

Chapitre 9

Recherches sur les accidents de fusion du cœur

Lors du déploiement des réacteurs électronucléaires à eau sous pression et à eau bouillante, ceux-ci n'ont pas été conçus ni dimensionnés à l'égard d'un accident de fusion du cœur. Ce n'est que dans les années 1990, avec les réflexions et les études sur des réacteurs de « nouvelle génération » (génération III comme EPR, AP1000, etc.) – et après les accidents de Three Mile Island (TMI) et de Tchernobyl – que la fusion du cœur a été retenue pour la conception et le dimensionnement des éléments participant à la troisième barrière de confinement¹⁰³. L'objectif visé est que les conséquences pour l'homme et l'environnement d'un tel accident ne conduisent au plus qu'à des contre-mesures « limitées dans l'espace et le temps » (pas de relogement définitif des populations, pas d'interdictions alimentaires définitives, etc.).

Cela n'a pas empêché que, dès le début du déploiement des réacteurs nucléaires à eau sous pression et à eau bouillante, des études soient engagées, notamment aux États-Unis, sur la fusion d'un cœur de réacteur et les conséquences qu'un tel événement aurait en termes radiologiques. Le but était d'estimer le risque encouru par le public en cas d'accident majeur, avec dégagement de produits radioactifs dans l'environnement, affectant un réacteur électronucléaire de quelques centaines de MWe, situé à environ 50 kilomètres d'une ville (*TheoretICal Possibilities and Consequences of Major Accidents in Large Nuclear Power Plants*, WASH-740 en 1957 et WASH-1400 en 1975 [1]). Néanmoins, c'est essentiellement la survenue de l'accident de la centrale de Three Mile Island en 1979 et, surtout, la découverte en 1985 qu'une fraction importante du cœur avait fondu qui ont été les

103. Ou pouvant constituer des agresseurs de l'enceinte, comme le circuit primaire principal.

éléments déclencheurs à l'échelle mondiale de la mise en place de programmes de recherche et de développement de grande ampleur dans ce domaine.

Après plus de 30 années de recherche, des progrès immenses ont été réalisés dans la compréhension et la modélisation des phénomènes complexes intervenant lors d'un tel accident. De nombreux programmes menés sous l'égide de l'OCDE/AEN (CSNI), le programme Phébus-PF, le programme international ISTP, etc. sur lesquels nous reviendrons ont contribué de façon majeure à ces progrès. Des modèles bénéficiant des résultats de ces programmes ont été intégrés dans les logiciels permettant de simuler ces accidents et les conséquences à l'échelle du réacteur comme, en France¹⁰⁴, le logiciel ASTEC (*Accident Source Term Evaluation Code* [2]), développé par l'IRSN en partenariat – jusqu'en 2016 – avec son homologue allemand, la GRS, et utilisé pour réaliser ses expertises de sûreté et construire les modèles utilisés dans les études probabilistes de niveau 2¹⁰⁵. Depuis 2004, sous l'impulsion de la Commission européenne, un réseau d'excellence en recherche sur les accidents de fusion du cœur, dénommé SARNET [3, 4], a été mis en place. Ce réseau piloté par l'IRSN fédère le travail d'environ 250 chercheurs provenant de 44 organisations et laboratoires de recherche, originaires de 23 pays (européens et non européens). Ce réseau, intégré désormais dans NUGENIA, permet de coordonner le travail des chercheurs et d'œuvrer en commun pour établir l'état de l'art des connaissances, déterminer les priorités en termes de recherche, mettre en place ces recherches et coopérer au développement et à la validation des outils de calcul de scénarios d'accidents, notamment du logiciel ASTEC (figure 9.1) mis à la disposition des membres du réseau.

