteur 2. Plusieurs hypothèses ont été explorées pour expliquer cet écart. Il a été conclu qu'il s'agissait d'effets liés au fait que l'écoulement n'était établi ni thermiquement ni hydrauliquement [7.2\_1]. Dans de telles situations, les coefficients d'échange de chaleur et de transfert de masse sont augmentés et, par conséquent, les dépôts le sont également. Des calculs CFD appliqués à PHEBUS ont permis de valider cette explication. Les améliorations de modèles associés restent à implanter dans les codes de calcul.

#### **7.2.2.4 Dépôts par sédimentation**

Les particules d'aérosols sont soumises à l'action de la gravité qui dévie leur trajectoire vers le bas. Sous cet effet, les particules peuvent se déposer sur les surfaces horizontales. Ce phénomène de dépôt n'a une importance significative que pour des vitesses de fluide faibles et donc des temps de transit importants.

Le phénomène est bien compris et les modèles disponibles donnent des résultats satisfaisants lorsqu'ils sont confrontés aux expériences.

### **7.2.2.5 Dépôts par diffusion brownienne ou turbulente**

Le mouvement brownien des particules peut les amener en contact avec les parois où elles se déposent. Ce phénomène n'est significatif qu'en régime d'écoulement laminaire, car il est dominé par la diffusion turbulente à vitesse élevée. Les phénomènes sont bien compris et les modèles disponibles donnent, là encore, des résultats satisfaisants lorsqu'ils sont confrontés aux expériences.

### **7.2.2.6 Dépôts par impaction**

Ce phénomène est surtout actif dans le cas de changements de géométrie : coudes, changements de section, obstacles... Dans ce cas, l'inertie des particules les éloigne des lignes de courant et peut les amener en collision avec les parois. Un facteur important est la taille des particules : les dépôts par impaction vont concerner principalement les classes de taille les plus importantes.

Dans le cas du circuit primaire, les dépôts les plus significatifs sont attendus au niveau des coudes et des changements de section (par exemple, à l'entrée des tubes de générateur de vapeur). Ces phénomènes sont modélisés à partir de corrélations issues de la littérature qui sont généralement considérées comme donnant des résultats satisfaisants. Le cas des dépôts dans le circuit secondaire en cas de séquence de type RTGV est traité séparément.

### **7.2.2.7 Dépôts par thermophorèse**

Lorsque les particules sont transportées dans un champ de température, le nombre de chocs des molécules du fluide porteur sur les particules est plus important du côté chaud que du côté froid et provoque donc un mouvement, généralement vers la paroi, plus froide que le fluide. De nombreuses études théoriques et expérimentales ont été menées dans le passé et ont conduit à des formulations de vitesse de dépôt par thermophorèse communément admises [7.2\_2]. Parmi les expériences, on peut citer les essais TUBA-thermophorèse menés par le passé à l'IPSN [7.2\_3].

La validation de modèles sur ce type d'essai est satisfaisante. Cependant, les essais intégraux PHEBUS-PF ont fait apparaître des divergences significatives entre calcul et expérience pour les dépôts par thermophorèse dans le générateur de vapeur simulé. Les calculs surestiment les dépôts d'environ un facteur 2. Ceci est vrai pour l'ensemble des codes d'accidents graves. Plusieurs pistes ont été explorées pour expliquer cet écart, en particulier l'influence des différences entre les essais PHEBUS et les essais sur lesquels ont été validés les modèles, par exemple les différences de température fluide-paroi ou les niveaux de concentration en aérosols. Des calculs CFD de suivi de trajectoire des particules ont été également réalisés [7.2\_5], mais aucune explication convaincante de ces écarts n'a été trouvée à ce jour. Si on considère des séquences de type grosse brèche telles que simulées dans PHEBUS, les écarts calcul-expérience ont peu d'impact sur les études de terme source car la rétention dans le circuit primaire est faible. En revanche, pour des séquences de contournement enceinte telles que la séquence V\_LOCA, la rétention dans les tuyauteries a un impact important sur les rejets potentiels. L'effort de compréhension des phénomènes observés dans PHEBUS est donc maintenu.

### **7.2.2.8 Dépôts par diffusiophorèse**

Lorsque la paroi est plus froide que la température de saturation de la vapeur d'eau, il y a condensation. Cette condensation induit des flux de gaz (vitesse de Stefan) qui entraînent les particules vers la paroi [7.2\_4]. La description du phénomène de dépôt suppose un calcul correct de la condensation de la vapeur d'eau, qui est généralement considéré comme fiable dans le circuit primaire. La validation des modèles repose en particulier sur les essais TUBA-diffusiophorèse réalisés dans le passé à l'IPSN [7.2\_6].

### **7.2.2.9 Remise en suspension mécanique**

Plusieurs phénomènes tels que, par exemple, la production de vapeur liée au renoyage du cœur, peuvent induire des débits très importants dans les tuyauteries. Les particules déposées peuvent alors être entraînées mécaniquement. Ce phénomène peut être significatif en écoulement fortement turbulent et pour des dépôts secs. La physique associée est assez complexe ; on peut la résumer en disant qu'il y a resuspension lorsque les forces aérodynamiques exercées sur les particules l'emportent sur les forces adhésives. Plusieurs modèles différents ont été élaborés, considérant par exemple des dépôts mono-couche ou multi-couches de particules. Leur validation repose principalement sur les essais STORM [7.2\_7] réalisés dans le passé au centre commun de recherche d'Ispra en Italie et n'est pas considérée comme suffisante. Il faut noter que ce point peut avoir un impact, d'un point de vue sûreté, pour les séquences de contournement de l'enceinte de type V\_LOCA ou RTGV, pour lesquelles la rétention dans les tuyauteries est un facteur important.

### **7.2.2.10 Revolatilisation**

Il s'agit du phénomène inverse du dépôt par condensation de vapeur. Lorsque les conditions changent (température, potentiel oxygène du fluide, concentration des vapeurs), les vapeurs déposées peuvent se revolatiliser. Compte tenu de l'importance des aspects chimiques associés, ce point sera traité au paragraphe 7.5.

Il convient de noter que ce phénomène a été clairement mis en évidence sur les essais intégraux PHEBUS et sur les essais de relâchement VERCORS.

### **7.2.2.11 Dépôts dans le circuit secondaire (générateur de vapeur)**

Il s'agit ici des séquences RTGV, avec brèche initiale ou brèche induite. Suivant les cas, le secondaire du générateur de vapeur peut être sec ou noyé. Actuellement, des hypothèses conservatives sont utilisées pour évaluer la rétention des aérosols du côté secondaire du générateur de vapeur accidenté dans la mesure où il n'existe que très peu d'expériences réalisées dans des conditions représentatives et que les codes existants (SPARC, BUSCA, SUPRA) sont peu validés. Une approche plus réaliste de la rétention dans le circuit secondaire d'un générateur de vapeur accidenté a ainsi été jugée nécessaire. Elle sera menée à partir des données du programme expérimental ARTIST [7.2\_8], en cours de réalisation.

### 7.2.3 PROGRAMMES EXPERIMENTAUX, MODELISATION ET CODES DE CALCUL

Les phénomènes liés à la physique des aérosols ont fait l'objet de nombreuses études expérimentales et théoriques par le passé, souvent hors du domaine nucléaire, qui ont permis d'établir les lois et modèles de base. Ces modèles, sur lesquels il y a généralement consensus, ont été implantés dans les codes de calcul traitant des accidents graves, tels que le module SOPHAEROS du code intégré ASTEC, pour ce qui concerne l'IRSN.

Dans le cadre de SARNET, les besoins en matière de programmes de R&D complémentaires ont été identifiés. Concernant le transport des aérosols dans les circuits primaire et secondaire, deux axes ont été définis :

- La remise en suspension mécanique :

Un certain nombre de nouveaux programmes expérimentaux sont en cours (PECA, ARTIST, VTT-DEPOS) qui devraient permettre d'améliorer la modélisation.

- Les dépôts dans le secondaire du générateur de vapeur :

Ceci fait l'objet du programme ARTIST, réalisé par PSI en Suisse, dont l'IRSN est partenaire. Le générateur de vapeur expérimental reprend la conception FRAMATOME, avec toutefois une hauteur réduite à 3,8 m. Les structures internes sont présentes et les structures supérieures (séparateurs et sécheurs) sont représentées à l'échelle 1:1 par rapport au générateur réel de la centrale de Beznau. Les expérimentations portent sur la rétention des aérosols dans les tubes rompus, au voisinage de la brèche, au-delà de la brèche, dans les séparateurs et sécheurs, dans des conditions « sèches ». La rétention dans un générateur de vapeur noyé est également investiguée. Les modèles dérivés de ces expériences seront intégrés dans le module SOPHAEROS du code intégré ASTEC.

- La rétention des aérosols dans les fissures de l'enceinte :

Cette thématique est traitée dans le cadre du réseau d'excellence SARNET. Des modèles de rétention des aérosols sont en cours de développement et de validation sur des essais déjà réalisés. Un point important, qui doit être investigué plus avant, est l'augmentation de la rétention due à la condensation de vapeur d'eau. Les installations permettant de réaliser des essais complémentaires ont été identifiées (COLIMA au CEA Cadarache et les installations de l'IRSN Saclay). Des propositions d'essais complémentaires sont en discussion au sein de SARNET.

### 7.2.4 BILANS ET PERSPECTIVES

Les phénomènes physiques liés au transport des aérosols dans le circuit primaire sont généralement bien connus et des modèles ont été élaborés pour les décrire, souvent à partir de données établies en dehors du domaine du nucléaire. Les phénomènes de dépôt les plus importants, tels que la thermophorèse et la diffusiphorèse, ont fait l'objet d'expérimentations spécifiques dans le passé à des fins de validation.

Les modèles décrivant les phénomènes de remise en suspension mécanique des dépôts sous l'effet de forts débits sont moins bien validés. Un effort est en cours dans le cadre du réseau d'excellence Européen SARNET comprenant l'amélioration des modèles de resuspension mécanique à partir de

données existantes ou acquises dans les programmes en cours sur le comportement des aérosols dans le secondaire des générateurs de vapeur.

La rétention des aérosols dans le secondaire du générateur de vapeur est mal quantifiée, ce qui conduit à utiliser des coefficients de rétention peut-être trop conservatifs dans les études de sûreté. Ce problème est étudié dans le cadre du programme international ARTIST, réalisé par PSI en Suisse.

Actuellement, les études de sûreté considèrent une émission d'aérosols par les fissures de l'enceinte proportionnelle au débit de fuite, sans prendre en compte de rétention. Les études en cours sur cette thématique devraient permettre, à terme, d'utiliser des hypothèses moins pénalisantes.



## **7.3 RELACHEMENT DES PRODUITS DE FISSION HORS CUVE**

### **7.3.1 DEFINITION, PHENOMENOLOGIE GLOBALE**

Le relâchement des produits de fission et des aérosols hors de la cuve peut être lié à plusieurs phénomènes :

- le relâchement d'aérosols depuis un puisard bouillant ;
- le relâchement lors de l'interaction corium-béton ;
- la remise en suspension d'aérosols déposés sur les parois ;

Les aspects spécifiques liés à l'iode et au ruthénium, faisant intervenir une chimie complexe, sont traités au paragraphe 7.5.

### **7.3.2 PHENOMENES PHYSIQUES MIS EN JEU**

#### **7.3.2.1 Relâchement depuis un puisard bouillant**

Les aérosols émis dans l'enceinte de confinement, après sédimentation, sont majoritairement présents dans l'eau du puisard. Si celle-ci entre en ébullition, il peut y avoir remise en suspension des aérosols piégés. Les essais REST [7.3\_1] réalisés par KFK dans le passé ont permis d'élaborer des modèles semi-empiriques, distinguant les aérosols solubles et insolubles. Ces modèles ont été utilisés dans les études de réévaluation du terme source menées par l'IRSN.

#### **7.3.2.2 Relâchement lors de l'interaction corium-béton**

Cette phase de relâchement concerne principalement les produits de fission semi et peu volatils, les volatils étant essentiellement relâchés en cuve. Les taux de relâchement dépendent de la composition du corium, en particulier de sa teneur en zirconium métallique, et de la composition du béton.

Les relâchements peuvent être estimés à partir du calcul de la pression de vapeur des produits de fission à l'aide d'un code de thermodynamique tel que GEMINI, en faisant varier la composition du corium et la nature du béton. On obtient les valeurs les plus importantes lorsque le corium est riche en zirconium et que le béton est siliceux. Les seuls éléments dont le relâchement est significatif (supérieur à 1%) sont le baryum et le strontium.

Les taux de relâchement obtenus étant faibles, il n'a pas été jugé nécessaire de mettre en œuvre des programmes de R&D pour affiner les résultats.

#### **7.3.2.3 Remise en suspension d'aérosols déposés sur les parois**

Certains événements tels que la combustion de l'hydrogène ou l'interaction corium-eau peuvent donner naissance à des débits importants au voisinage des parois de l'enceinte de confinement. Une remise en suspension des aérosols préalablement déposés est alors envisageable (voir § 7.2). Ces phénomènes ne sont pas pris en compte aujourd'hui. L'utilisation de modèles de resuspension

mécanique améliorés devrait en permettre une évaluation à terme. Cependant, on n'attend pas une influence significative en termes de conséquences radiologiques dans l'environnement.

### **7.3.3 PROGRAMMES EXPERIMENTAUX, MODELISATION ET CODES DE CALCUL**

L'impact sur le terme source des relâchements depuis un puisard bouillant et lors de l'interaction corium-béton est relativement faible. Des modèles spécifiques sont disponibles à l'IRSN pour évaluer ces rejets, mais ne sont pas intégrés dans le code de calcul intégral ASTEC. Cette intégration n'a pas été jugée prioritaire en regard des autres besoins de développement.

### **7.3.4 BILANS ET PERSPECTIVES**

Le relâchement des produits de fission hors cuve peut se produire en cas d'ébullition du puisard (relâchement d'aérosols) ou à partir du corium lors de son interaction avec le béton. Les études menées à ce jour sur ces deux points ont conduit à des taux de relâchement faibles, par rapport aux relâchements en cuve. Il n'a pas été jugé nécessaire d'engager de programme de R&D complémentaire sur ces deux questions.

La possible remise en suspension d'aérosols déposés sur les parois en cas d'événements « violents », tels que la combustion d'hydrogène n'a pas fait l'objet d'investigations détaillées à ce jour. Une évaluation utilisant des modèles de remise en suspension améliorés devrait être possible à terme.

## **7.4 COMPORTEMENT DES AEROSOLS DANS L'ENCEINTE DE CONFINEMENT**

### **7.4.1 DEFINITION, PHENOMENOLOGIE GLOBALE**

Les aérosols émis dans l'enceinte de confinement vont être soumis à des phénomènes d'agglomération, de dépôt et éventuellement de remise en suspension depuis les dépôts. Les phénomènes physiques de base sont les mêmes que pour le transport dans le circuit primaire. Ils dépendent des conditions thermohydrauliques (taux d'humidité, condensation ou non de la vapeur d'eau). Les phénomènes de dépôt prédominants sont la sédimentation et la diffusiophorèse. Par ailleurs, les systèmes de sûreté tels que l'aspersion ont une influence importante sur la concentration d'aérosols.

### **7.4.2 PHENOMENES PHYSIQUES MIS EN JEU**

#### **7.4.2.1 Phénomènes d'agglomération et de coagulation**

Les phénomènes d'agglomération des PF sont les mêmes que dans le circuit primaire. Ils conduisent à leur grossissement, ce qui accélère leur dépôt par sédimentation.

Un point susceptible d'être important concerne les phénomènes d'hygroscopicité. Certains éléments tels que l'hydroxyde de césium ont la capacité d'absorber des molécules d'eau jusqu'à former des gouttelettes dont ils sont le soluté. Il en résulte un grossissement des aérosols et donc une accélération de leur sédimentation.

Des modèles permettent de calculer la taille des gouttes formées à l'équilibre en fonction de la température et du taux d'humidité. Ces modèles utilisent l'équation de Mason, qui tient compte du facteur de Van't Hoff correspondant au nombre d'ions dans lesquels une molécule se dissocie pour former une solution idéale. Une correction est apportée liée à la tension superficielle du liquide (effet Kelvin).

Une des difficultés dans l'utilisation de ce type de modèle réside dans la connaissance des espèces chimiques formées par les produits de fission. Il était communément admis, jusqu'à récemment, que le césium était principalement injecté dans l'enceinte de confinement sous forme d'hydroxyde, très hygroscopique. Les deux premiers essais PHEBUS-PF ont montré que ce n'était pas le cas. Des calculs thermodynamiques prenant en compte les relâchements réels de molybdène ont montré que la forme chimique la plus probable est le molybdate de césium, ce qui est cohérent avec la volatilité mesurée du césium lors de ces essais. Cette constatation n'est cependant pas directement extrapolable à toutes les situations et toutes les séquences. Par ailleurs, ces mêmes essais ont montré que les particules d'aérosols étaient formées d'agglomérats regroupant l'ensemble des matériaux de structure et produits de fission émis, la majorité des éléments étant insoluble.

Il convient donc d'être prudent lorsqu'on traite de l'hygroscopicité des aérosols et il pourrait s'avérer nécessaire de réaliser des calculs de sensibilité pour peser le poids des différents paramètres.

#### **7.4.2.2 Lessivage des dépôts par la condensation**

Les aérosols déposés sur les parois peuvent être lessivés par l'eau de condensation pour être entraînés dans les puisards. Un traitement simple, mais physiquement justifié, du phénomène consiste à considérer que les aérosols insolubles ne sont pas lessivés, alors que les aérosols solubles le sont. On doit alors faire face aux mêmes difficultés que celles exposées dans le paragraphe précédent. On pourra cependant considérer, sans grand risque d'erreur, que le baryum et le césium sont toujours solubles.

#### **7.4.2.3 Rabattement des aérosols par l'aspersion**

L'objectif premier de l'aspersion est d'éviter une montée en pression trop importante dans l'enceinte de confinement. Ce système s'avère également capable de faire chuter rapidement la concentration des aérosols en suspension. Dans le passé, des modèles simples basés sur l'utilisation d'une constante de temps étaient utilisés. Des études plus récentes ont permis une meilleure description physique des phénomènes mis en jeu.

Le rabattement des aérosols par l'aspersion dépend des caractéristiques des gouttes, en particulier de leur masse, de leur vitesse et de leur température au cours de leur chute. Les évolutions dépendent des phénomènes d'évaporation et de condensation, ainsi que de la coalescence des gouttes.

Les mécanismes de piégeage des aérosols par les gouttes comprennent :

- la capture inertielle et l'interception : les particules suffisamment grosses ne peuvent pas être suffisamment déviées des lignes de courant du fluide pour éviter la rencontre avec les gouttes ;
- la diffusion brownienne, mécanisme surtout efficace pour les petites particules au voisinage des gouttes ;
- la capture phorétique, liée au mouvement des particules dans un champ de température, surtout efficace en partie haute de l'enceinte avant que les gouttes atteignent l'équilibre thermique avec l'atmosphère.