Depuis le début des années 2010, dans le cadre des instructions de sûreté relatives à la prolongation de la durée d'exploitation des réacteurs de puissance à 60 ans et aux évaluations complémentaires de sûreté (ECS) menées à la suite de l'accident de Fukushima Daiichi survenu en mars 2011 au Japon, la recherche dans le domaine des accidents de fusion du cœur est davantage consacrée à l'étude de dispositions matérielles visant à préserver le confinement et à limiter les rejets radioactifs. Ces aspects sont traités au plan national dans le cadre des projets ANR RSNR lancés après l'accident de Fukushima Daiichi, au plan européen dans le cadre des projets du 7^e Programme cadre pour la recherche et le développement (FP7) et « Horizon 2020 » (H2020) et au plan international dans le cadre de plusieurs projets de l'OCDE. Sont examinées en particulier les dispositions matérielles qui ont pour objectif de contenir la progression de la fusion dans la cuve du réacteur, les matériaux fondus dans le confinement en cas de rupture de cette dernière et de réduire les rejets radioactifs par filtration¹⁰⁶.

104. D'autres logiciels ont été développés à l'étranger, parmi lesquels on peut citer MAAP (*Modular Accident Analysis Program*) et MELCOR.

105. Les EPS de niveau 2 permettent d'évaluer la nature et l'importance des rejets radioactifs hors de l'enceinte de confinement pouvant résulter d'un accident de fusion du cœur avec les fréquences correspondantes et de contribuer à l'appréciation de la sûreté de l'installation dans son ensemble. Elles permettent de vérifier que les accidents qui pourraient conduire à des rejets importants dans l'environnement ont de très faibles fréquences estimées. Voir l'ouvrage « Les accidents de fusion du cœur des réacteurs nucléaires de puissance – État des connaissances » – Collection sciences et techniques – IRSN/EDP Sciences – 2013.

106. Dans le cas où un éventage filtré de l'enceinte deviendrait nécessaire pour éviter sa défaillance par pression interne trop élevée.

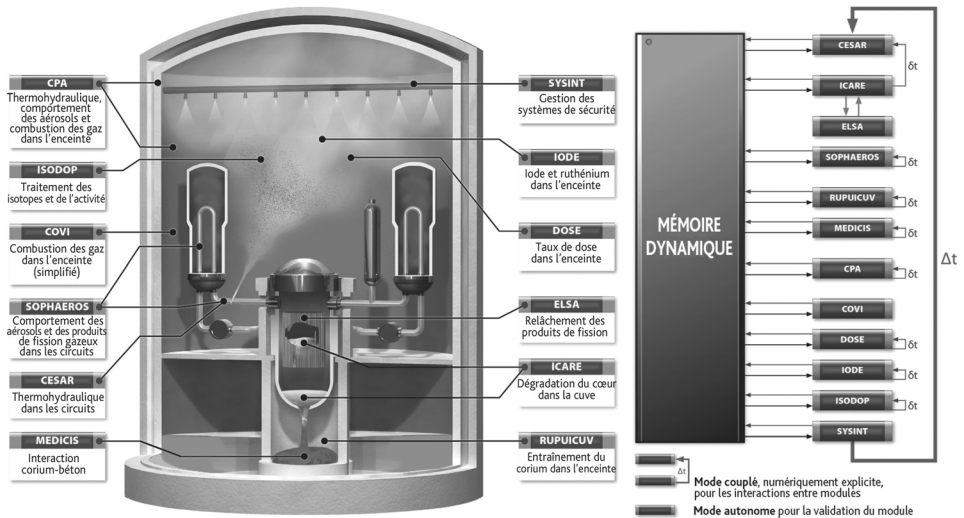


Figure 9.1. Les modules du logiciel ASTEC. © Didier Jacquemain/IRSN.