#### **7.4.3 PROGRAMMES EXPERIMENTAUX, MODELISATION ET CODES DE CALCUL**

Les mécanismes de base liés à la physique des aérosols sont décrits par des modèles éprouvés, bâtis à partir de données provenant souvent de domaines hors du nucléaire. Ils ont été validés, lorsque nécessaire, sur des expérimentations spécifiques telles que PITEAS à l'IPSN Cadarache [7.4\_1].

Les travaux de R&D les plus récents ont été focalisés sur le rabattement des aérosols par l'aspersion, afin de quantifier la cinétique et l'efficacité limite de rabattement vis-à-vis des aérosols et de l'iode gazeux pour les réacteurs actuels et d'optimiser la fonction de rabattement de l'aspersion pour les futurs réacteurs :

- au niveau expérimental, les essais CARAIDAS [7.4\_2], réalisés à l'IRSN Saclay, ont permis de mesurer les efficacités élémentaires des différents mécanismes de collecte des aérosols et des espèces gazeuses iodées par une goutte en régime permanent, sous différentes conditions représentatives d'un accident grave (température, pression, humidité, pH des gouttes,

concentration en iode). L'expérimentation a été réalisée dans un réservoir cylindrique de 5 m de haut et 0,6 m de diamètre ;

Un nouveau programme, dénommé TOSQAN AEROSOLS, vient d'être engagé sur le sujet. L'objectif de cette campagne d'essais, qui sera effectuée dans l'installation TOSQAN (voir § 4.2.3.1.3), est d'améliorer les connaissances des mécanismes de collecte des aérosols par une pulvérisation de gouttes d'eau en situation accidentelle représentative d'un accident grave de REP. Il s'agit donc d'extrapoler les modèles développés dans le cadre du programme CARAIDAS à des conditions opératoires plus proches du procédé d'aspersion ;

- au niveau modélisation, une description physique détaillée de l'évolution des gouttes au cours de leur chute ainsi que des différents mécanismes de captation des aérosols a été mise en œuvre. Les modèles sont intégrés dans le module CPA du code intégré ASTEC. Ils ont été validés sur les essais CSE [7.4\_3] réalisés aux Etats-Unis pour la partie thermohydraulique et sur les essais CARAIDAS [7.4\_2] pour la partie aérosols.

#### **7.4.4 BILANS ET PERSPECTIVES**

Les phénomènes gouvernant le comportement des aérosols dans l'enceinte de confinement sont généralement bien connus et des modèles physiques ont été élaborés pour les décrire, souvent à partir de données élaborées en dehors du domaine du nucléaire. Les phénomènes de dépôt les plus importants tels que la diffusiophorèse et la sédimentation ont fait l'objet d'expérimentations spécifiques dans le passé à des fins de validation.

## **7.5 CHIMIE DES PRODUITS DE FISSION**

### **7.5.1 DEFINITION, PHENOMENOLOGIE GLOBALE**

Les produits de fission sont émis depuis le combustible sous forme de vapeurs. La forme chimique sous laquelle ils sont émis dépend d'un équilibre avec la phase condensée dans laquelle ils se trouvent dans le combustible. Cet équilibre varie au cours d'un accident, principalement à cause des variations de température et de potentiel oxygène. Une fois émis, les produits de fission vont rencontrer un environnement différent au cours de leur transport, avec des variations de la température et de la composition du fluide vecteur et leur spéciation chimique dans le circuit primaire va évoluer. Les réactions chimiques principales ont lieu en phase gazeuse, mais les vapeurs interagissent aussi avec les parois des tuyauteries. Les matériaux de structure relâchés du cœur jouent également un rôle : matériaux des barres de commande en argent-indium-cadmium ou carbure de bore, étain des gaines en zircaloy...

La majorité des produits de fission est relâchée dans l'enceinte sous forme condensée (aérosols) ou s'y condense rapidement (cas d'une brèche en branche chaude). On considère généralement que les réactions chimiques potentielles impliquant des aérosols en suspension dans l'atmosphère de l'enceinte n'ont pas d'effet notable. Une fraction importante des aérosols est rabattue dans l'eau du puisard, où ils sont, ou non, dissous en fonction de leur spéciation chimique.

Deux cas particuliers sont à considérer : l'iode et le ruthénium car ils peuvent être présents, en fraction faible, mais significative au plan de la sûreté, sous forme gazeuse dans l'enceinte de confinement. Ces deux éléments, de radiotoxicité élevée [7.5\_1], ont une chimie complexe, tant en phase gazeuse qu'en phase liquide, et interagissent avec les surfaces peintes ou métalliques. Leur interaction avec les produits de radiolyse de l'eau et de l'air est également à prendre en compte.

### **7.5.2 PHENOMENES PHYSIQUES MIS EN JEU**

#### **7.5.2.1 Chimie en phase gazeuse dans le circuit primaire**

La spéciation chimique est en principe calculable à l'équilibre si on connaît la concentration des différents éléments et les propriétés thermodynamiques des différentes espèces susceptibles d'être formées. Ce dernier point pose une difficulté pratique liée à l'exhaustivité des bases de données et aux incertitudes subsistant sur certaines données.

Par ailleurs, l'équilibre thermodynamique n'est pas toujours atteint. Si c'est très probablement le cas à haute température au voisinage du cœur, ça ne l'est sans doute pas en branche froide où les températures sont trop basses. Ceci implique que des phénomènes de cinétique chimique dans les zones de transition en température vont influencer sur les espèces formées.

Les études menées dans le passé pour déterminer les espèces formées se sont surtout intéressées aux éléments volatils et au système simple Cs-I-O-H [7.5\_2] en prenant en compte l'influence de l'acide borique. En absence de bore, ces études concluent que l'iode est transporté sous forme d'iodure de césium CsI, le césium restant étant sous forme d'hydroxyde CsOH. La présence de bore peut conduire à

la formation de borate de césium, moins volatil que l'hydroxyde, libérant en partie l'iode pour former de l'acide iodhydrique HI, plus volatil que l'iodure de césium [7.5\_4]. Ces études s'appuyaient sur des expérimentations réalisées avec des produits de fission simulés telles que celles du programme FALCON à Winfrith [7.5\_3].

Les résultats de ces études ont conduit les développeurs de code relativement anciens tels que MELCOR à fixer la forme chimique des éléments transportés sans calcul de chimie. Dans des codes plus récents, tels que SOPHAEROS, la spéciation chimique est calculée ; il ne s'agit pas de calculs thermodynamiques proprement dits, mais de calculs simplifiés utilisant une base de données étendue.

Les formes chimiques supposées dans le passé ont été remises en cause principalement par les résultats du programme PHEBUS-PF [7.5\_7], [7.1\_9]. L'avantage de ce programme est que la source de produits de fission et de matériaux de structure est probablement la plus réaliste qu'il soit possible de mettre en œuvre, tant du point de vue de la composition que de la cinétique de relâchement, puisqu'elle provient d'une grappe de crayons combustibles irradiés en cours de dégradation.

Dans les essais PHEBUS-PF, les formes chimiques ne sont pas mesurées directement, compte tenu des limites de détection des différentes techniques sur des matériaux radioactifs en faible quantité molaire. En revanche, des indications indirectes sont fournies par la volatilité des éléments (température où ils se condensent) et leur solubilité dans l'eau ou l'acide.

Pour ce qui concerne le césium, les résultats des deux premiers essais ont montré qu'il se trouvait majoritairement sous forme condensée à 700°C, ce qui est incompatible avec la forme hydroxyde. Ils ont également montré que les relâchements de molybdène, en atmosphère oxydante, étaient plus importants que prévus, et que le molybdène était en excès par rapport au césium, favorisant la formation de molybdate de césium, espèce moins volatile que l'hydroxyde. Ce comportement est calculé par le code SOPHAEROS. Les développeurs du code MELCOR de l'USNRC ont introduit cette espèce dans leur code.

Pour ce qui concerne l'iode, indépendamment des formes gazeuses traitées plus loin, les calculs SOPHAEROS prédisent la formation d'iodure de césium ou de rubidium (de propriétés équivalentes). Les essais PHEBUS, particulièrement FPT-2, montrent que ce n'est pas toujours le cas. Suivant les conditions, on peut avoir absence ou présence d'iodure de césium et d'au moins une espèce plus volatile. Cette spéciation chimique n'est actuellement pas correctement reproduite par les modèles. On attend du programme expérimental CHIP de l'IRSN, présenté plus loin, des indications sur les mécanismes en jeu et les espèces formées.

### **7.5.2.2 Interactions avec les parois dans le circuit primaire**

Les vapeurs de produits de fission peuvent interagir avec les parois. Certains éléments, tels que le tellure, peuvent être chimisorbés, ce qui accroît les dépôts. Ceci, toutefois, semble ne pas se produire lorsque suffisamment d'étain (constituant des gaines en zircaloy) est transporté avec le tellure pour former du tellurure d'étain.

Les vapeurs de produits de fission condensées sur les parois métalliques vont interagir avec elles. C'est en particulier le cas du césium. Ceci a été mis en évidence dans de nombreux programmes

expérimentaux tels que le programme DEVAP [7.5\_5] réalisé au CEA Grenoble pour l'IRSN et le programme PHEBUS-PF. Pour ce qui concerne ce dernier, des essais de revaporisation de dépôts sur des échantillons provenant de l'essai FPT-1 ont montré que les interactions césium acier conduisaient à la formation de plusieurs espèces de volatilités différentes [7.5\_6]. Les phénomènes de revolatilisation des produits de fission déposés peuvent se produire après leur phase d'émission principale depuis le cœur, ce qui peut conduire à des émissions différées.

### 7.5.2.3 Chimie de l'iode

#### 7.5.2.3.1 Dans le circuit primaire

L'iode est susceptible de s'allier dans le circuit primaire avec un nombre important d'autres éléments, produits de fission ou matériaux de structure. On peut notamment citer le césium, le rubidium, l'argent, l'indium et le cadmium. L'iode peut également être présent sous forme atomique I, moléculaire I<sub>2</sub> ou d'acide iodhydrique HI, espèces présentant la particularité d'être gazeuses dans les conditions régnant dans le circuit primaire en cas d'accident grave.

A partir des études menées après l'accident de TMI-2, il était généralement admis que l'iode était principalement transporté sous forme d'iodure de césium CsI. Cependant, dans les études de sûreté, telles que celles réalisées dans le cadre de l'évaluation du terme source de référence de la NRC (NUREG 1465) [7.5\_8], il était considéré qu'une fraction de l'iode (5%) pouvait être émise sous forme volatile (I et HI). La détermination de cette fraction ne reposait pas sur des résultats expérimentaux, mais sur des calculs de séquence et des calculs thermodynamiques sur le système simple Cs-I-O-H prenant en compte la possibilité de limitations cinétiques.

Les résultats des essais PHEBUS-PF ont montré que la situation était plus complexe. Il a tout d'abord été mis en évidence que l'iode n'était pas toujours transporté majoritairement sous forme d'iodure de césium et qu'il fallait donc considérer un nombre bien plus important d'éléments dans les études destinées à déterminer sa forme chimique. Un travail important de compilation et de vérification des données thermodynamiques des espèces potentiellement mises en jeu a été réalisé, et a conduit à l'utilisation de bases de données étendues dans des codes de calcul tels que SOPHAEROS. Cependant, malgré ces efforts, les calculs de ce type ne permettent pas de reproduire le comportement de l'iode pour l'ensemble des situations explorées dans le programme PHEBUS-PF.

Phénomène sans doute plus important, la présence à très court terme d'iode gazeux dans l'enceinte de confinement lors des essais PHEBUS-PF ne peut être expliquée par des réactions chimiques dans l'enceinte, et est attribuée à une injection d'iode gazeux depuis le circuit primaire. Les fractions, à un instant donné, peuvent atteindre 30% pour l'essai FPT-0 et 4% pour l'essai FPT-1 [7.5\_9], [7.5\_10]. Il convient de noter que :

- pour ces deux essais, les fractions maximales sont mesurées lorsque la concentration en hydrogène dans le circuit primaire est la plus importante (~ 50%) ;
- il s'agit d'estimations correspondant à une brèche en branche froide, et que les résultats de FPT-1 tendent à montrer que la fraction gazeuse en branche chaude serait plus importante ;



- la différence de concentration entre les deux essais (30 fois moins d'iode dans FPT-0, réalisé avec du combustible très peu irradié, que dans FPT-1) suggère une influence des cinétiques des réactions chimiques ;
- la dépendance de la fraction d'iode gazeux à la concentration d'hydrogène est moins claire pour l'essai FPT-2.

Les trois essais PHEBUS-FPT-0, FPT-1 et FPT-2 ont été réalisés avec une barre de commande en alliage d'argent-indium-cadmium, matériau utilisé pour les REP de 900 MWe. L'essai FPT-3, plus récent, a été réalisé avec une barre de commande en carbure de bore B<sub>4</sub>C, matériau utilisé (pas exclusivement) pour les REP de 1300 et 1450 MWe et prévu pour EPR. Bien que le dépouillement des mesures soit toujours en cours, il est suffisamment avancé pour montrer que la fraction d'iode sous forme gazeuse est largement plus importante, puisqu'elle est supérieure à 80% [7.5\_11]. On ne peut, à ce stade, qu'avancer des hypothèses d'explication qui nécessiteront d'être validées (ou non) par des expérimentations spécifiques (voir § 7.5.3). Parmi celles-ci, on peut citer l'absence d'argent, d'indium et de cadmium, ce qui réduit le nombre d'éléments avec lesquels l'iode peut s'allier chimiquement, ainsi que la présence importante d'acide borique issu de l'oxydation de la barre de commande, qui peut s'allier avec le césium, prévenant la formation d'iodure de césium. Les formes chimiques d'iode plus volatiles pourraient être favorisées.

Il convient d'être prudent avant d'extrapoler ces résultats à des séquences accidentelles d'un réacteur. Si les résultats des essais FPT-0 et FPT-1 ont pu être pris en compte dans les études de réévaluation du terme source menées, notamment, à l'IRSN en considérant une fraction enveloppe de 5% d'iode gazeux à la brèche du circuit primaire, des études complémentaires sont nécessaires pour prendre en compte les résultats de l'essai PHEBUS-FPT-3. Ces études devront également porter sur le devenir de l'iode dans l'enceinte de confinement, comme vu par la suite.

#### **7.5.2.3.2 Dans l'enceinte de confinement en phase liquide**

La fraction d'iode injectée sous forme d'aérosols dans l'enceinte de confinement va se comporter comme les autres particules (voir § 7.4). Ces particules vont être majoritairement rabattues vers l'eau du puisard. La majorité des iodures métalliques (CsI, RbI, CdI<sub>2</sub>, InI) est soluble, à l'exception notable de l'iodure d'argent AgI. Les iodures solubles sont dissous dans l'eau pour former des ions I<sup>-</sup>.

La quantité importante de produits de fission relâchés vers la phase aqueuse de l'enceinte de confinement conduit à un débit de dose important, et à la formation de produits de radiolyse de l'eau, comprenant des radicaux réactifs tels que .OH, O<sub>2</sub><sup>·-</sup>, etc... Un nombre important de réactions chimiques se produit, dont le résultat net est l'oxydation thermiquement activée et radiolytique des ions iodure I<sup>-</sup> en iode volatil I<sub>2</sub>. La formation de I<sub>2</sub> dépend d'un nombre important de paramètres, le plus important étant le pH de l'eau. S'il est maintenu basique, le taux de production de I<sub>2</sub> devient très faible.

L'eau du puisard contient également des matériaux organiques provenant notamment des peintures immergées. Les réactions de l'iode avec les radicaux organiques produisent des iodures organiques

volatils, tels l'iodure de méthyle  $\text{CH}_3\text{I}$ , ou peu volatils, tels les composés de poids moléculaires plus élevés.

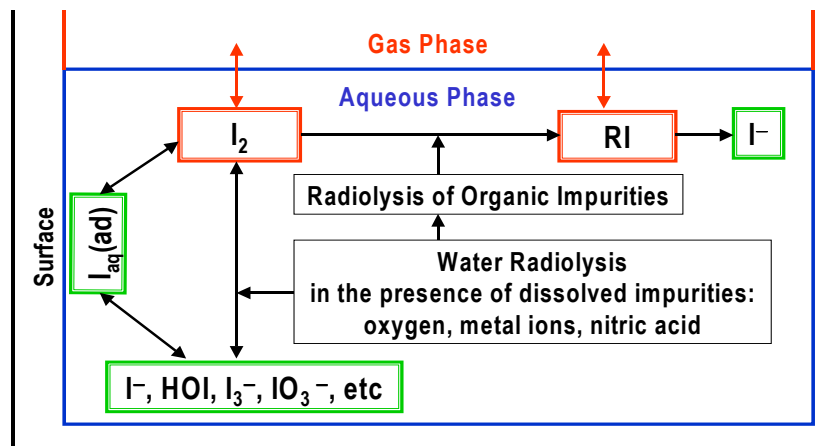


Figure 7.5-1 : Principaux phénomènes en phase liquide

Ces réactions en phase liquide (voir Figure 7.5-1) ont été étudiées de manière approfondie, à la fois expérimentalement et théoriquement, et les phénomènes associés sont raisonnablement bien compris [7.5\_12], [7.5\_13]. Il subsiste des incertitudes sur l'effet de certaines impuretés, telles que, par exemple, les ions  $\text{NO}_3^-/\text{NO}_2^-$  produits par la radiolyse de l'air, les ions  $\text{Fe}^{2+}/\text{Fe}^{3+}$  dissous depuis les surfaces d'acier, ou les ions  $\text{Cl}^-$  provenant de la pyrolyse des câbles. L'effet de ces impuretés fait l'objet de programmes expérimentaux menés en particulier au Canada et en Suisse.

Suite aux premiers essais PHEBUS-PF, on s'est aperçu que l'argent relâché des barres de commande en alliage d'argent-indium-cadmium pouvait réagir avec l'iode en phase liquide pour former de l'iodure d'argent insoluble. Si l'argent est suffisamment en excès par rapport à l'iode, la concentration en ions iodure  $\text{I}^-$  diminue très fortement, conduisant à une très faible production d'iode gazeux  $\text{I}_2$ . Ces phénomènes ont été quantifiés et des modèles construits à partir d'expériences dédiées. On notera en particulier les essais PHEBUS-RTF [7.5\_14] réalisés par AECL au Canada et les essais sur la stabilité de l'iodure d'argent  $\text{AgI}$  réalisés par PSI en Suisse dans le cadre du programme PHEBUS-PF [7.5\_15].

Il convient de noter que les réactions chimiques en phase liquide dépendent d'un certain nombre de conditions aux limites telles que la température et le pH. Ce dernier n'est pas forcément facile à estimer s'il n'est pas contrôlé, par exemple en cas de défaillance de l'aspersion en mode direct.

### 7.5.2.3.3 Dans l'enceinte de confinement en phase gazeuse

L'iode volatil en phase gazeuse présent dans l'enceinte de confinement a deux origines :

- l'iode volatil injecté à la brèche du circuit primaire,
- l'iode volatil produit par des réactions radiolytiques dans l'eau du puisard.

Les conditions de transfert de l'iode volatil depuis le puisard obéissent à des lois classiques. Des modèles de transfert de masse existent, en conditions non évaporantes et évaporantes (il s'agit dans ce dernier cas de travaux récents).

L'iode présent en phase gazeuse va interagir avec les différentes surfaces de l'enceinte de confinement, principalement les surfaces métalliques et les surfaces peintes. Il s'agit de réactions d'adsorption et de désorption, tant physique que chimique. Ces réactions sont influencées par la température et le rayonnement.

Les données sur l'adsorption et la désorption de l'iode proviennent d'expériences à l'échelle du laboratoire ou d'essais plus intégraux tels que RTF [7.5\_16] au Canada et CAIMAN [7.5\_17] en France. Les paramètres explorés ont été principalement le type de peinture, son vieillissement, la température et le débit de dose. Les corrélations déduites correspondent à des cinétiques du premier ordre.

Le plus important en matière de sûreté concerne l'interaction de l'iode avec les peintures car elle conduit à la formation d'iodures organiques difficiles à filtrer en particulier en cas d'ouverture du dispositif de décompression filtration de l'enceinte (procédure U5). Les taux de production d'iodure organique ont été établis à partir des résultats d'un grand nombre d'essais à petite échelle qui mettaient en œuvre des surfaces peintes préalablement chargées en iode et exposées sous rayonnement à une atmosphère représentative de celle de l'enceinte de confinement. Ces essais ont montré que l'effet du rayonnement était plus important que celui de la température. Les résultats des essais ont été utilisés pour développer des modèles semi-empiriques. Compte tenu de la dispersion des résultats et de la difficulté à déconvoluer les différents paramètres, les modèles ne reproduisent les résultats expérimentaux qu'à environ un ordre de grandeur près.

L'iode inorganique  $I_2$  va être oxydé sous rayonnement par les produits de radiolyse de l'air, ozone et oxydes d'azote, pour former des oxydes et nitroxydes d'iode, réputés non volatils. Plusieurs phénomènes sont mis en jeu simultanément :

- la formation et la destruction sous rayonnement des espèces oxydantes ozone et oxydes d'azote,
- l'interaction des espèces oxydantes avec les surfaces métalliques et peintes,
- l'interaction des espèces oxydantes avec l'iode,
- l'interaction de l'iode avec les surfaces métalliques et peintes.

Les essais réalisés dans le passé l'avaient été avec des concentrations en iode importantes, et les modèles déduits étaient difficilement extrapolables aux conditions réelles. Des essais réalisés récemment (programme PARIS [7.1\_9]), toujours en cours d'analyse, devraient permettre d'affiner la compréhension des phénomènes.

L'iode organique  $CH_3I$  est également détruit dans les mêmes conditions. Les essais réalisés montrent que le taux de destruction est proportionnel à la dose et que la température n'a qu'un faible effet accélérateur.

Un mécanisme important, permettant de faire baisser la concentration en iode gazeux dans l'enceinte de confinement, est sa captation par les gouttes de l'aspersion [7.4\_2]. Les phénomènes mis en jeu sont :

- le transfert de l'iode en phase gazeuse vers les gouttes,
- le transfert à l'interface gaz-gouttes et dans les gouttes,

- les réactions chimiques en phase liquide.

Ces dernières sont influencées par le pH des gouttes, et la captation est plus efficace si le pH est basique, c'est-à-dire dans le cas de la mise en service de l'aspersion en mode direct. Le piégeage de l'iode organique  $\text{CH}_3\text{I}$  est relativement inefficace contrairement à celui de l'iode inorganique  $\text{I}_2$ .

Les essais RECI [7.5\_18], réalisés par l'IRSN, ont montré l'interaction potentielle de l'iode avec les recombineurs. Les phénomènes mis en jeu sont les suivants :

- l'échauffement des aérosols d'iodures métalliques lors de leur passage entre les plaques des recombineurs,
- la vaporisation et la dissociation des iodures,
- la trempe en sortie des recombineurs avec la formation d'iode gazeux et d'aérosols fins par nucléation.

Ces phénomènes sont compris, mais demandent à être mieux quantifiés en particulier pour ce qui concerne les effets liés à la cinétique chimique, afin de vérifier l'impact réel sur les réacteurs du parc EDF.

#### 7.5.2.4 Chimie du ruthénium

Comme signalé au paragraphe 7.1, le ruthénium peut être fortement relâché sous air. De telles situations peuvent se rencontrer lors d'un accident grave survenant sur un réacteur après la percée de la cuve ou lors d'accidents de manutention ou de dénoyage de piscine d'entreposage [7.5\_19]. Le ruthénium possède une radiotoxicité voisine de celle de l'iode à court terme et de celle du césium à moyen terme [7.5\_20], ce qui explique l'intérêt particulier qu'on lui porte. Par ailleurs, sa chimie est très complexe.

Le ruthénium, présent sous forme métallique dans le combustible, est relâché principalement sous forme de dioxyde vapeur en présence d'air. Le dioxyde, en se refroidissant, va se transformer en tétraoxyde vapeur. Celui-ci, thermodynamiquement, doit ensuite se déposer par condensation non congruente en dioxyde solide. Cette dernière réaction présente des limitations cinétiques et une fraction du ruthénium subsiste sous forme de tétraoxyde, forme qui reste gazeuse dans les conditions d'une enceinte de confinement. Ces phénomènes ont été mis en évidence dans les essais RUSSET [7.5\_21], [7.5\_22], [7.5\_23], [7.5\_24] réalisés par AEKI et confirmés dans les essais réalisés par VTT [7.5\_25], [7.5\_26] en Finlande. Pour ce qui concerne les essais RUSSET, on mesure des pressions partielles de ruthénium gazeux qui correspondent à l'équilibre entre le tétraoxyde gazeux et le dioxyde déposé à des températures de l'ordre de 600 à 700°C. Ceci signifie approximativement qu'en dessous de ce niveau de température, la chimie est gelée et le tétraoxyde subsiste sous forme métastable.

Le tétraoxyde de ruthénium gazeux peut interagir avec les parois des tuyauteries et y être piégé. Ces effets ont été étudiés expérimentalement par VTT [7.5\_25], [7.5\_26] en Finlande. Les dépôts de  $\text{RuO}_4$  ont été mesurés sur des tubes en alumine et en acier. Les dépôts sur les tubes en alumine sont faibles alors qu'ils sont importants sur les tubes en acier, sauf en présence de vapeur d'eau. Ce dernier

phénomène est encore mal compris. La conclusion à tirer de ces essais est qu'une fraction significative de ruthénium peut être injectée sous forme gazeuse dans l'enceinte de confinement.

Le comportement du ruthénium gazeux dans l'enceinte de confinement est actuellement en cours d'étude expérimentale à l'IRSN Cadarache [7.5\_27], [7.5\_28] dans le cadre du programme « ruthénium enceinte » faisant partie du programme terme source. Y sont étudiés les phénomènes d'adsorption et de désorption des parois en acier et des surfaces peintes, l'effet du rayonnement via les produits de radiolyse de l'air tels que l'ozone qui peuvent conduire à une revolatilisation du ruthénium déposé ou dissous dans l'eau du puisard.

Les premiers résultats, en cours d'analyse, tendent à montrer que, malgré les dépôts sur les surfaces, une fraction significative de ruthénium gazeux peut subsister dans l'atmosphère de l'enceinte et que le ruthénium déposé ou dissous peut être revolatilisé sous l'effet du rayonnement. Il reste à quantifier les cinétiques de ces mécanismes avant d'être en mesure de bâtir des modèles permettant de quantifier le ruthénium présent sous forme gazeuse dans une enceinte de confinement de réacteur.

### 7.5.3 PROGRAMMES EXPERIMENTAUX, MODELISATION ET CODES DE CALCUL

#### 7.5.3.1 Chimie dans le circuit primaire

En dehors de la problématique de l'iode gazeux, les travaux en cours portent principalement sur l'interprétation des essais PHEBUS-PF et VERCORS HT. Cette interprétation est réalisée, à l'IRSN, en utilisant le module SOPHAEROS du code intégré ASTEC, dans sa version « base de données étendue ». La confrontation calcul-expérience porte principalement sur la volatilité des produits de fission. Les résultats obtenus à ce jour, après correction de la base de données, sont encourageants, excepté pour l'iode.

Les calculs thermodynamiques complets de type GEMINI ou les calculs SOPHAEROS ne permettent pas de reproduire correctement les résultats des essais PHEBUS concernant le comportement de l'iode. En particulier, ils ne prédisent pas correctement les fractions d'iode gazeux dans le circuit primaire. Le programme expérimental CHIP a été lancé afin d'obtenir des données complémentaires sur la chimie de l'iode dans le circuit primaire, tant au niveau thermodynamique que cinétique chimique. Ce programme comprend deux lignes :

- une ligne dite phénoménologique, permettant d'étudier des systèmes étendus du type  $\{X_1, X_2, \dots, X_n, O, H\}$  d'une dizaine d'éléments afin d'obtenir des données sur l'existence et la quantité d'iode volatil en fonction des éléments en présence et des conditions aux limites (nature du gaz vecteur, température, temps de séjour...) : les expérimentations sont réalisées à l'IRSN Cadarache ;
- une ligne dite analytique où sont étudiés des systèmes chimiques réduits du type  $\{X, I, O, H\}$  pour obtenir des données cinétiques et thermodynamiques, bases de développement de modèles ; les expérimentations sont réalisées au CNRS Grenoble en collaboration avec l'IRSN.

En parallèle de l'expérimentation CHIP, des modèles cinétiques détaillés, du type de ceux décrits dans [7.5\_29], sont développés pour l'interprétation des données. Ils ont vocation à donner naissance à des modèles simplifiés à implanter dans le module SOPHAEROS du code intégré ASTEC.

Le cas particulier du ruthénium est traité par les programmes expérimentaux RUSSET menés par AEKI et ceux menés par VTT. Les résultats confirment qu'une fraction du ruthénium est transportée sous forme métastable gazeuse  $\text{RuO}_4$  vers l'enceinte de confinement. Une partie du ruthénium gazeux se dépose sur les tuyauteries en acier. Ces essais sont actuellement en cours d'interprétation et une modélisation préliminaire est prévue pour fin 2006. Cette modélisation a vocation à être intégrée dans le module SOPHAEROS du code intégré ASTEC.

### 7.5.3.2 Chimie dans l'enceinte de confinement

Les efforts portent principalement sur la chimie de l'iode et celle du ruthénium, tant pour la partie expérimentale que pour la partie modélisation.

Le programme EPICUR, réalisé par l'IRSN, permet d'étudier les transformations physico-chimiques de l'iode sous rayonnement, plus particulièrement :

- la formation des iodures organiques en phase gazeuse à partir des surfaces peintes,
- la radiolyse de l'iode en phase aqueuse,
- la radiolyse de l'iode en phase gazeuse.

Ce programme a débuté en 2005 et s'échelonne sur trois ans. A l'IRSN, l'interprétation est réalisée à l'aide du module IODE du code intégré ASTEC. On attend en particulier une amélioration des modèles de conversion de l'iode inorganique en iode organique à partir des peintures.

Le programme expérimental PARIS, réalisé par Framatome-ANP pour le compte de l'IRSN, est terminé et en cours d'interprétation. Celle-ci utilise, en partie, le module mécaniste IODAIR développé à l'IRSN. Les modèles simplifiés améliorés seront implantés dans le module IODE du code intégré ASTEC.

La participation de PSI au programme international Terme Source va permettre d'élargir la base de données expérimentale disponible pour les travaux de validation des modèles. Une partie de leur contribution consiste en la fourniture de résultats, aujourd'hui non publics, sur l'effet des impuretés de l'eau du puisard sur la volatilité de l'iode. Toujours dans le cadre du programme Terme Source, une contribution d'AECL, non définie à ce jour, est attendue.

En parallèle, l'interprétation des essais PHEBUS-FPT-2 et FPT-3 se poursuit, avec la participation de certains partenaires étrangers du programme. Une attention particulière est portée à l'essai FPT-3. Les premières analyses des résultats expérimentaux semblent en effet montrer que la concentration en iode gazeux, très importante en début d'essai, décroît rapidement et que le piégeage sur les surfaces peintes est important.

Pour ce qui concerne le ruthénium, le programme expérimental actuel mené à l'IRSN s'achèvera en 2006. Il étudie notamment :

- l'adsorption et la désorption du ruthénium gazeux sur les surfaces métalliques et peintes,
- la revolatilisation du ruthénium déposé sur les surfaces sous l'action de l'ozone et sous rayonnement,

- la revolatilisation du ruthénium piégé en phase liquide sous l'action de l'ozone et sous rayonnement.

L'interprétation de ces essais a débuté. Elle pourrait conduire à la nécessité d'essais complémentaires.

#### 7.5.4 BILANS ET PERSPECTIVES

##### Chimie des produits de fission dans le circuit primaire

Les essais intégraux PHEBUS-PF ont remis en cause un certain nombre de paradigmes concernant la chimie des produits de fission dans le circuit primaire, en particulier pour ce qui concerne le césium et l'iode. Des études récentes ont également montré que le cas du ruthénium était à reconsidérer.

Le césium n'est pas nécessairement transporté sous forme d'hydroxyde CsOH, comme admis précédemment, mais peut l'être sous forme de molybdate, moins volatil. Ceci est maintenant pris en compte par les modèles les plus récents ; des phénomènes de revolatilisation depuis les dépôts dans le circuit primaire ont également été observés, pouvant conduire à des rejets différés vers l'enceinte de confinement.

Le cas de l'iode est plus complexe. Il n'est pas toujours transporté sous forme d'iodure de césium ; les essais PHEBUS-PF ont montré qu'au moins deux autres espèces, hors formes gazeuses, pouvaient être présentes en fonction des conditions (température, potentiel oxygène). Une fraction d'iode est également transportée sous forme gazeuse. La prise en compte des résultats des premiers essais du programme PHEBUS-PF, ainsi que des résultats d'études spécifiques utilisant l'ensemble des données expérimentales disponibles, a conduit à fixer cette fraction d'iode gazeux à 5% pour les études de réévaluation du terme source menées par EDF et IRSN. Lors du dernier essai PHEBUS-PF (FPT-3), cette fraction a dépassé 80%. Il convient cependant de noter que, au cours de cet essai, la concentration en iode gazeux dans le réservoir simulant l'enceinte de confinement a décru rapidement, avec un piégeage important sur les surfaces peintes. L'interprétation du comportement de l'iode lors de cet essai vient juste de débuter, et il est nécessaire d'attendre ses conclusions avant de pouvoir évaluer les conséquences en termes de rejets radioactifs potentiels dans l'environnement.

Des efforts importants ont été menés pour comprendre le comportement de l'iode. Des revues critiques des données thermodynamiques des différentes espèces chimiques ont été menées permettant de mener à bien des calculs de spéciation chimique. Ces calculs ne permettent pas, à ce jour, de reproduire correctement les effets observés. On soupçonne fortement que les écarts observés sont dus à des phénomènes de cinétique chimique (réactions incomplètes), non pris en compte dans les calculs actuels réalisés à l'équilibre thermodynamique. Le programme expérimental CHIP, faisant partie du programme international Terme Source, doit permettre d'identifier les réactions chimiques en cause et d'évaluer les données cinétiques nécessaires à leur modélisation. Des modèles physiques validés décrivant le comportement de l'iode dans le circuit primaire sont attendus à l'horizon 2010.

Les expérimentations menées en Hongrie et en Finlande ont montré que, sous air, le ruthénium pouvait être transporté sous forme gazeuse métastable RuO<sub>4</sub> jusqu'à l'enceinte de confinement, bien qu'une fraction soit retenue par interaction avec les tuyauteries. L'analyse des résultats de ces essais est en cours. Il est prévu d'obtenir des modèles validés à l'horizon 2008.

De façon générale, les données expérimentales sur la revolatilisation des produits de fission déposés sont peu nombreuses. Des expérimentations dans l'installation CHIP, au-delà du programme actuel, pourraient apporter des données complémentaires.

### **Chimie des produits de fission dans l'enceinte de confinement**

Les deux produits de fission dont la chimie dans l'enceinte de confinement peut avoir un impact important sur les rejets radioactifs sont l'iode et le ruthénium. Ceci est dû au fait qu'ils peuvent exister sous forme gazeuse dans les conditions régnant dans l'enceinte.

#### Iode

L'importance de l'iode est reconnue depuis longtemps, et de nombreuses études ont été menées, tant expérimentales que théoriques, sur sa chimie en phase liquide et en phase gazeuse, sur ses interactions avec les surfaces, sur l'influence du rayonnement sur les différents processus. Les expérimentations ont été menées à l'échelle du laboratoire, à échelle intermédiaire, et dans les essais intégraux PHEBUS-PF. Les modèles disponibles décrivant cette chimie sont soit mécanistes, couvrant plusieurs centaines de réactions, soit simplifiés avec un jeu de réactions réduit. C'est en général ce type de modèles qui est utilisé dans les codes de calcul intégrés.

Malgré ces efforts, des incertitudes ayant un impact important sur les niveaux de rejets radioactifs subsistent. Ceci a été mis en évidence dans les problèmes standards internationaux (ISP) récents de l'OCDE : ISP-41 et ISP-46. C'est en particulier le cas pour ce qui concerne la formation d'iodures organiques en phase gazeuse. On attend du programme expérimental EPICUR, partie du programme international Terme Source, qu'il apporte des données nouvelles sur ce point, ainsi que sur certains aspects liés à la radiolyse en phase liquide et en phase gaz. Ces données, complétées par celles du programme PARIS récemment terminé, devraient permettre d'avoir des modèles améliorés et validés à l'horizon 2010.

L'impact de l'aspersion sur l'iode gazeux, se traduisant par une captation partielle de l'iode par les gouttes, a été quantifié et des modèles validés sont disponibles.

La mise en évidence récente d'interactions entre les aérosols d'iode et les recombineurs pouvant produire de l'iode gazeux nécessite qu'un programme expérimental complémentaire soit mené pour pouvoir quantifier l'impact du phénomène sur la concentration en iode gazeux dans l'enceinte de confinement. Cette thématique est en cours d'examen dans le cadre de SARNET.

#### Ruthénium

La mise en évidence de la possibilité qu'une fraction du ruthénium pouvait être présente sous forme gazeuse dans l'enceinte de confinement a conduit à s'interroger sur son devenir dans cette enceinte. Des expérimentations récentes ont étudié l'adsorption/désorption du ruthénium gazeux sur les surfaces ainsi que la revolatilisation du ruthénium déposé ou piégé en phase liquide sous l'effet du rayonnement. Les résultats obtenus montrent que le ruthénium est susceptible de persister sous forme gazeuse dans l'enceinte de confinement. L'étape suivante consiste à quantifier les cinétiques des différents phénomènes, afin d'être capable d'évaluer la concentration en ruthénium gazeux dans l'enceinte de confinement au cours d'un accident.