Nous ne décrivons pas ici les recherches et développements menés pour modéliser les phénomènes thermohydrauliques parfois complexes qui conduisent au dénoyage du cœur¹⁰⁷ du réacteur et qui ont été abordés en partie dans la section précédente. Par ailleurs, nous conseillons vivement aux lecteurs désireux d'approfondir leurs connaissances sur la phénoménologie des accidents de fusion du cœur ainsi que les recherches afférentes de se rapporter à l'ouvrage de IRSN « Les accidents de fusion du cœur des réacteurs nucléaires de puissances – État des connaissances »¹⁰⁸, édité en 2013, ou encore aux rapports de l'OCDE ou de l'U.S.NRC dans le domaine des accidents de fusion du cœur [5, 6].

Les différentes phases consécutives au dénoyage du cœur, si l'accident n'est pas maîtrisé, sont :

- l'échauffement du cœur et sa fusion à l'intérieur de la cuve,
- le percement de la cuve et l'érosion du radier en béton de l'enceinte par le corium fondu,
- le chargement de l'enceinte par accroissement brutal de la pression interne,
- le chargement de l'enceinte par accroissement lent de la pression interne,
- le rejet de produits radioactifs à l'extérieur du réacteur (aussi assimilé communément à la notion de « terme source »).

107. Les recherches et développements sur la fusion du cœur, décrits dans le présent chapitre, se sont en effet référés à un initiateur de type perte de réfrigérant primaire, aggravé pour conduire à la fusion du cœur.

108. « Les accidents de fusion du cœur des réacteurs nucléaires de puissance – État des connaissances » – Collection sciences et techniques – IRSN/EDP Sciences – 2013.

Au début des années 1980, les recherches se sont focalisées principalement sur l'étude de la première phase.

9.1. L'échauffement du cœur et sa fusion à l'intérieur de la cuve

De nombreux essais analytiques ont été réalisés dans les années 1980 par différents laboratoires de recherche, notamment aux États-Unis et en Allemagne, afin d'étudier séparément les différents phénomènes physiques et déterminer les lois qui les gouvernent.

Tout d'abord, l'oxydation des gaines en alliage de zirconium par la vapeur d'eau a fait l'objet d'études de laboratoire (voir au paragraphe 3.2). Le phénomène est exothermique et prend de l'ampleur lorsque la température dépasse 1 000 °C. L'hydrogène produit se répand dans la cuve puis l'enceinte de confinement en cas de brèche au circuit primaire. La cinétique du phénomène d'oxydation des gaines peut être décrite par une loi parabolique qui traduit le fait qu'à une température donnée, l'épaississement de la couche d'oxyde constitue une barrière au transfert de l'oxygène vers le métal restant, ce qui ralentit la vitesse d'oxydation. Elle s'accroît fortement au-delà de 1 580 °C à la suite d'un changement de phase métallurgique de la zircone qui s'oppose moins à la diffusion en son sein de l'oxygène. Des corrélations permettent de rendre compte de ces phénomènes avec une bonne confiance.

Par ailleurs, un cœur de réacteur à eau est constitué de nombreux matériaux : plusieurs dizaines de tonnes d'oxyde d'uranium, plus d'une dizaine de tonnes de zirconium, mais aussi de l'acier inoxydable, de l'inconel et des matériaux destinés à maîtriser la réaction de fission. Ces derniers sont un alliage d'argent, d'indium et de cadmium (AIC) dans les réacteurs de 900 MWe, du carbure de bore (B_4C) et de l'AIC dans les réacteurs de 1 300 MWe, 1 450 MWe et dans le réacteur EPR – du carbure de bore uniquement dans les réacteurs à eau bouillante. Or tous ces matériaux peuvent interagir entre eux et former des phases liquides à des températures bien inférieures à leur température de fusion respective. Ainsi de l'oxyde d'uranium, qui fond à 2 840 °C, peut être dissous dans des alliages auquel il se trouve associé à des métaux à plus bas point de fusion (comme le zirconium des gaines de combustible) pour des températures significativement inférieures à sa température de fusion.

Des expériences réalisées avec de petits échantillons de matériaux, notamment en Allemagne, aux États-Unis et au Japon, ont permis d'observer ces différentes interactions et d'établir des diagrammes de phases et des corrélations décrivant les cinétiques de réaction. Entre 1 200 °C et 1 400 °C, les matériaux absorbant les neutrons (AIC, B_4C) réagissent chimiquement avec leurs gaines en acier inoxydable, formant un mélange liquide qui à son tour dissout le zirconium. Au-delà de 1 760 °C, le zirconium métallique fond et dissout la zircone et l'oxyde d'uranium. Enfin, l'oxyde de zirconium fond à 2 715 °C et dissout également l'oxyde d'uranium. Les mélanges obtenus peuvent aussi réagir avec la vapeur d'eau s'ils ne sont pas totalement oxydés et produire de l'hydrogène.

Ces phénomènes d'oxydation et d'interaction chimique entre tous les matériaux constitutifs d'un cœur de réacteur ont été modélisés le plus souvent de manière

empirique, et les modèles sont intégrés dans des logiciels de simulation. Très schématiquement, le cœur du réacteur est découpé en mailles – qui représentent à l'échelle du crayon combustible le comportement moyen d'un ensemble d'assemblages combustibles sur une hauteur donnée – et ces logiciels calculent pour chaque maille la vitesse et la composition du fluide s'écoulant dans le cœur, le niveau de température atteint, l'épaisseur de gaine oxydée et la fraction de matériau fondu et sa composition. Au-delà d'une certaine fraction de matériau fondu, piégé pour les crayons combustibles entre les pastilles de combustible et la gaine ou bien accumulé dans une barre de commande, ou si l'enveloppe résiduelle solide de gaine est estimée d'épaisseur insuffisante pour contenir le matériau fondu, les matériaux liquides s'écoulent par gravité et se solidifient dans les régions inférieures du cœur plus froides. Ils forment alors des bouchons métalliques (principalement à base d'AIC ou de mélange de bore et d'acier) surmontés de bouchons céramiques (mélange Zr, U, O).

Vu la complexité des phénomènes physiques et physico-chimiques étudiés, la diversité des matériaux en présence et des géométries des cœurs de réacteur, il est rapidement apparu nécessaire de réaliser des essais dits intégraux, à plus grande échelle et avec des éléments représentatifs du cœur de réacteur. L'objectif était de vérifier que les interactions entre les différents phénomènes n'induisaient pas d'effets non prévus par les modèles dérivés des essais à caractère analytique.

La plupart de ces essais ont été réalisés à l'aide d'installations expérimentales utilisant un réacteur nucléaire pour chauffer le combustible étudié. Ce mode d'expérimentation, assez lourd à mettre en œuvre et très coûteux, présente l'avantage de maintenir le chauffage du combustible (et de lui seul) lorsque celui-ci une fois fondu s'écoule vers le bas des dispositifs expérimentaux, comme au cours d'un accident réel.

En France, l'IPSN puis l'IRSN ont conduit deux programmes de recherche de grande ampleur dans le réacteur expérimental PHEBUS décrit dans le paragraphe 2.2 : les programmes Phébus-CSD (pour combustible sévèrement dégradé) de 1986 à 1989 et Phébus-PF (pour produits de fission) de 1988 à 2012 (le dernier essai ayant été réalisé en 2004).

Le **programme Phébus-CSD** a permis d'étudier les phénomènes liés à l'oxydation du zirconium par la vapeur d'eau, la production d'hydrogène associée, les interactions physico-chimiques entre oxyde d'uranium et zirconium, à l'état solide ou fondu, ainsi que l'effet sur la dégradation du cœur des barres de commande en AIC. Le programme a comporté six essais : B9, B9R, B9+, C3, C3+ et AIC. Les dispositifs expérimentaux étaient constitués chacun d'un assemblage de 21 crayons de combustible n'ayant pas subi d'irradiation, du même type que ceux utilisés dans les REP mais plus courts (80 cm de longueur fissile à comparer à une longueur de 3,66 m pour un crayon réel), répartis dans un réseau à « pas carré » et maintenus par deux grilles en inconel. L'assemblage était contenu à l'intérieur d'un tube en acier, lui-même introduit à l'intérieur de la cellule disposée au centre du réacteur. Un épais écran thermique de zircone poreuse permettait d'isoler l'assemblage étudié du tube en acier, refroidi par une circulation d'eau froide sous pression.