## TABLEAUX DU CHAPITRE 7

Tableau 7.1-1 : Evolution de l'activité des produits de fission et actinides dans un REP 900 MWe(1) après l'arrêt. ....	160
--	-----

## FIGURES DU CHAPITRE 7

Figure 7.1-1 : Illustration des 4 classes de volatilité des PF d'après un essai VERCORS.....	164
Figure 7.1-2 : Boucle VERCORS HT .....	166
Figure 7.2-1 : Phénomènes de transport des aérosols .....	170
Figure 7.5-1 : Principaux phénomènes en phase liquide .....	185

## REFERENCES DU CHAPITRE 7

- [7.1\_1] H. Kleykamp, "The chemical state of the fission products in oxide fuels", *Journal of Nuclear Materials* 131 (1985) 221-246.
- [7.1\_2] Y. Pontillon et al. "Lessons learnt from VERCORS tests. Study of the active role played by UO<sub>2</sub>-ZrO<sub>2</sub>-PF interactions on irradiated fuel collapse temperature", *Journal of Nuclear Materials* 344 (2005) 265-273.
- [7.1\_3] S. Valin, "Etude des mécanismes microstructuraux liés au relâchement des gaz de fission du dioxyde d'uranium irradié", Thèse à l'Institut National Polytechnique de Grenoble (1999).
- [7.1\_4] H. Albrecht et al. "Release of Fission and Activation Products during Light Water Reactor Core Meltdown", *Nuclear Technology* 46 (1979), 559-565.
- [7.1\_5] R.A. Lorenz, M.F. Osborne, "A summary of ORNL Fission Product release tests with recommended release rates and diffusion coefficients", ORNL/TM-12801 - NUREG/CR-6261 (1995).
- [7.1\_6] D.S Cox et al. "Fission Product releases from UO<sub>2</sub> in air and inert conditions at 1700-2350 K: analysis of the MCE-1 experiment", *ANS-ITM on the safety of thermal reactors*, Portland, USA (1991).
- [7.1\_7] T. Kudo et al. "VEGA; an experimental study of radionuclides release from fuel under severe accident conditions", *ANS Water reactor fuel performance meeting*, Kyoto, October 2005.
- [7.1\_8] G. Ducros et al. "Fission Product release under severe accidental conditions; general presentation of the program and synthesis of VERCORS 1 to 6 results", *Nuclear Engineering and Design* 208 (2001) 191-203.
- [7.1\_9] B. Clément, "The PHEBUS Fission Product and Source Term International Programme", *Int. Conf. Nuclear Energy for New Europe*, Bled, Slovenia (2005).
- [7.1\_10] W. Plumecoq et al. "Fission product release modelling in the ASTEC integral code: the status of the ELSA module", *8<sup>th</sup> Int. Conf. On CANDU fuel*, Honey Harbour, Ontario (2003).
- [7.1\_11] G. Nicaise et al. "Analysis of accidental sequence tests and interpretation of fission product release: interdependence of Cs, Mo and Ba release", *8<sup>th</sup> Int. Conf. On CANDU fuel*, Honey Harbour, Ontario (2003).
- [7.1\_12] R.D. Barrand, R.S. Dickson, Z. Liu, D.D. Semeniuk, "Release of fission products from CANDU fuel in air, steam and argon atmosphere at 1500-1900°C: the HCE3 experiment", *Canadian Nuclear Society*, *6<sup>th</sup> Int. Conf. CANDU fuel*, Niagara Falls, 26-30 Sept. 1999.
- [7.2\_1] M. P. Kissane, I. Drosik, "Interpretation of fission-product transport behaviour in the PHEBUS FPT-0 and FPT-1 tests", *Nuclear Engineering and Design*, vol. 236, pp. 1210-1223 (2006).
- [7.2\_2] L. Talbot et al, "Thermophoresis of particles in a heated boundary layer, *Journal of Fluid Mechanics*", 101, pp 737\_758 (1980).
- [7.2\_3] A. Zoulalian, T. Albiol, "Analysis of fluid-wall interactions in an open material system where the residence time distribution of a fluid is known. Application of aerosol deposition by diffusiophoresis", *Canadian Journal of Chemical Engineering*, vol. 73, Issue 6, pp 800\_897, December 1995.
- [7.2\_4] M. Missirlian, "Modélisation des dépôts d'aérosols par diffusiophorèse dans un écoulement. Application aux réacteurs à eau sous pression en situation accidentelle", Thèse Université de Provence / Aix-Marseille 1 (1999).
- [7.2\_5] C. Housiadas, K. Müller, J. Carlsson, Y. Drossinos, "Two-dimensional effects in thermophoretic particle deposition: the PHEBUS-FP steam generator", *Journal of Aerosol Science*, vol.32, supplement 1, pp. S1029-S1030.
- [7.2\_6] A. Zoulalian, T. Albiol, "Evaluation of aerosol deposition by thermo and diffusiophoresis during flow in a circular duct - application to the experimental programme 'Tuba

- diffusiophoresis", Canadian Journal of Chemical Engineering, vol. 76, Issue 4, August 1998, pp. 799-805.
- [7.2\_7] A. De los Reyes et al., "International Standard Problem 40 - Aerosol Deposition and Resuspension", Final Comparison Report, NEA/CSNI/R(99)4 (1999).
- [7.2\_8] S. Güntay, D. Suckow, A. Dehbi, R. Kapulla, "ARTIST: introduction and first results, Nuclear Engineering and Design", 231 (2004), pp 109-120.
- [7.3\_1] W. Shoek, M. Wagner-Ambs, "Resuspension of fission product aerosols from the boiling sump", Proceedings of the International Centre for Heat and Mass Transfer 1990, pp.539-546.
- [7.4\_1] V. Saldo, E. Verloo, A. Zoulalian, "Study on aerosol deposition in the PITEAS vessel by settling, thermophoresis and diffusiophoresis phenomena", J. Aerosol Science, vol 29, suppl.1, pp. S1173-S1174 (1998).
- [7.4\_2] V. Fournier-Bidoz, V. Layly, D. Roblot, J. Vendel, "Efficiency of the PWR spray system - information derived from the CARAIDAS tests", Rapport Scientifique et Technique IRSN 2000.
- [7.4\_3] R.K. Hilliard, A.K. Postma, "Large-scale fission product containment tests", Nuclear technology, vol. 53, Issue 2, May 1981, pp.163\_175.
- [7.5\_1] "Insights into the control of the release of iodine, cesium, strontium and other fission products in the containment by severe accident management", Rapport NEA/CSNI/R(2000)9.
- [7.5\_2] E.C. Beahm, C.F. Weber, T.S. Kress, "Iodine chemical forms in LWR Severe Accidents", NUREG/CR-5942 (ORNL/TM-11861), April 1992.
- [7.5\_3] A.M. Beard, L. Codron, A. Mason, "Boric acid experiments: vaporisation, deposition on Inconel and interaction with caesium hydroxide", EUR 15766/1 EN, Commission of the European Communities.
- [7.5\_4] E. Hontanon, M. Lazaridis, Y. Drossinos, "The effect of chemical interactions on the transport of caesium in the presence of boron", J. Aerosol Sci., vol.27, n° 1, pp. 19-38 (1996).
- [7.5\_5] G. Le Marois, M. Megnin, "Assessment of fission product deposits in the reactor coolant system : the DEVAP program", Nuclear Safety, vol.35, Issue 2, pp. 213-222, July 1994.
- [7.5\_6] A.B. Anderson, A. Auvinen, P.D.W. Bottomley, C.J. Bryan, N.E. Freemantle, J.P. Hiernaut, J.K. Jokiniemi, A.F. Kingsbury, A.T. Tuson, "Revaporisation tests on samples from PHEBUS fission products", final report, European Commission 4<sup>th</sup> framework program, Report ST:RVP(00)-P029 (2000).
- [7.5\_7] B. Clément, N. Hanniet-Girault, G. Repetto, D. Jacquemain, A.V. Jones, P. von der Hardt, "LWR Severe Accident Simulation: Synthesis of the results and interpretation of the PHEBUS FP experiment FPT0", Nuclear Engineering and Design, 226, pp. 5-82, (2003).
- [7.5\_8] L. Suffer, S.B. Burson, C.M. Ferrell, "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants", NUREG-1465 (1995).
- [7.5\_9] N. Hanniet, D. Jacquemain, "An overview of the iodine behaviour in the first two PHEBUS tests FPT0 and FPT1, Proceedings of OECD Workshop on Iodine Aspects in Severe Accident Management", Vantaa (Finland), NEA/CSNI/R(99)7.
- [7.5\_10] N. Hanniet, S. Dickinson, F. Funke, A. Auvinen, L. Herranz, E. Kraussmann, "Iodine behaviour under LWR accident conditions: learnt from analyses of the first two PHEBUS-FP tests", Nuclear Engineering and Design, 236, pp. 1293-1308, (2006).
- [7.5\_11] Ph. March et al., "First Results of the PHEBUS-FPT3 test, Proceedings of ICONE 14, 14th International Conference on Nuclear Engineering", July 17-20, 2006, Miami, Florida, USA.
- [7.5\_12] J.C. Wren, J.M. Ball, G.A. Glowa, "The Chemistry of Iodine in Containment", Nuclear Technology, (129) 297, (2000).
- [7.5\_13] E. Kraussmann, "A state-of-the art report on iodine chemistry and related mitigation mechanisms in the containment", Report EUR 19752 EN (2001).

- [7.5\_14] J.M. Ball, G.A. Glowa, J.C. Wren, "Summary of the PHEBUS Radioiodine Test Facility", Proceeding of the 4<sup>th</sup> Technical Seminar of the PHEBUS-FP Program, Marseille, France, March 2000 - Référence non publique.
- [7.5\_15] S. Güntay, R.C. Cripps, B. Jäckel, H. Bruchertseifer, "On the radiolytic decomposition of colloidal silver iodide in aqueous solution", Nuclear Technology, 150, pp 303-314, 2005.
- [7.5\_16] G.J. Evans, W.C.H. Kupferschmidt, R. Portman, A.S. Palson, G.G. Sanipelli, "Radiochemical analysis of iodine behaviour in the Radioiodine Test Facility, Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry", vol 180, issue 2, pp 225-235, 1994.
- [7.5\_17] L. Cantrel et al., "Radiochemistry of iodine : Outcomes of the CAIMAN program", submitted to Nuclear Technology.
- [7.5\_18] F. Deschamps, J.C. Sabroux, "Etude de la production d'iode gazeux par un aérosol d'iodure de césium soumis à des températures élevées dans l'air humide", ASFERA, Actes du 18<sup>e</sup> congrès français sur les aérosols, Paris 11-12 décembre 2002.
- [7.5\_19] D.A. Powers, L.N. Kmetyk, R.C. Schmidt, "A review of the technical issues of air ingress during severe accidents", US NRC NUREG/CR-6218 (1994).
- [7.5\_20] D.J. Alpert, D.I. Chanin, L.T. Ritchie, "Relative importance of individual elements to reactor accident consequences assuming equal release fractions", NUREG/CR-4467, March 1988.
- [7.5\_21] L. Matus, O. Prokopiev, B. Alföldy, A. Pintér, Z. Hózer, "Oxidation and release of ruthenium in high temperature air", IRSN-AEKI PHEBUS-FP Programme Agreement, Report on in-kind contribution of AEKI part 1, November 2002 - Référence non publique.
- [7.5\_22] L. Matus et al., "Oxidation and release of ruthenium from short fuel rods in high temperature air, IRSN-AEKI PHEBUS FP Programme Agreement", Report on in-kind contribution of AEKI part 2 and part 3, December 2004 - Référence non publique.
- [7.5\_23] Péter Windberg, "CODEX and RUSSET Air Oxidation Experiments", International Conference Nuclear Energy for New Europe 2004, Portoroz, Slovenia, September 6-9.
- [7.5\_24] I. Nagy et al., "Oxidation and release of ruthenium from short fuel rods above 1500°C", EUR 21752 EN, April 2005.
- [7.5\_25] U. Backman, M. Lipponen, A. Auvinen, J. Jokiniemi, R. Zilliacus, "Ruthenium behaviour in severe nuclear accident conditions", final report, VTT report PR03/P27/04, June 2004.
- [7.5\_26] U. Beckmann, M. Lipponen, A. Auvinen, U. Tapper, R. Zilliacus, J. Jokiniemi, "On the transport and speciation of ruthenium in high temperature oxidising conditions", Radiochimica Acta, 93, 297-304 (2005).
- [7.5\_27] C. Mun, L. Cantrel, C. Madic, "Study of the ruthenium fission product behaviour in the containment of a nuclear reactor in case of a severe accident occurring in oxidizing conditions", proc. Nuclear Energy for New Europe, Bled, Slovenia, September 5-8 2005.
- [7.5\_28] C. Mun, L. Cantrel, C. Madic, "A literature review on ruthenium behaviour in nuclear power plants severe accidents", to be published in Nuclear Technology.
- [7.5\_29] L. Cantrel, E. Krausmann, "Reaction kinetics of a fission product mixture in a steam-hydrogen carrier gas in the PHEBUS primary circuit", Nuclear Technology, vol. 144 1, pp.1-15, October 2003.

# CHAPITRE 8 : CODES ACCIDENTS GRAVES - ETAT DES DEVELOPPEMENTS ET DE LA VALIDATION

---

Une approche à deux niveaux est en général menée sur la simulation numérique des accidents graves :

- les codes intégraux ou systèmes de codes simulent en un faible temps de calcul l'ensemble de l'accident depuis l'événement initiateur jusqu'au possible rejet des radionucléides à l'extérieur de l'enceinte de confinement, et ce en incluant les principaux systèmes de sécurité ;
- les codes détaillés ou mécanistes simulent plus finement les phénomènes intervenant sur une partie de l'accident (dégradation du cœur ou risque hydrogène dans l'enceinte).

Les trois codes intégraux présentés dans ce chapitre ont des caractéristiques communes : la complétude des phénomènes traités (seules l'explosion vapeur et la tenue mécanique de l'enceinte ne sont pas simulées), le traitement (plus ou moins simplifié) des couplages entre phénomènes, la modularité (mais à des degrés divers) et la rapidité des calculs de scénarios d'accidents (entre 1 et 10 heures par jour d'accident). Ils sont utilisés pour les études de sûreté des réacteurs, et notamment pour l'évaluation du "terme source", pour les EPS-2, ainsi que pour les études menées en support de la gestion de l'accident (prévention et limitation des conséquences).

La démarche de validation de ces codes par comparaison avec des résultats expérimentaux (le Tableau 8.1-1 illustre les principaux programmes internationaux utilisés par les 3 codes) est identique :

- d'une part la qualification sur des essais analytiques "à effets séparés" ou "à effets couplés", portant sur un ou quelques phénomènes physiques ou sur la réponse de composants ;
- d'autre part la vérification sur des expériences globales ou essais à effets intégraux, souvent menés sur des installations à grande échelle, permettant de vérifier que le couplage des phénomènes est correctement traité et qu'aucun d'entre eux n'a été oublié.

## 8.1 ASTEC

Le code intégral ASTEC (Accident Source Term Evaluation Code) est développé conjointement par l'IRSN et son homologue allemand GRS [8.1\_1]. Il joue un rôle privilégié dans le cadre du réseau d'excellence SARNET du 6<sup>ème</sup> PCRDT<sup>7</sup> de la Commission Européenne, puisqu'il intègre progressivement, sous forme de modèles, l'ensemble des connaissances générées par le réseau et que les partenaires réalisent de nombreux travaux de qualification et des applications réacteurs [8.1\_2]. Un des objectifs de SARNET est que ASTEC devienne le code européen de référence.

---

<sup>7</sup> Programme Cadre de Recherche et Développement Technologique

### 8.1.1 CAPACITES ACTUELLES DU CODE

Le code ASTEC simule l'ensemble de l'accident pour les situations de réacteur en fonctionnement en incluant les principaux systèmes de sauvegarde (dépressurisation contrôlée des circuits primaire et secondaire, accumulateurs, injection de sécurité, recombiners, aspersion, éventage/filtration de l'enceinte...). Son domaine d'application inclut également l'interprétation et le support aux programmes expérimentaux. La Figure 8.1-1 montre les différents modules constituant le code ainsi que la gestion des couplages entre ces modules.

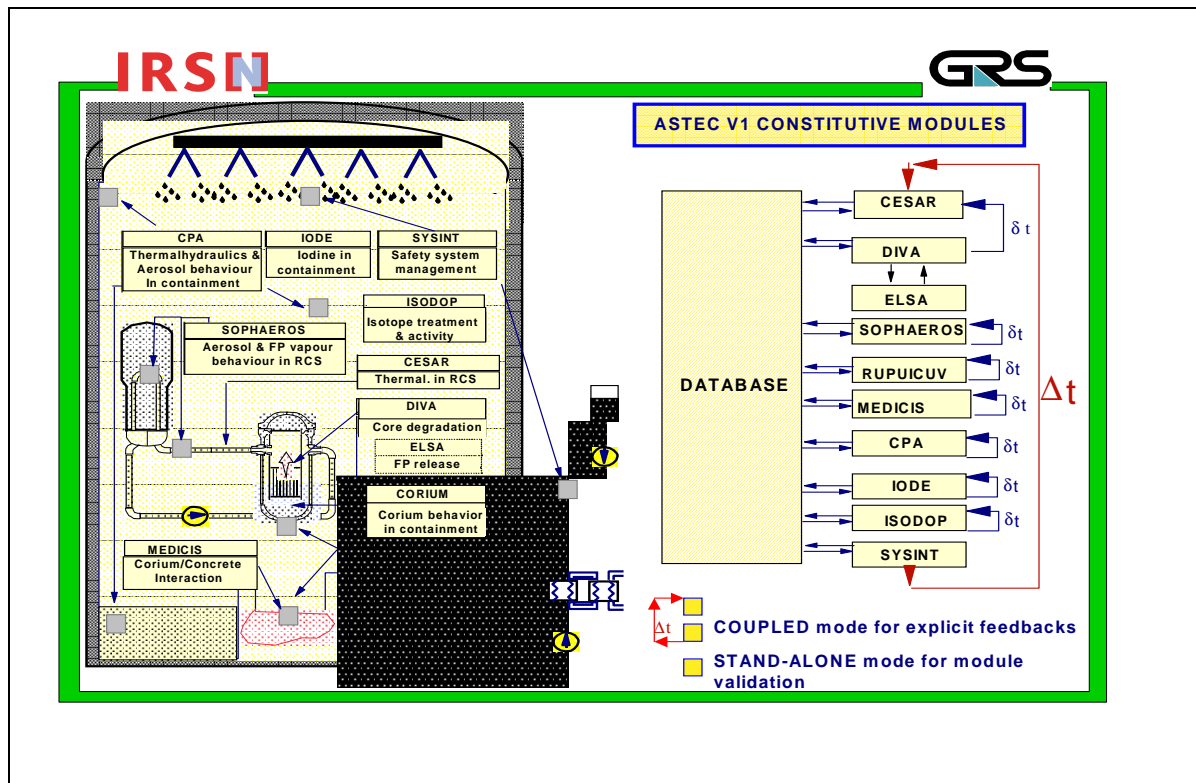


Figure 8.1-1 : Schéma de la structure d'ASTEC V1

La version la plus récente, V1.2 rev1, a été livrée fin 2005 à 28 partenaires européens et 6 partenaires russes et asiatiques. Elle est applicable aux REP 900 et 1300 MWe et aux VVER<sup>8</sup>-440 et 1000. Elle utilise une approche numérique à 5 équations pour la thermohydraulique des circuits et une approche OD à "zones" pour l'ICB et la thermohydraulique de l'enceinte. Un jour d'accident est simulé en quelques heures sur un ordinateur de type PC ou sur des stations de travail (SUN, DEC...).