Un mélange de vapeur d'eau, d'hydrogène et d'hélium, dont la composition variait d'un essai à l'autre en fonction des objectifs poursuivis, était injecté au pied de

l'assemblage. L'échauffement de l'assemblage était obtenu en augmentant progressivement la puissance du réacteur PHEBUS. Un écran neutronique en acier boré, interposé entre le cœur du réacteur PHEBUS et le dispositif d'essai, permettait d'obtenir une distribution axiale de puissance uniforme comme dans un cœur de réacteur de puissance.

Chaque dispositif était équipé d'une instrumentation très importante qui a permis de mesurer l'ensemble des paramètres physiques essentiels à l'interprétation des essais, notamment des thermocouples à haute température (tungstène-rhénium [W/Re]) qui ont fonctionné jusqu'à 2 100 °C et un spectromètre de masse mesurant à chaque instant la quantité d'hydrogène produite. Une palette d'examen après essai, non destructifs (radiographies, *gamma-scanning*¹⁰⁹) et destructifs (macrographes, analyses au microscope électronique à balayage), a complété les mesures prises au cours des expériences, permettant de quantifier les dommages subis par les crayons et de déterminer la composition des mélanges resolidifiés.

Les six essais réalisés ont permis d'obtenir de nombreux résultats expérimentaux qui ont été utilisés pour développer et valider les modèles de fusion du cœur intégrés dans le logiciel de simulation ASTEC. En particulier, ils ont permis d'observer comment se propagent axialement les fronts d'oxydation des gaines en alliage de zirconium avec l'emballage des températures au-delà de 1 550 °C. Le front d'oxydation se caractérise par l'apparition du phénomène de *starvation* de vapeur qui indique que toute la vapeur disponible vis-à-vis de la gaine est absorbée par cette dernière pour oxyder le métal (le gaz s'écoulant en aval du front ne contient plus de vapeur d'eau mais uniquement de l'hydrogène). Des résultats très importants ont également été obtenus sur les interactions entre les matériaux du cœur et les processus à l'origine de la fusion du cœur (liquéfaction du zirconium au contact de l'inconel des grilles, dissolution de la couche externe de zircone et du combustible contenu à l'intérieur des gaines par le zirconium fondu, liquéfaction des barres de commande vers 1 400 °C et endommagement des crayons de combustible voisins).

Le **programme Phébus-PF** [7] a contribué à réduire les incertitudes relatives à l'évaluation des rejets radioactifs en cas d'accident avec fusion du cœur d'un réacteur à eau légère et a permis d'accroître les capacités d'expertise et de gestion de crise de l'IRSN dans ce domaine. Ce programme a comporté cinq essais, au cours desquels ont été étudiés les phénomènes physiques majeurs qui gouvernent la fusion du cœur, le transfert des produits de fission depuis le combustible jusqu'à l'enceinte de confinement et leur comportement à l'intérieur de celle-ci. Il a été mené en collaboration avec de multiples partenaires français et étrangers (EDF, Commission européenne et ses États membres, États-Unis, Canada, Japon, République de Corée, Suisse). Les travaux de définition des essais, d'ingénierie, d'expérimentation, ainsi que d'analyse et d'interprétation des résultats expérimentaux ont mobilisé environ 80 personnes pendant une quinzaine d'années.

Ce programme a nécessité d'importantes modifications de l'installation PHEBUS. Le bâtiment du réacteur a été renforcé à l'égard de séismes et agrandi pour recevoir un

109. Dispositif permettant de mesurer l'intensité des rayonnements gamma émis par une source en fonction de leurs niveaux d'énergie. Après étalonnage, l'analyse du spectre ainsi obtenu permet d'identifier le(s) radionucléide(s) responsable(s) de l'émission et sa (leur) masse(s).