Les modèles utilisés sont quasiment tous au niveau de l'Etat de l'Art, tout particulièrement pour ce qui concerne le comportement des produits de fission (PF) qui prend en compte l'ensemble des enseignements issus du programme expérimental PHEBUS-PF et des essais analytiques internationaux menés depuis de nombreuses années.

<sup>8</sup> water-water energetic reactor (réacteurs de la filière russe)

La limitation principale de la dernière version concerne la dégradation du cœur qui est traitée à l'aide de modèles de coulées 1D de corium le long des crayons. La progression radiale du corium à l'intérieur du cœur ou sur les plaques inférieures et par conséquent sa relocalisation vers le fond de cuve à travers l'enveloppe de cœur (comportement observé lors de l'accident TMI-2) ne sont donc pas prises en compte. Des comparaisons préliminaires avec les modèles plus avancés de coulées 2D du code mécaniste ICARE2 de l'IRSN ont mis en évidence l'influence de cette modélisation 1D sur la cinétique de coulée du corium en fond de cuve et la production d'hydrogène en cuve. Toutefois, les masses de corium en fond de cuve à l'instant de la rupture semblent peu dépendre du type de modèle. Cette limitation sera levée dans les versions d'ASTEC qui seront livrées à partir de 2008.

Les principaux développements ou améliorations de modèles les plus récents, réalisés sur la base expérimentale indiquée entre parenthèses, sont les suivants :

- dégradation du cœur : améliorations des transferts de chaleur du corium en fond de cuve (BALI au CEA), ajout d'un modèle de fragmentation du corium au cours de sa chute dans l'eau résiduelle en fond de cuve (FARO à JRC), nouveau modèle de tenue mécanique du fond de cuve (LHF et OLHF à SNL) ;
- relâchement des PF : améliorations sur le relâchement des semi-volatiles (Ba, Mo...), des matériaux de structure (Fe, Zr...) et de l'AIC des barres de contrôle (VERCORS au CEA, PHEBUS-PF à l'IRSN) ;
- transport des PF dans le circuit : traitement des dépôts dans des écoulements quelconques (canaux parallèles dans le cœur, boucles fermées du circuit, écoulements inverses...), ajout d'un modèle de nucléation des vapeurs de PF à leur arrivée dans l'enceinte, vérification détaillée de la base thermodynamique utilisée pour les équilibres chimiques par rapport aux bases internationales ;
- ICB : évolution des configurations du bain de corium (homogène, stratifié, inversion des couches), refroidissement du corium par injection d'eau (notamment la progression du front à travers la croûte) (CCI-OCDE, BETA, ACE) ;
- combustion de l'hydrogène dans l'enceinte : ajout d'un modèle adapté aux régimes de déflagration turbulente ;
- comportement de l'iode dans l'enceinte de confinement : dissociation des iodures métalliques dans les recombineurs (RECI à l'IRSN) et formation/destruction des produits de radiolyse de l'air (PARIS à Framatome-Erlangen).

ASTEC est actuellement utilisé intensivement à l'IRSN dans le cadre des études EPS-2 sur un REP 900 MWe français et des études de sensibilité menées sur la ré-évaluation du terme source. Un nombre considérable de scénarios, qui diffèrent quant à l'événement initiateur et la mise en œuvre de systèmes de sauvegarde, est analysé. Les incertitudes majeures portent d'une part sur les séquences à haute pression, en particulier sur les risques associés aux brèches induites sur les tubes de générateurs de vapeur (possibilité de contournement du confinement) et sur le DCH, et d'autre part sur les séquences avec injection d'eau sur un cœur dégradé. Concernant ces dernières séquences, la difficulté est d'évaluer, en fonction de l'état du cœur au moment de l'injection et du débit d'injection, si la



rupture de la cuve peut être évitée (le code mécaniste ICARE/CATHARE est utilisé à l'IRSN en complément pour ces séquences).

Dans le cadre de SARNET, ASTEC est utilisé par une vingtaine de partenaires européens pour le calcul de diverses séquences sur des réacteurs de types REP 900, Konvoi 1300, Westinghouse 1000, VVER-440 et VVER-1000.

### **8.1.2 ETAT DE LA VALIDATION**

Le travail intensif de validation réalisé depuis plus de dix ans sur les codes à partir desquels ASTEC a été développé (ESCADRE, RALOC et FIPLOC) a fourni une base solide. La matrice de validation de base contenant une trentaine d'essais issus du Tableau 8.1-1 est appliquée à chaque livraison de version majeure, afin de couvrir les phénomènes prédominants des accidents graves et de préciser les incertitudes des modèles. La validation est complétée, pour chaque module, par des campagnes extensives moins fréquentes, mais portant sur l'ensemble des essais disponibles (ainsi par exemple en 2005 une quarantaine d'essais sur le relâchement des PF). La validation est également réalisée par des partenaires, dans le cadre SARNET, sur des expériences de référence figurant parmi la liste des exercices de comparaison entre codes retenus par l'OCDE (ISP) et sur des essais spécifiques aux VVER : on peut ainsi citer BETHSY 9.1b (ISP27) et PACTEL (ISP33) pour la thermohydraulique du circuit, KAEVER (ISP44) pour le comportement des aérosols dans une enceinte, et PHEBUS-FPT1 (ISP46) pour le déroulement intégral d'un accident.

Au total, l'ensemble des versions V1 a été confronté à plus de 120 essais. Les résultats de cette validation sont globalement satisfaisants et démontrent que le code reflète bien l'état de l'art de la compréhension et de la modélisation. A titre d'exemple, la Figure 8.1-2 et la Figure 8.1-3 présentent, respectivement, la qualification du module CESAR sur l'essai thermohydraulique BETHSY 9.1b (CEA) reproduisant un scénario de brèche 2 pouces en branche froide du circuit primaire sans injection de sécurité à haute pression, et celle du module IODE sur l'essai CAIMAN 97/02 (CEA) simulant la production d'iode moléculaire et d'iode organique dans la phase gazeuse de l'enceinte.

Des améliorations sont attendues dans des domaines pour lesquels de nouveaux programmes expérimentaux ont été lancés afin de réduire les incertitudes sur la connaissance : chimie du transport de l'iode dans le circuit primaire (CHIP à l'IRSN) ; distribution spatiale du flux de chaleur dans le bain de corium en ICB (ARTEMIS et VULCANO au CEA, CCI-OCDE) ; chimie de l'iode dans l'enceinte (EPICUR à l'IRSN) ; rétention des PF dans le secondaire des générateurs de vapeur (ARTIST à PSI) ; DCH (DISCO à FZK) ; effet d'un burn-up élevé du combustible et effet du combustible MOX sur la dégradation du cœur et sur le relâchement des produits de fission (VERCORS puis VERDON au CEA). Le renouveau des cœurs intacts et dégradés demeure, à l'instar de tous les codes, complexe à modéliser ainsi que l'ont prouvé les applications aux essais QUENCH et CORA de FZK.

**Tableau 8.1-1 : Illustration des principaux programmes expérimentaux utilisés pour la qualification des codes**

Processus Physique	Nom du programme	Organisme (pays)
Tests intégraux	Accident de TMI-2	-
	LOFT-LP- FP2	INEL (USA)
	PHEBUS-PF	IRSN (France)
Dégradation du cœur	CORA (7,12,13....)	FZK (Allemagne)
	QUENCH (01,04,06/ISP45, 07....)	FZK (Allemagne)
Relâchement des produits de fission	ORNL (VI-2 à VI-7)	ORNL (Canada)
	VERCORS (1 à 6...)	CEA (France)
Transport des aérosols dans le circuit primaire	FALCON	AEAT (GB)
	VERCORS (HT1 à HT3)	CEA (France)
	LACE	INEL (USA)
Rupture mécanique de la cuve	LHF-OLHF	SNL (USA)
Transferts de chaleur dans les bains de corium	COPO	VTT (Finlande)
	UCLA	UCLA (USA)
	BALI	CEA (France)
Fragmentation du corium dans l'eau	FARO (L06,L08,L11,L14...)	JRC Ispra
Dispersion du corium lors du DCH	ANL (U1B...)	ANL (USA)
	Surtsey (IET-1, IET-8B...)	SNL (USA)
	DISCO (C, H)	FZK (Allemagne)
Interaction Corium-Béton	BETA (v5.1,v5.2,v6.1...)	FZK (Allemagne)
	SWISS	SNL (USA)
	CCI-OCDE (1, 2...)	ANL (USA)
	ACE (L2, L5...)	ANL (USA)
Chimie de l'iode	ACE/RTF	AECL (Canada)
	CAIMAN	CEA (France)
Thermohydraulique dans l'enceinte	NUPEC (M4.3, M7.1....)	NUPEC (Japon)
	VANAM-M3 (ISP 37...)	Battelle (Allemagne)
	TOSQAN (ISP-47...)	IRSN (France)
	MISTRA (ISP-47...)	CEA (France)
Combustion hydrogène dans l'enceinte	HDR (E12.3.2...)	Battelle (Allemagne)
	RUT	RRC-KI (Russie)

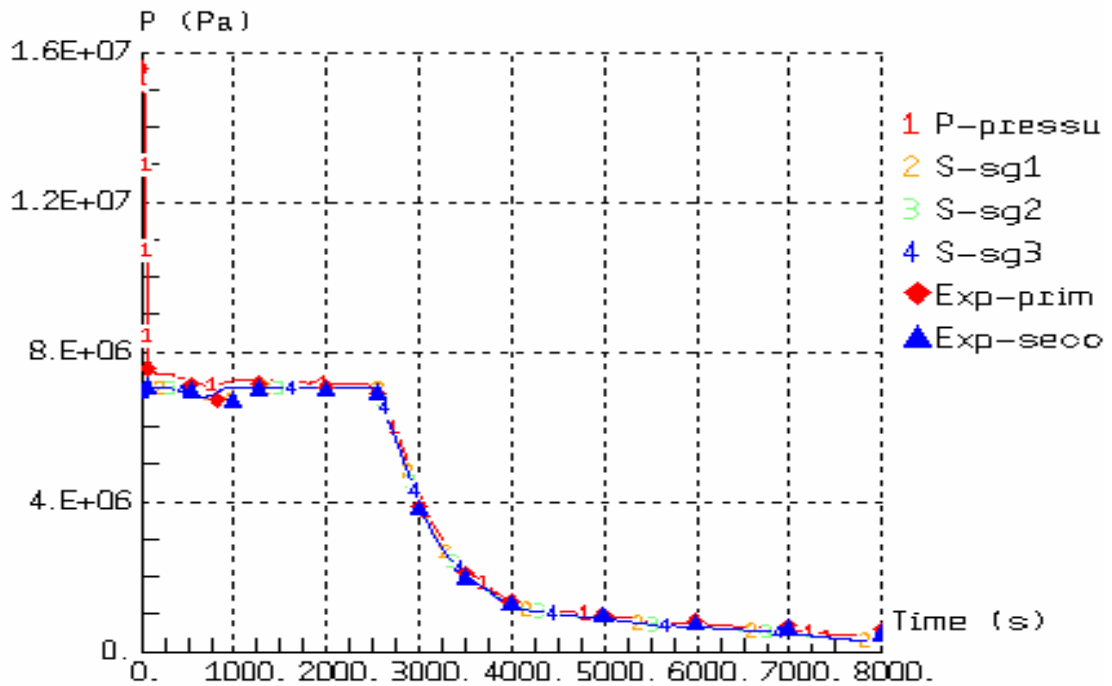


Figure 8.1-2 : Qualification ASTEC sur l'essai BETHSY 9.1b : évolution des pressions primaire et secondaire

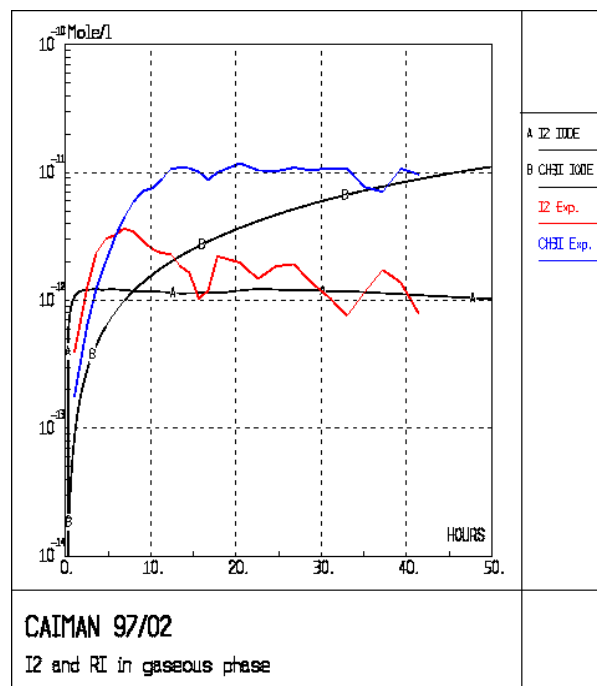


Figure 8.1-3 : Qualification ASTEC sur l'essai CAIMAN 97/02 : évolution de la concentration d'iode dans la phase gazeuse de l'enceinte

Au-delà de la comparaison aux résultats expérimentaux, la capacité du code à calculer l'ensemble des accidents pouvant survenir sur les réacteurs doit être démontrée. Pour cela, le code est appliqué aux principales familles de scénarios (brèches sur les circuits primaire ou secondaire, perte des alimentations électriques ...) avec des variantes en fonction, par exemple, de l'activation des systèmes de sauvegarde. On vérifie de cette manière que les tendances obtenues sur les résultats sont crédibles

physiquement. Des « benchmarks » sont ensuite réalisés avec d'autres codes. Ainsi, dans le cadre SARNET, des comparaisons sont effectuées, sur les séquences évoquées précédemment, avec les codes intégraux MELCOR et MAAP4 et avec des codes détaillés tels qu'ICARE/CATHARE et CONTAIN.... Ces « benchmarks » permettent d'identifier les modèles à l'origine des écarts entre codes et contribuent ainsi à la quantification de l'incertitude sur l'évaluation de certains phénomènes physiques.

### 8.1.3 PERSPECTIVES D'EVOLUTION DU CODE

A court terme, ASTEC va être utilisé de manière intensive dans le cadre de la réalisation à l'IRSN de l'EPS 2 sur les tranches du palier P4 qui débute en 2006. La version en développement est actuellement testée sur les scénarios de grosse brèche et de RTGV qui n'avaient pas été traités avec les versions précédentes.

Les principaux développements de modèles intégrés dans les prochaines versions (V1.3 livrée en 2006 et V1.4 en 2007) sont issus de l'interprétation de programmes expérimentaux évoqués ci-dessus. En parallèle, des adaptations des modèles actuels sont planifiées pour simuler la récupération externe du corium dans un réacteur tel que celui d'EPR. Des travaux réalisés par le CEA en collaboration étroite avec l'IRSN sont également prévus pour modéliser la rétention du corium en cuve par le refroidissement externe du fond de cuve.

Les spécifications de la future génération « V2 » de versions d'ASTEC tiendront compte des souhaits émis à la fin de l'année 2005 par les partenaires SARNET tant sur les modèles que sur la documentation et les outils d'aide aux utilisateurs. Les modèles de dégradation du cœur du code mécaniste IRSN ICARE2 sont en cours d'intégration dans ASTEC, ce qui permettra deux types de modélisations, l'une rapide et simplifiée pour une application intégrale et l'autre avec des modèles détaillés (progression 2D du corium dans le cœur et à travers les structures internes de la cuve, comportement du corium en fond de cuve) pour des zooms sur les phénomènes en cuve. Un couplage ASTEC-CATHARE est prévu pour la première version V2.0 en 2008. Cette version devrait également pouvoir être appliquée au réacteur EPR, traiter la radiochimie du ruthénium dans l'enceinte et le renoyage de cœurs dégradés.

Dans les versions suivantes, d'autres développements sont envisagés pour traiter les entrées d'air et de gaz issus de l'ICB dans la cuve après sa rupture, les états à l'arrêt et la chimie complète de l'iode dans le circuit primaire (retour d'expérience du programme CHIP avec une éventuelle prise en compte de la cinétique chimique). En parallèle se dérouleront des travaux d'adaptation des modèles aux réacteurs REB<sup>9</sup> (avec les partenaires KTH en Suède et IKE en Allemagne, et le support des Suisses de PSI) et CANDU (avec les partenaires INR en Roumanie, AECL au Canada et BARC en Inde) et d'amélioration de la rapidité du code dans une perspective d'utilisation pour des simulateurs d'accidents graves.

---

<sup>9</sup> Réacteurs à Eau Bouillante

## 8.2 MAAP

Le développement du code de calcul MAAP a débuté aux USA au début des années 80 en réponse aux besoins d'études physiques support pour les EPS et dans le cadre du programme de recherche IDCOR (Industry Degraded Core Rulemaking) qui regroupait une soixantaine d'industriels américains.

Depuis la dissolution de l'IDCOR, l'EPRI est propriétaire du code MAAP, les développements étant toujours réalisés par la société Fauske&Associates, Inc (FAI).

De nombreux exploitants nucléaires ont acquis une licence MAAP et utilisent le code pour leurs études de sûreté. Ils sont regroupés au sein d'un groupe d'utilisateurs, avec plus de 40 organisations représentées (le « MAAP Users Group »).

MAAP est utilisé à EDF pour étudier les accidents graves : EPS de niveau 2, dimensionnement du système des recombineurs d'hydrogène, réévaluation du terme source en accident grave, études support à l'élaboration du GIAG, étude du risque DCH, étude de la pressurisation lente de l'enceinte...

Depuis l'acquisition du code en 1991, EDF a développé sa propre compétence en termes de développement et de validation du code MAAP, en complément de l'activité de FAI. EDF a poussé cette logique de développement à partir de 1996 en réalisant des versions EDF de MAAP contenant des apports spécifiques. La version en exploitation du code MAAP à EDF est aujourd'hui la version 4.04d, la 4<sup>ème</sup> version EDF du code MAAP 4.04.

### 8.2.1 CAPACITES ACTUELLES DU CODE

Le code de calcul MAAP permet de traiter le fonctionnement accidentel d'un réacteur de type REP ou REB (à noter l'existence de versions pour les réacteurs CANDU et VVER), en particulier les séquences avec fusion du cœur, quel que soit l'état initial de l'installation (états en puissance ou en arrêt).

MAAP est un code scénario modulaire qui représente à la fois le circuit primaire principal, le circuit secondaire, les systèmes de sauvegarde, l'enceinte de confinement et les bâtiments annexes.

La modélisation fonctionnelle est particulièrement adaptée pour examiner l'impact d'actions opérateur sur le déroulement des séquences.

Un avantage du code est son temps de calcul réduit. En effet, il suffit d'environ 2 h CPU (PC sous environnement Linux) pour simuler 24 h temps réel d'une séquence avec dégradation du cœur.

Grâce au couplage entre le circuit primaire et l'enceinte de confinement, les conditions thermodynamiques dans le bâtiment réacteur sont fonction de l'évolution thermohydraulique du système primaire et des conditions aux limites à la brèche. Ce couplage permet, par exemple, de prendre en compte des actions automatiques sur le circuit primaire consécutives à l'atteinte d'un seuil de pression dans l'enceinte. Le couplage prend également en compte les rétroactions de l'enceinte sur le système primaire (ex : simulation des états d'arrêt avec primaire ouvert).

La modélisation du transport des produits de fission (émission lors de la dégradation du cœur, migration dans le circuit primaire et dans l'enceinte, chimie) permet de déterminer les rejets dans l'environnement ou les contaminations surfaciques et volumiques dans les locaux.

Le code MAAP est un code nodal. Il résout, pour chaque volume de contrôle, les équations de conservation de la masse et de l'énergie interne. Les équations de conservation de la quantité de mouvement ne sont pas des équations différentielles et se résument à des équations du type Bernoulli.

Le circuit primaire est représenté par 14 volumes, hors pressuriseur, l'enclencheur peut l'être par 30 volumes au maximum (à noter que la nodalisation choisie pour les réacteurs EDF comporte de 12 à 14 volumes). Le cœur est modélisé de façon axisymétrique avec 175 mailles.

A titre d'exemple, la Figure 8.2-1 illustre la dégradation du cœur telle que représentée par MAAP.

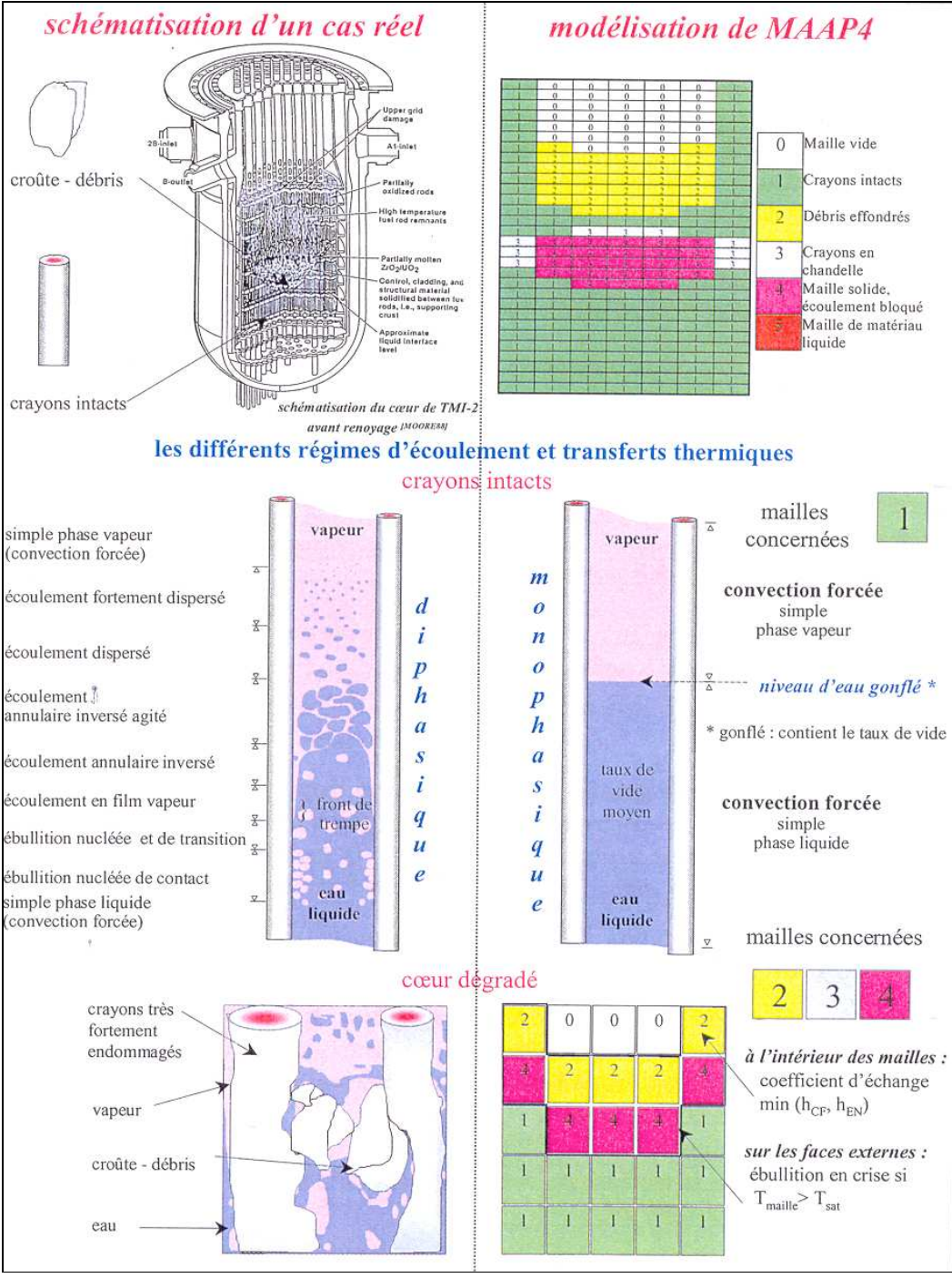


Figure 8.2-1 : Comparaison entre la modélisation des différents écoulements par MAAP4 lors de la dégradation du cœur et une schématisation d'un écoulement réel

Une nouvelle version de MAAP sera mise en exploitation au cours du second semestre 2006, MAAP4.05a, développée par EDF R&D sur la base de la version EPRI standard 4.05. Parmi les améliorations les plus récentes du code, on peut citer :

- la prise en compte de la thermochimie du carbure de bore (dégradation, oxydation et fusion du  $B_4C$ ) : trois modèles distincts, s'appuyant sur les lois d'oxydation tirées des codes MELCOR et ICARE mais aussi des expériences à effets séparés réalisées à FZK (BOX RIG), ont ainsi été introduits,
- l'ajout d'un modèle d'oxydation des mélanges U-Zr-O (qualifié sur l'essai Quench N° 07),
- le raffinement du maillage axial du fond de cuve,
- une meilleure prise en compte du relâchement de l'U, du Pu et du Te (essais VERCORS),
- l'amélioration du modèle de relâchement de l'Argent-Indium-Cadmium qualifié sur PHEBUS-FPT1,
- l'entraînement du corium hors du puits de cuve avec plusieurs cheminements possibles dans l'enceinte qualifié sur Lacomera1-DISCO-H (en cas d'éjection à haute pression de la cuve),
- la modélisation du réflecteur lourd EPR.

### 8.2.2 ETAT DE LA VALIDATION

Dans la pratique, la validation physique du code MAAP est un processus continu qui s'alimente de la simulation de nouveaux essais. Ainsi, EDF contribue régulièrement à augmenter la base de qualification de MAAP, en participant notamment aux « International Standard Problems » (ISP) et à des projets européens (COLOSS, ENTHALPY, SARNET).

Outre la vérification du bon comportement du code, les tests de validation sont utilisés pour :

- recommander à l'utilisateur des plages de variation ou des valeurs par défaut adéquates pour les différents paramètres de modèles ou encore fixer un set particulier de corrélations ;
- détecter des voies d'amélioration pour les différents modèles du code.

En plus des nombreux tests réalisés par FAI, EDF a réalisé des tests complémentaires depuis son acquisition du code, en particulier sur la dégradation du cœur, la production d'hydrogène, la thermohydraulique enceinte et la chimie de l'iode. Dans l'ensemble, la grille de qualification du code MAAP4.04 couvre le Tableau 8.1-1.

Le code MAAP a fait l'objet d'études de qualification sur la thermohydraulique du système primaire, ses résultats ayant été confrontés à des données issues d'essais expérimentaux, ou à des résultats de codes de calcul plus spécifiquement dédiés à la simulation de la thermohydraulique primaire tels que RELAP ou RETRAN. La comparaison a été établie sur la base de multiples séquences (brèches primaires, perte d'alimentations électriques, rupture de tube GV...).

Une série d'essais expérimentaux (boucle Westinghouse) concernant les modes de convections naturels a permis de valider la modélisation choisie pour représenter ces phénomènes.

La qualification des modèles de simulation de la thermohydraulique de l'enceinte s'appuie sur la réalisation de calculs en mode dit "bench" sur l'enceinte isolée, simulant les essais expérimentaux HDR

pour le risque hydrogène, VANAM-M3 pour le comportement des aérosols, ainsi que les essais NUPEC m-4-3 et m-7-1 pour le mélange et la distribution de l'hydrogène dans l'enceinte.

Les essais CORA et QUENCH permettent de disposer d'informations sur la dégradation d'un assemblage combustible, la relocalisation du corium et la production d'hydrogène, en particulier en situation de renoyage pour les essais QUENCH. Les calculs de qualification MAAP de ces modèles sont menés en mode "bench" en limitant la représentation MAAP au cœur du réacteur.

En plus de la validation sur des essais analytiques, à effets séparés ou semi-intégraux, il est important de retenir qu'une activité essentielle de l'exercice de qualification consiste à valider le code sur les essais intégraux disponibles (PHEBUS, LOFT) et sur l'accident de TMI-2. Ainsi, on vérifie le bon comportement du code et la prise en compte de tous les phénomènes prépondérants.

### 8.2.3 PERSPECTIVES D'EVOLUTION DU CODE

Les principales améliorations à venir seront concrétisées dans MAAP5 qui représente une évolution de grande ampleur du code prise en charge par le développeur historique FAI. Sont citées, ci-dessous, quelques unes de ces améliorations, sachant que le contenu technique définitif de la première version de MAAP5, qui sera opérationnelle à EDF à l'horizon 2008, n'est pas connu précisément aujourd'hui.

- thermohydraulique dans le circuit primaire : mise en place d'un traitement beaucoup plus détaillé que l'actuel (approche nodale en monophasique et diphasique, gestion décorrélée des boucles du primaire avec, en particulier, un positionnement réaliste de l'injection de sécurité sur chaque boucle, prise en compte de vortex dans les pompes RRA, amélioration de la modélisation de la circulation naturelle notamment entre le downcomer, le coeur et le plenum supérieur, amélioration de la modélisation de la formation de bouchons d'eau et de leur influence sur la circulation naturelle) ;
- modèle de dégradation du cœur : amélioration des méthodes numériques, modèles de neutronique 1D et point Kinetics, spécification de l'activité du fluide caloporteur ;
- Codage d'un flux critique d'assèchement en face externe de la cuve lorsque celle-ci est noyée, combiné avec un calcul de flux de chaleur à travers la paroi. Le modèle pourra inclure la présence d'un calorifuge et d'un gap cuve-calorifuge ;
- Modélisation de récupérateurs de corium tels que celui de l'EPR ;
- Intégration d'un nouveau modèle enceinte incluant plusieurs options pour le calcul des transferts de chaleur et une modélisation des puits d'énergie améliorée.

Ces évolutions sont aujourd'hui financées par une dizaine d'organisations qui possèdent déjà la licence MAAP4. Ces engagements permettent d'avoir une bonne visibilité de la pérennité de l'utilisation de ce code pour les études réalisées par EDF dans le domaine des accidents graves.



## 8.3 MELCOR

### 8.3.1 CAPACITES ACTUELLES DU CODE

MELCOR est un code intégral développé par Sandia National Laboratories (USA) depuis 1982 pour l'analyse complète d'un accident susceptible de survenir dans un Réacteur à Eau Légère (REP, REB). Un large spectre des phénomènes intervenant lors d'un accident grave est traité de manière cohérente : dégradation du cœur, relâchement et transport des produits de fission, comportement du corium hors cuve, comportement des PF et des aérosols dans l'enceinte de confinement. Les applications initialement centrées sur les EPS se sont élargies vers la gestion des accidents et la limitation de leurs conséquences, la formation des opérateurs, ainsi que l'amélioration de la connaissance via la préparation et l'analyse des programmes expérimentaux.

Sa structure est modulaire. Le module thermohydraulique est un axe central du code car étroitement imbriqué avec tous les autres modules : l'approche des "volumes de contrôle" est utilisée pour modéliser tout le réacteur, avec deux régions dans chaque volume, un puisard (simple phase liquide ou en ébullition double phase) et une atmosphère qui peut contenir un brouillard d'eau. Les zones sont connectées par des jonctions où l'équation de quantité de mouvement du fluide est traitée de manière simplifiée en 1D.

A l'origine, la plupart des modèles étaient relativement simples et paramétriques, dérivés de corrélations empiriques, et les discrétisations spatiales grossières afin de réaliser des calculs rapides. Cependant, la tendance récente est de privilégier les modèles mécanistes et les discrétisations fines. Aujourd'hui, la plupart des modèles MELCOR sont donc mécanistes. L'utilisation de modèles paramétriques est limitée aux domaines pour lesquels l'incertitude sur la phénoménologie demeure élevée. Les modèles plus physiques doivent traiter des questions relatives à la limitation des conséquences et à la gestion des accidents. Cela nécessite la réduction des incertitudes et un niveau plus détaillé de représentation de la physique. Ces objectifs deviennent maintenant accessibles grâce à l'accroissement de la puissance des ordinateurs et l'amélioration de la connaissance de la phénoménologie.

La version la plus récente, livrée en octobre 2005, est MELCOR 1.8.6. Les principales améliorations apportées sont les suivantes :

- la formation des bains de corium dans le cœur est maintenant modélisée, ce qui n'était pas le cas dans la version précédente. Les modèles utilisés sont ceux employés pour décrire l'évolution des bains en fond de cuve : formation de croûtes, convection, stratification en couches métal et oxyde par l'effet de densité (pas de représentation des effets d'inversion mis en évidence dans MASCA), transport des débris dans le bain et fusion, répartition des PF entre ces 2 couches (via des modèles simplifiés ou des fonctions entrées par l'utilisateur) ;
- les descriptions des structures en cuve - enveloppes, plaques et fond de cuve - sont étendues et intégrées dans un même module pour permettre un traitement cohérent de l'ensemble des phénomènes en cuve. La modélisation de la structure d'enveloppe du cœur ("shroud") et du bypass

en cuve est maintenant possible, ce qui va permettre d'évaluer de manière réaliste la rupture du fond de cuve, en traitant les problèmes de concentration de flux ("focussing effect") et de rétention du corium en cuve par refroidissement externe de la cuve ;

- le modèle de renoyage des crayons intacts est amélioré (suivi du front de trempe et du niveau d'eau). Le modèle actuel d'oxydation, basé sur la corrélation d'Urbanic-Heidrick, s'est montré satisfaisant pour la plupart des situations accidentelles mais (à l'instar des autres codes) il ne permet pas de calculer l'emballement observé dans certains essais QUENCH, lorsque le corium se relocalisant est exposé à un débit élevé d'eau ;
- le relâchement de l'argent (AIC) et l'oxydation du B<sub>4</sub>C survenant lors de la dégradation des barres de contrôle sont modélisés. Le traitement de l'oxydation du B<sub>4</sub>C en phase gazeuse permet, en principe, de fournir les conditions de formation de l'iode organique dans le circuit. Cela nécessiterait, cependant, d'étendre l'utilisation des modèles de chimie gaz aux phénomènes se produisant en dehors du cœur ;
- la vaporisation brutale ("flashing") de jets d'eau surchauffés entrant dans l'enceinte à faible pression est modélisée.

Le bilan et les plans de développement du modèle de chimie de l'iode, basé sur le modèle INSPECT, restent peu clairs.

Des améliorations ont été récemment apportées à l'interface interactive avec l'utilisateur, notamment au simulateur MELSIM de gestion des jeux de données, des calculs et de la visualisation des résultats. Un outil a également été mis à disposition pour initier automatiquement une série d'études de sensibilité pour l'analyse des incertitudes. Ces études sont facilitées par le fait que de nombreux modèles ont des paramètres ajustables en option et accessibles à l'utilisateur.

En ce qui concerne les applications à divers types de réacteurs, MELCOR a été utilisé pour simuler des séquences accidentelles sur des REP, REB, VVER et RBMK.

### 8.3.2 ETAT DE LA VALIDATION

La qualification de MELCOR porte sur la plupart des essais disponibles au niveau international (dont les ISP) cités dans le Tableau 8.1-1. On peut citer principalement, en plus de l'accident de TMI2 (cf. Figure 8.3-1, Figure 8.3-2 et Figure 8.3-3) :

- pour la phase précoce en cuve : VERCORS et VERCORS-RT (CEA) pour le relâchement des PF ; PHEBUS-PF (IRSN) pour le relâchement de l'argent, le comportement du B<sub>4</sub>C et le transport des PF dans le circuit ; QUENCH (FZK) pour le renoyage ;
- pour la phase avancée en cuve : RASPLAV et MASCA (RRC-KI, Russie) pour les bains, OCDE LHF-OLHF (SNL, USA) pour la tenue mécanique de la cuve ;
- pour les circuits et l'enceinte : ACE et MACE (ANL, USA) pour l'injection d'eau en ICB, ARTIST (PSI, Suisse) pour la rétention des PF dans les GV.

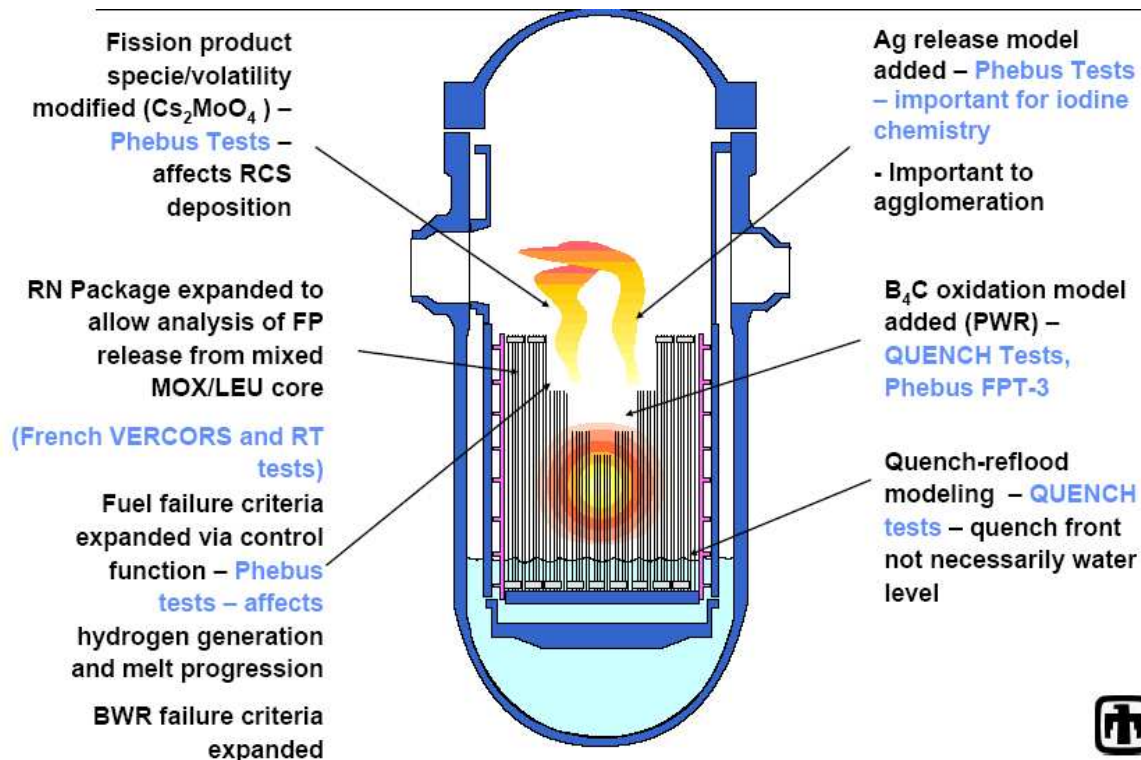


Figure 8.3-1 : Travaux MELCOR de développement et de qualification en phase précoce en cuve

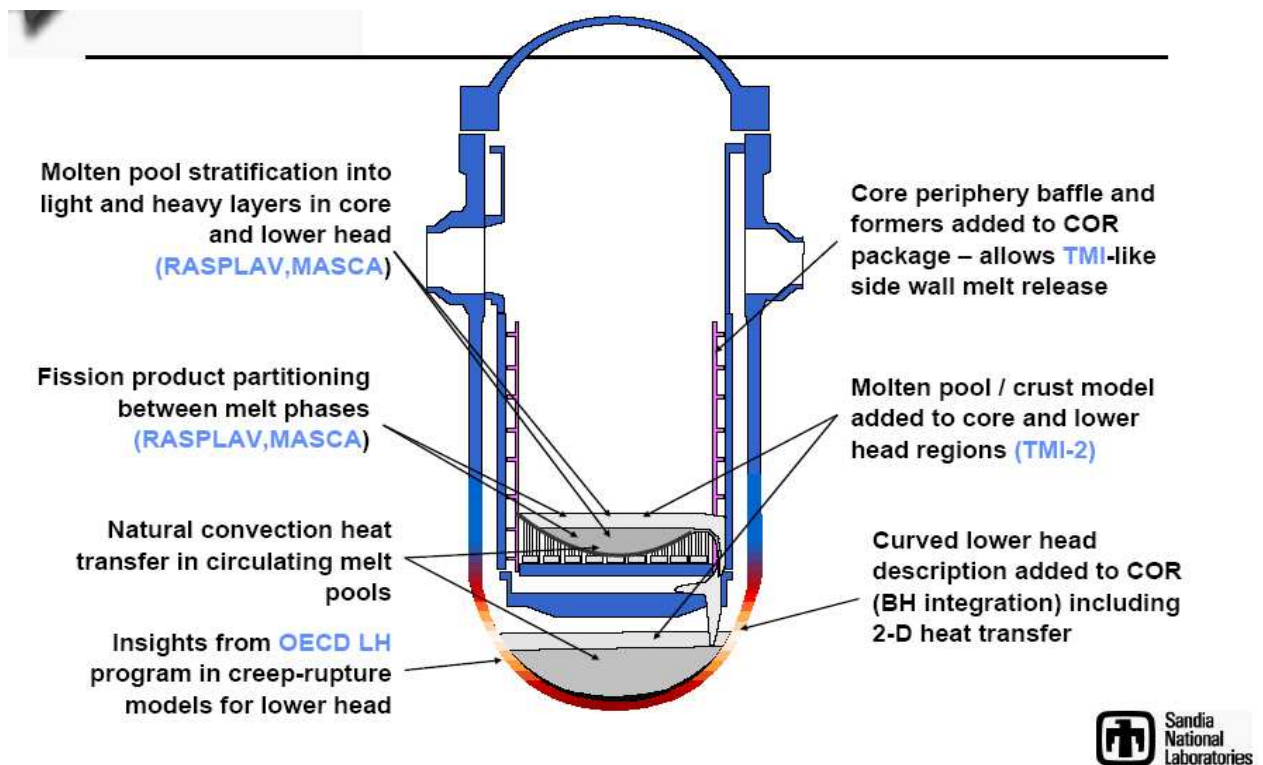


Figure 8.3-2 : Travaux MELCOR de développement et de qualification en phase avancée en cuve(1)

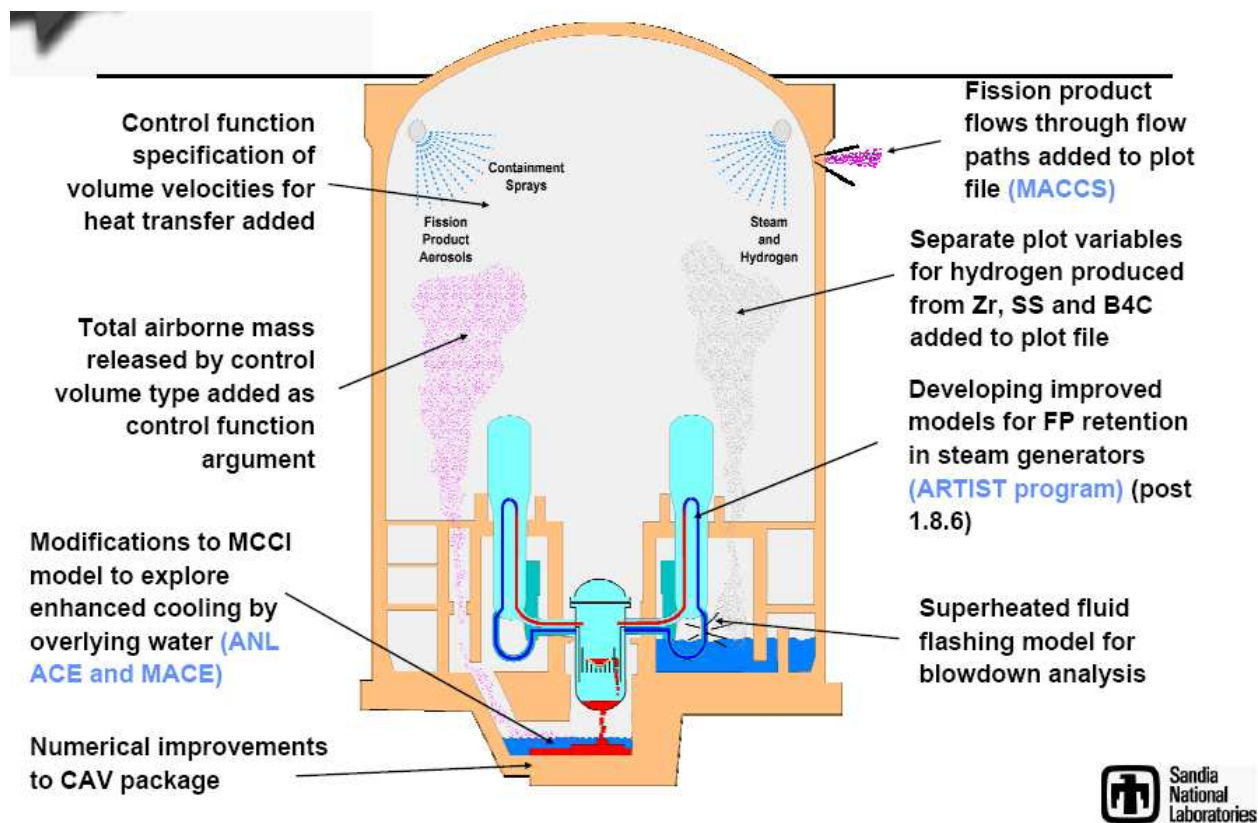


Figure 8.3-3 : Travaux MELCOR de développement et de qualification en phase avancée en cuve (2)

Sur la base des présentations au dernier CSARP en septembre 2005 [8.3\_1], [8.3\_2] et [8.3\_3], outre les applications à TMI2, les travaux de qualification les plus récents ont porté sur les essais LHF (évaluation raisonnable avec le modèle 1D du temps de rupture de la cuve et du déplacement maximal pour une répartition de flux à pic mais sous-estimation pour une distribution uniforme), RASPLAV, QUENCH-07 (barre B<sub>4</sub>C) et QUENCH-06 (ISP46), ainsi que PANDA sur le comportement d'une enceinte BWR.

De même que pour les précédents codes, cette validation est complétée par une vérification de la cohérence des résultats des simulations d'accidents sur des réacteurs et par des participations à des « benchmarks ».

### 8.3.3 PERSPECTIVES D'EVOLUTION DU CODE

Les travaux actuels portent sur :

- les réacteurs avancés de type REB ou CANDU (incluant des adaptations des modèles de dégradation du cœur à la géométrie spécifique) ;
- le combustible haut burn-up ;
- les réacteurs HTR, incluant le développement de modèles d'oxydation du graphite et de relâchement des PF ;
- les réacteurs de Génération IV, incluant une généralisation des fluides traités (sodium, sels fondus...).

Par ailleurs, le projet de modernisation du code (réalisé par IBRAE, Russie), consistant à passer au langage de programmation Fortran 95 et à refondre les jeux de données, aboutira en 2006.

## TABLEAUX DU CHAPITRE 8

Tableau 8.1-1 : Illustration des principaux programmes expérimentaux utilisés pour la qualification des codes.....	201
--	-----

## FIGURES DU CHAPITRE 8

Figure 8.1-1 : Schéma de la structure d'ASTEC V1 .....	198
Figure 8.1-2 : Qualification ASTEC sur l'essai BETHSY 9.1b : évolution des pressions primaire et secondaire .....	202
Figure 8.1-3 : Qualification ASTEC sur l'essai CAIMAN 97/02 : évolution de la concentration d'iode dans la phase gazeuse de l'enceinte .....	202
Figure 8.2-1 : Comparaison entre la modélisation des différents écoulements par MAAP4 lors de la dégradation du cœur et une schématisation d'un écoulement réel.....	205
Figure 8.3-1 : Travaux MELCOR de développement et de qualification en phase précoce en cuve .....	210
Figure 8.3-2 : Travaux MELCOR de développement et de qualification en phase avancée en cuve(1)..	210
Figure 8.3-3 : Travaux MELCOR de développement et de qualification en phase avancée en cuve (2).	211

## REFERENCES DU CHAPITRE 8

- [8.1\_1] "Development and assessment of ASTEC code for severe accident simulation", NURETH-11 International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Avignon, 2-6 Octobre 2005, J.P. Van Dorsselaere, S.Pignet, C.Seropian, T.Montanelli, P.Giordano, F.Jacq (IRSN), B. Schwinges (GRS).
- [8.1\_2] "ASTEC and SARNET - Integrating severe accident research in Europe", ICAPP'05, Séoul (Corée), 15-19 Mai 2005, J.P. Van Dorsselaere, J.C. Micaelli (IRSN), H.J. Allelein (GRS).
- [8.3\_1] "Overview of MELCOR development, assessment and applications activities", CSARP-05, Cooperative Severe Accident Research Meeting, Albuquerque (USA), 22-23 Septembre 2005, R.Gauntt (SNL).
- [8.3\_2] "MELCOR 1.8.6 verification", CSARP-05, Albuquerque (USA), 22-23 Septembre 2005, V.Nosatov (IBRAE).
- [8.3\_3] "Post-test analysis of ISP-42 (PANDA tests) using the MELCOR code", CSARP-05, Albuquerque (USA), 22-23 Septembre 2005, J.Tills (SNL).



## CHAPITRE 9 : CONCLUSION

---

Ce document présente une synthèse de l'état actuel de la recherche relative aux accidents graves réalisée, en France et à l'étranger, par les différents acteurs du nucléaire, industriels, centres de recherche et organismes de sûreté.

Les scénarios d'accidents avec fusion du cœur du réacteur envisagés sur les REP ont tout d'abord été évoqués. Les principales familles d'accident de l'EPS de niveau 1 susceptibles d'entraîner la fusion du cœur ont été décrites puis les différents phénomènes physiques pouvant survenir dans la cuve du réacteur et dans l'enceinte de confinement lors d'un accident grave ont été présentés en termes généraux.

Dans la suite du document a été exposé l'état des connaissances actuelles sur ces phénomènes physiques, leur enchaînement ainsi que les moyens permettant d'en atténuer les effets. Les principales expériences récentes, en cours et prévues, réalisées sur les différents sujets, ainsi que les principaux modèles et codes spécifiques utilisés pour simuler les phénomènes en question, ont été brièvement décrits. Enfin ont été exposées les perspectives proches, en termes notamment de programmes expérimentaux, de développement de modèles et d'outils de simulation, envisagées par les différents acteurs du nucléaire sur chacune des thématiques.

Le bilan global ressortant de ce travail est présenté ci-dessous. Notons que, à la fois dans les perspectives présentées dans le corps du rapport et dans ce bilan global, il est fait état d'un certain nombre de besoins en matière de R&D. A cet égard, il est important de souligner que, si le présent document permet de contribuer à l'identification et à la hiérarchisation de ces besoins, cette hiérarchisation doit être confortée à la lumière des besoins en termes d'analyses de sûreté associées aux différents risques et phénomènes physiques et, en particulier, avec le support des EPS 2. Précisons que les besoins formulés ici sont, pour la plupart, relativement consensuels, au moins au niveau français (IRSN, CEA, EDF), sauf cas particuliers signalés, et que leur expression dans ce document CEA-IRSN ne présage en aucune manière de la responsabilité de ces deux organismes à devoir les combler.

### **Déroulement de l'accident en cuve**

Si le début de la phase de dégradation du cœur du réacteur (oxydation des crayons et rupture des gaines) est maintenant relativement bien compris et modélisé, de nombreuses incertitudes demeurent sur les phénomènes caractérisant les phases plus tardives de la dégradation et sur le comportement du corium en fond de cuve. En ce qui concerne la dégradation du cœur, et face au manque de nouveaux programmes expérimentaux prévus, des compléments d'analyse des essais passés et des efforts de modélisation restent à fournir pour tenter de réduire les incertitudes restantes. La tendance actuelle est de considérer qu'il faille tolérer, sur ces phénomènes, un certain niveau d'incertitudes et de s'appuyer sur des études de sensibilité. En revanche, des programmes expérimentaux relatifs au comportement du corium en fond de cuve sont prévus, notamment pour étudier les interactions entre un bain fondu et l'acier de la cuve (INVECOR). Le programme CORTRAN, s'il est réalisé, devrait

permettre d'étudier la transition d'une configuration de lit de débris vers celle d'un bain fondu. En fonction de l'avancée des connaissances acquises grâce à ces travaux, la modélisation devrait atteindre un degré de précision suffisant ; il n'est cependant pas exclu que de nouveaux besoins d'études expérimentales soient mis en évidence.

L'instant de rupture du fond de la cuve ainsi que la zone d'amorçage de la brèche sont, en revanche, déterminés de manière satisfaisante pour un chargement thermique connu, par les modèles mécaniques développés dans le cadre des programmes LHF et OLHF. Néanmoins, il n'existe pas encore de modèle permettant de prédire la propagation de la fissure à haute température et donc la taille finale de la brèche. Un programme expérimental (IRSN/CEA/INSA de Lyon) visant à déterminer la cinétique de propagation d'une brèche en fond de cuve en fonction des caractéristiques de l'acier est actuellement en cours de finalisation et devrait permettre le développement d'un tel modèle.

Enfin, concernant le risque de brèche induite sur le circuit primaire ou sur les tubes des générateurs de vapeur, dû à une fusion du cœur à pression élevée, l'IRSN a achevé son programme de R&D et valorise les résultats de ses travaux dans le cadre de la réalisation de ses EPS2. L'évaluation des incertitudes faite dans ce cadre montre qu'il reste difficile de prédire de manière certaine la localisation de la brèche induite. Si les nombreuses améliorations apportées au code système Icare/Cathare, via l'introduction d'une modélisation 2D axisymétrique de la cuve, devraient permettre une avancée notable dans ce domaine, des incertitudes importantes demeureront sur les mélanges des gaz dans les boîtes à eau des générateurs de vapeur. Ces aspects ne pourront être améliorés que par l'apport d'études très complexes de type CFD. On notera qu'une partie des expériences qui seront effectuées dans le cadre du projet ROSA de l'OCDE, auquel participent EDF, Areva, le CEA et l'IRSN, pourra être utilisée pour la validation des codes de calcul.

#### **Phénomènes pouvant mener à une défaillance précoce de l'enceinte**

Les expériences réalisées pour étudier le risque d'échauffement direct des gaz de l'enceinte (DCH) ont montré que, si le DCH survenait à haute pression primaire dans des réacteurs ayant une connexion directe entre le puits de cuve et l'enceinte, les conséquences pourraient être importantes.

Aujourd'hui, le DCH est simulé dans les codes de calcul par des modèles simples qui reflètent mal la complexité et la diversité des phénomènes mis en jeu. L'utilisation de logiciels de simulation multiphasiques semble être plus prometteuse, cependant une prédiction satisfaisante des conséquences du DCH à l'échelle réacteur nécessiterait de combler un certain nombre de lacunes dans les connaissances actuelles. En particulier, les résultats des essais concernant le phénomène d'oxydation, notamment du zirconium, sont difficilement extrapolables au cas réacteur, tout comme il semble pour l'instant hasardeux de tirer des conclusions quant à la part de la combustion d'hydrogène sur les chargements générés par le DCH.

Dans ces conditions, l'IRSN estime que la R&D mérite d'être poursuivie à court ou moyen terme. Il est en particulier envisagé de réaliser des essais dédiés à l'étude du comportement de l'hydrogène au cours de la phase de DCH. En parallèle, les codes mécanistes (MC3D et AFDM) sont utilisés, à la fois pour tenter de pallier le manque de mesures et permettre l'extrapolation au cas réacteur, mais également pour aider aux développements de modèles simplifiés, qui pourraient être intégrés dans les codes scénarios.

Concernant le risque hydrogène, les travaux de recherche entrepris ont permis de conforter la décision d'implanter des moyens de limitation du risque hydrogène sur l'ensemble des tranches du parc électronucléaire français. Des études ont cependant montré qu'un risque d'accélération de flamme demeurait.

Le travail de R&D déjà réalisé sur le risque hydrogène a permis de progresser significativement dans la connaissance des phénomènes gouvernant la répartition des mélanges gazeux et les risques de combustion associés. En particulier, les critères établis à partir de données expérimentales permettent d'identifier les situations pouvant aboutir à des chargements en pression dommageables pour l'enceinte. S'agissant des outils de calculs, s'ils ont atteint un degré de maturité certain, leur caractère prédictif doit être renforcé par l'amélioration de la modélisation et, dans le cas des codes multi-D, par la levée des limites informatiques qui, actuellement, ne permettent pas de réaliser des calculs avec des tailles de maillage suffisantes pour que les résultats obtenus soient indépendants du maillage utilisé. Des actions de R&D complémentaires devraient permettre d'affiner les analyses réalisées sur les réacteurs du parc actuel et l'évaluation des dispositions envisagées pour les réacteurs futurs. Concernant la thermohydraulique dans l'enceinte de confinement, les exercices de comparaison récemment menés ont montré les difficultés des codes actuels à bien représenter les phénomènes de stratification des gaz ainsi que la dépression dans l'enceinte liée à la mise en service de l'aspersion. Les régimes d'écoulement transitoires avec une stratification pourront être étudiés dans le cadre des programmes actuels notamment TOSQAN, PANDA et MISTRA. S'agissant de la combustion, il reste à améliorer et à valider les modèles pour simuler la propagation de flamme en milieu hétérogène et à étudier l'impact de la présence de gouttes d'eau sur l'accélération de la flamme. Ces thèmes seront traités dans le cadre du programme ENACCEF. Enfin, les questions de l'influence de la localisation des recombineurs sur le débit de recombinaison et sur le risque d'ignition de flamme par les recombineurs sont abordées dans le cadre de SARNET et font l'objet d'un programme de travail numérique pour le premier et expérimental sur la base des essais REKO pour le second.

Enfin, concernant l'explosion de vapeur, des efforts significatifs ont été réalisés ces dernières années sur la mise au point d'outils de simulation sophistiqués. Ces logiciels sont maintenant opérationnels mais leur niveau de précision actuel est jugé insuffisant, en particulier parce qu'ils souffrent de nombreuses lacunes dues à des difficultés de compréhension de phénomènes locaux. La phase 1 du programme international SERENA, qui vient de s'achever, a mis en évidence les divergences des différents partenaires quant aux hypothèses de modélisation adoptées, notamment pour la phase de pré-mélange, différences qui aboutissent à une forte disparité des résultats des calculs réacteur.

Au plan des conséquences pour la sûreté, s'agissant de l'explosion de vapeur en cuve, la communauté internationale semble avoir abouti à un consensus sur le fait que ce phénomène ne devrait pas conduire à une rupture de la cuve. On note, en revanche, un regain d'intérêt international pour une évaluation plus fine de la situation hors-cuve, traduit dans la proposition SERENA-2.

***En conclusion, étant donné le volume de connaissances déjà acquis, les programmes de recherche et développement en préparation devraient permettre des avancées significatives sur la compréhension et la prédiction des phénomènes liés aux risques de défaillance précoce de l'enceinte.***

## **Phénomènes pouvant mener à une défaillance différée de l'enclume**

Les résultats des expériences récentes ainsi que les calculs réacteur réalisés avec les codes MEDICIS et TOLBIAC-ICB ont mis en évidence les incertitudes majeures demeurant quant à la cinétique d'érosion du radier lors de l'interaction corium-béton. Compte tenu de l'impact de ces incertitudes sur les rejets radioactifs, d'importants programmes de R&D ont d'ores et déjà été engagés sur le sujet. Les programmes expérimentaux ARTEMIS 2D et VULCANO ICB réalisés dans le cadre d'un accord tripartite CEA/IRSN/EDF ainsi que la suite du programme MCCI-OCDE mené dans le cadre de l'OCDE/CSNI permettront de progresser dans la compréhension des phénomènes physiques régissant la structure des interfaces et de compléter les connaissances sur la répartition 2D des flux de chaleur en configuration de bain homogène. Les essais VULCANO-ICB et ARTEMIS oxyde-métal en configuration de bain stratifié devraient, en outre, fournir des résultats sur les transferts de chaleur entre les couches d'oxydes et de métal et sur l'évolution des configurations de bain. Par ailleurs, la définition d'un programme d'études complémentaires est en cours pour réduire les incertitudes sur les propriétés thermochimiques du corium.

Plus récemment, dans le cadre d'un groupe de travail, l'IRSN, le CEA et EDF ont conclu à l'intérêt d'engager des programmes expérimentaux supplémentaires si les résultats obtenus après la réalisation de ces divers essais étaient jugés insuffisants. Deux programmes d'essais analytiques en matériaux simulants ont, à ce jour, été envisagés : le programme ABI dédié à l'étude des transferts de chaleur entre l'oxyde et le métal et le programme CLARA visant à étudier les transferts de chaleur entre un bain chauffé et une paroi poreuse traversée par un écoulement de gaz en situation 2D.

***En conclusion, compte tenu des conséquences importantes de la cinétique d'érosion du radier sur les rejets radioactifs et au vu des incertitudes majeures demeurant sur le sujet, ce thème est considéré comme prioritaire en matière de recherche et développement.***

## **Rétention et refroidissement du corium en cuve et hors cuve**

Concernant la rétention du corium en cuve par renoyage du circuit primaire, les situations de dégradation limitée du cœur sans perte de sa géométrie sont relativement bien évaluées par les logiciels actuels, dont la qualification devrait encore être améliorée grâce à la base expérimentale existante et notamment aux essais QUENCH. Mais de fortes incertitudes subsistent quant à l'efficacité du refroidissement d'un cœur fondu par son renoyage en cuve (situation de lit de débris ou présence d'un bain liquide de corium). En configuration « lit de débris », le programme QUENCH ISTC devrait permettre de fournir des informations sur la taille des débris. Par ailleurs, l'IRSN a engagé des réflexions visant à définir un programme d'essais analytiques permettant de confirmer les effets multi-dimensionnels du renoyage d'un lit de débris (augmentation de la « refroidissabilité »).

S'agissant de la rétention en cuve par renoyage du puits de cuve, de nombreux travaux de R&D ont été réalisés afin d'évaluer l'efficacité du refroidissement externe de la cuve. Les études effectuées, que ce soit par le CEA, EDF ou l'IRSN, sur le sujet, ont montré que la démonstration du maintien systématique, par ce moyen, de l'intégrité de la cuve semblait difficile. Par contre, dans de nombreuses situations (puissance résiduelle faible, dégradation limitée du cœur...) l'efficacité du refroidissement pourrait être étudiée de façon détaillée. Il n'est cependant pas envisagé de mener de

nouvelles actions de R&D, mais des études ou analyses d'ingénierie utilisant les connaissances disponibles.

Concernant le refroidissement du corium par injection d'eau en partie supérieure en cours d'interaction corium-béton, s'il est clair que le noyage conduit à un ralentissement de l'érosion du radier, les essais réalisés n'ont pas permis de quantifier son efficacité. Dans le cadre du programme MCCI-2, de nouveaux essais seront réalisés. Mais, étant donné l'importance de ce problème en termes de gestion de l'accident grave, des recherches complémentaires pourraient s'avérer utiles selon les résultats obtenus, à la fois sur ces essais et sur les essais d'ICB.

Le programme de R&D réalisé sur l'étalement, notamment dans les conditions du projet EPR, a permis de clore la question de l'étalement à sec. Des modèles ont été élaborés et validés et il a été montré que, si le débit de coulée est suffisant, le mélange corium béton s'étale de manière satisfaisante. La présence d'une couche d'eau de faible épaisseur (simulant de l'eau de condensation) ou celle d'un substrat en béton (relâchant de la vapeur d'eau et du CO<sub>2</sub>) n'affecte que peu l'étalement. En revanche, les mécanismes de coulée sous une épaisseur significative d'eau, demanderaient des études complémentaires pour pouvoir disposer d'une modélisation validée.

Enfin, s'agissant du récupérateur de corium hors cuve de l'EPR, l'important travail de recherche et développement réalisé ces dernières années à la fois par le concepteur et les organismes de recherche et de sûreté, à travers des programmes à la fois nationaux et internationaux, a fourni une bonne base pour la validation et l'évaluation des choix techniques retenus pour sa conception.

***En conclusion, concernant la rétention et le refroidissement du corium en cuve et hors cuve, l'état actuel des connaissances ne permet pas de conclure quant à l'efficacité du refroidissement par renoyage d'un cœur dégradé ou du refroidissement du corium par injection d'eau en partie supérieure en cours d'ICB. Des travaux de R&D supplémentaires seraient nécessaires pour parvenir à statuer sur cette question.***

#### **Relâchement et transport des produits de fission**

Le relâchement des produits de fission du combustible dans la cuve a été essentiellement étudié pour les combustibles UO<sub>2</sub> à taux de combustion moyen. La base expérimentale, relativement étendue, d'essais analytiques, complétée par les essais intégraux de type PHEBUS-PF, a permis l'élaboration et la validation de modèles mécanistes et de modèles simplifiés reproduisant correctement la dépendance du relâchement à différents paramètres, tels que la température, les conditions oxydo-réductrices, les interactions avec les matériaux de structure, le taux de combustion, la nature du combustible (UO<sub>2</sub> ou MOX) ainsi que son état (combustible solide ou liquéfié).

Des incertitudes demeurent encore sur le sujet, mais des programmes de R&D ont d'ores et déjà été engagés pour les réduire. Dans le cadre du programme international « terme source », il est prévu d'effectuer des micro-analyses de combustibles issus des essais VERCORS afin de vérifier les hypothèses émises lors de l'interprétation de ces essais et qui ont servi à l'élaboration des modèles. Ce programme inclut également la réalisation d'essais dans l'installation VERDON du CEA permettant d'étendre la base de données expérimentale au combustible MOX et au combustible UO<sub>2</sub> à fort taux de combustion, ainsi qu'à des scénarios de type entrée d'air.

Concernant le relâchement des produits de fission hors cuve, phénomènes pouvant se produire en cas d'ébullition du puisard ou à partir du corium lors de son interaction avec le béton, les études menées ont conduit à des taux de relâchement faibles, par rapport aux relâchements en cuve. En conséquence, il n'a pas été jugé nécessaire d'engager de programme de R&D complémentaire sur ces deux questions.

Les phénomènes physiques gouvernant le transport des aérosols dans le circuit primaire et leur comportement dans l'enceinte de confinement sont généralement bien connus et des modèles ont été élaborés pour les décrire. Les phénomènes de dépôt les plus importants, tels que la thermophorèse, la diffusiphorèse et la sédimentation ont fait l'objet d'expérimentations spécifiques dans le passé à des fins de validation.

Concernant le transport des aérosols dans les circuits primaire et secondaire, des incertitudes importantes demeurent sur les phénomènes de rétention des aérosols dans le secondaire du générateur de vapeur. Ce problème est actuellement étudié dans le cadre du programme international ARTIST. Par ailleurs, un travail est en cours dans le cadre de SARNET afin d'améliorer les modèles décrivant les phénomènes de remise en suspension mécanique des dépôts sous l'effet de forts débits, à partir de données existantes ou qui seront acquises dans le programme ARTIST.

S'agissant du comportement des aérosols dans l'enceinte, les travaux de R&D les plus récents ont été focalisés sur le rabatement des aérosols par l'aspersion. Le programme TOSQAN AEROSOLS, qui vient de débiter, devrait permettre d'améliorer les connaissances des mécanismes de collecte des aérosols par une pulvérisation de gouttes d'eau en situation accidentelle.

Enfin, un certain nombre de points restent à éclaircir concernant la chimie des produits de fission.

Les essais intégraux PHEBUS-PF ont remis en cause un certain nombre de paradigmes concernant la chimie des produits de fission dans le circuit primaire, en particulier pour ce qui concerne le césium et l'iode. De nouveaux modèles ont été élaborés pour prendre en compte les résultats obtenus pour le césium. En revanche, le cas de l'iode est plus complexe. Des calculs de spéciation chimique ont été menés mais ne permettent pas, à ce jour, de reproduire correctement les effets observés. Il semblerait que les écarts observés soient dus à des phénomènes de cinétique chimique, non pris en compte actuellement. Le programme expérimental CHIP, faisant partie du programme international « Terme Source », doit permettre d'identifier les réactions chimiques en cause et d'évaluer les données cinétiques nécessaires à leur modélisation. Des modèles physiques validés décrivant le comportement de l'iode dans le circuit primaire sont attendus à l'horizon 2010. Des expérimentations récentes menées en Hongrie et en Finlande ont montré que le cas du ruthénium était également à reconsidérer. L'analyse des résultats de ces essais devrait permettre d'obtenir des modèles validés à l'horizon 2008.

Concernant l'enceinte de confinement, les deux produits de fission dont la chimie peut avoir un impact important sur les rejets radioactifs sont l'iode et le ruthénium, car ils peuvent exister sous forme gazeuse dans les conditions régnant dans l'enceinte.

L'importance de l'iode est reconnue depuis longtemps et de nombreuses études, tant expérimentales que théoriques, ont permis l'élaboration et la qualification de modèles. En particulier, l'impact de l'aspersion sur l'iode gazeux a été quantifié et des modèles validés sont disponibles. Cependant, des incertitudes ayant un impact important sur les niveaux de rejets radioactifs subsistent, en particulier relativement à la formation d'iodures organiques en phase gazeuse. On attend du programme

expérimental EPICUR, composante du programme international « Terme Source », qu'il apporte des données nouvelles sur ce point, ainsi que sur certains aspects liés à la radiolyse en phase liquide et en phase gazeuse. Ces données, complétées par celles du programme PARIS récemment terminé, devraient permettre d'avoir des modèles améliorés et validés à l'horizon 2010. Les essais RECI ont, par ailleurs, récemment mis en évidence des interactions entre les aérosols d'iode et les recombineurs qui peuvent conduire à la production d'iode gazeux. L'IRSN envisage une suite à ce programme afin de quantifier l'impact de ces interactions sur la concentration en iode gazeux dans l'enceinte de confinement.

S'agissant du ruthénium, le programme « ruthénium enceinte » actuellement en cours et réalisé dans le cadre du programme « Terme Source », a montré qu'il était susceptible de persister sous forme gazeuse dans l'enceinte de confinement. L'étape suivante consiste à quantifier les cinétiques des différents phénomènes, afin d'être capable d'évaluer la concentration en ruthénium gazeux dans l'enceinte de confinement au cours d'un accident.

***En conclusion, sur les aspects relâchement et transport des produits de fission, les différents sujets pour lesquels des améliorations des connaissances sont souhaitables sont couverts par les programmes expérimentaux s'échelonnant jusqu'en 2010. Néanmoins, il est probable que certains de ces programmes seront poursuivis au-delà de cette période.***

#### **Codes accidents graves**

L'ensemble des recherches menées sur les phénomènes physiques liés aux accidents graves a permis de développer des codes intégraux simulant en un faible temps de calcul un tel accident depuis l'événement initiateur jusqu'au possible rejet des radionucléides à l'extérieur de l'enceinte de confinement, et ce, en incluant les principaux systèmes de sûreté.

Trois de ces codes ont été présentés dans ce document : ASTEC, MAAP et MELCOR. Ceux-ci sont utilisés pour les études de sûreté des réacteurs et notamment pour l'évaluation du "terme source" et pour les EPS 2. Ces logiciels sont en développement continu pour suivre l'évolution de l'état de l'art. Ils sont validés à la fois sur des essais analytiques et sur des expériences globales. Des exercices de comparaison (benchmarks) sont également organisés, notamment dans le cadre de SARNET, pour comparer les résultats obtenus entre eux, mais également avec ceux des codes mécanistes. Ce type d'exercice permet d'identifier les modèles à l'origine des écarts entre codes et contribue ainsi à la quantification de l'incertitude sur l'évaluation de certains phénomènes physiques.

Notons que le code ASTEC joue un rôle privilégié dans le cadre de SARNET, puisqu'il intègre progressivement, sous forme de modèles, l'ensemble des connaissances générées par le réseau et que les partenaires réalisent de nombreux travaux de qualification et des applications réacteurs. Un des objectifs de SARNET est que ASTEC devienne le code européen de référence.

## GLOSSAIRE

AEAT: Atomic Energy Authority Technology (GB)  
AECL : Atomic Energy of Canada Limited (Canada)  
AIC : Argent - Indium - Cadmium  
ANL : Argonne National Laboratories (USA)  
Pression AICC : Pression de Combustion Complète Adiabatique et Isochore  
APRP : Accidents de Perte de Réfrigérant Primaire  
ASG : Alimentation de Secours des Générateurs de Vapeur  
ASTEC : Accident Source Term Evaluation Code  
ATWS : Transitoires avec échec de l'arrêt automatique  
AVN : Association Vincotte Nucléaire (Belgique)  
BAE : Boîte à Eau  
BARC: Bhabha Atomic Research Centre (Inde)  
BNL : Brookhaven National Laboratory  
CEA : Commissariat à l'Energie Atomique (France)  
CFD : Computational Fluid Dynamic  
CHF : Critical Heat Flux  
CSNI : Comité sur la Sûreté des Installations Nucléaires  
DCH (ou EDE) : Direct Containment Heating  
EAS : Aspersion dans l'Enceinte de Confinement  
EDE : Circuit de mise en dépression de l'espace annulaire  
EDF : Electricité de France (France)  
EPR : European Pressurized water Reactor  
EPRI : Electric Power Research Institute  
EPS : Etudes Probabilistes de Sûreté  
FZK : Forschungszentrum Karlsruhe GmbH (Allemagne)  
FZR : Forschungszentrum Rossendorf e.V (Allemagne)  
GAEC : Guide d'Action des Equipes de Crise  
GCTa : Circuit d'évacuation de la vapeur du secondaire par décharge directe à l'atmosphère  
GCTc : Circuit d'évacuation de la vapeur du secondaire par contournement de la turbine  
GIAG : Guide d'Intervention en cas d'Accident Grave  
GRS : Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit mbH (Allemagne)  
GV : Générateur de Vapeur



IBRAE : Institut de Sûreté Nucléaire de l'Académie des Sciences de Russie

ICB : Interaction Corium Béton

IET : Integral Effect Test

IKE : Université de Stuttgart (Allemagne)

INEL: Idaho National Engineering Laboratories (USA)

INR: Institute Nuclear Energy (Roumanie)

INSA : Institut National des Sciences Appliquées (France)

IRSN : Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (France)

IS : Injection de Sécurité

ISP : International Standard Problem

ISTC : International Science and Technology Center

IVR : In-Vessel Retention

JAERI : Japan Atomic Energy Research Institute (Japon)

JRC: Joint Research Centre (CEE)

KAERI : Korea Atomic Energy Research Institute (Corée du Sud)

KTH : Ecole Polytechnique Royale de Stockholm

LDV : Vélocimétrie Laser Doppler

LUCH (FSUE SRI SIA) : Federal State Unitary Enterprise Scientific Research Institute Scientific Industrial Association (Russie)

MAAP : Modular Accident Analysis Program

MELCOR : Methods for Estimation of Leakages and Consequences of Releases

MOX : Combustible à oxyde mixte d'uranium et de plutonium

NIIAR : Institut de recherche sur les réacteurs atomiques (Russie)

NITI : Research Institute for Nuclear Technology (Russie)

NRC : Nuclear Regulatory Commission (Etats-Unis)

NUPEC : Nuclear Power Engineering Corporation (Japon)

OCDE : Organisation de Coopération et de Développement Economiques

ORNL: Oak Ridge Nat. Lab. (Canada)

PF : Produits de Fission

PIV : Vélocimétrie par images de particules

PPI : Plans Particuliers d'Intervention

Pr : Nombre de Prandtl

PSI : Paul Scherrer Institut (Suisse)

PTR : Circuit de traitement et de refroidissement de l'eau des piscines

PUI : Plan d'Urgence Interne

Ra : Nombre de Rayleigh  
RCV : Circuit de contrôle volumétrique et chimique  
Re : Nombre de Reynolds  
REP : Réacteur à Eau Pressurisée  
RIT : Institut Royal de Technologie de Stockholm  
RRA : Réfrigération à l'arrêt  
RRC-KI : Russian Research Center - Kurchatov Institute (Russie)  
RTE : Rupture de Tuyauterie d'alimentation en eau des GV  
RTGV : Rupture de tubes de GV  
RTS : Rupture de Tuyauterie Secondaire  
RTV : Rupture d'une Tuyauterie de Vapeur  
SARNET : Severe Accident Research NETwork of excellence  
SNL : Sandia National Laboratories (USA)  
TDD : Transition Déflagration Détonation  
TGTA : Transitoires sur le circuit secondaire  
TMI 2 : Three Mile Island 2  
TRCP : Transitoires sur le circuit primaire  
UCLA : University of California-Los Angeles  
UJV : Ustav Jaderneho Vyzkumu Rez a. s. (République Tchèque)  
VTT : Centre de recherche technique de Finlande