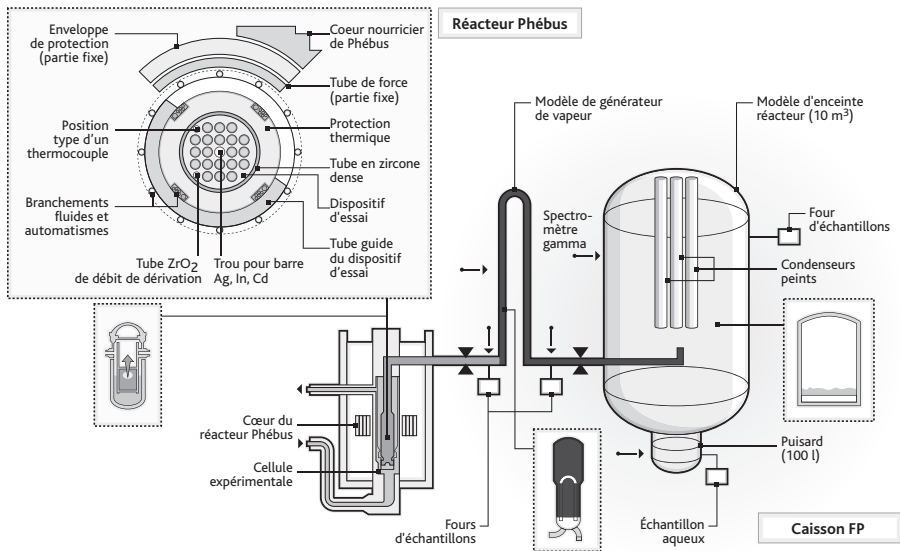


Figure 9.2. Vue schématique du circuit expérimental pour le programme Phébus-PF. © IRSN.

caisson étanche en acier contenant une maquette de circuit primaire et d'enceinte de confinement d'un REP, ainsi que tous les équipements et instrumentations nécessaires (figure 9.2). Ainsi, le circuit expérimental reproduisait à l'échelle 1/5 000^e les trois composants essentiels pour ce type d'étude d'un REP de 900 MWe : le cœur, le circuit primaire et l'enceinte de confinement.

Pour représenter le cœur, un dispositif similaire à celui conçu pour le programme Phébus-CSD a été mis en œuvre, à savoir un assemblage constitué de 20 crayons de combustible de 1 m de hauteur fissile avec en son centre un crayon représentatif de ceux utilisés comme barres de commande dans les réacteurs de puissance, le tout disposé dans la cellule au centre du réacteur PHEBUS. Le combustible du premier essai n'avait pas subi d'irradiation préalablement à son utilisation dans le réacteur PHEBUS alors que ceux mis en œuvre dans les essais suivants provenaient du réacteur belge BR3¹¹⁰ et d'un réacteur d'EDF ; leurs taux de combustion étaient compris entre 23 et 38 GWj/tU. L'instrumentation a été sensiblement améliorée, avec notamment la mise en œuvre de thermomètres à ultrasons permettant de mesurer des températures jusqu'à 2 900 °C.

La maquette du circuit primaire comportait une section refroidie à 150 °C, simulant un tube de générateur de vapeur avec une brèche en sortie de ce tube. Le fluide s'échappant de la brèche était collecté dans un réservoir de 10 m³ muni à sa base d'un puisard, simulant une enceinte de confinement de réacteur. La surface externe de ce réservoir était isolée thermiquement et des cylindres situés en son centre, refroidis, permettaient

110. *Belgian Reactor 3.*

de représenter à l'échelle la surface de la paroi d'une enceinte de REP sur laquelle la vapeur pouvait se condenser. Une partie de ces cylindres et une plaque immergée dans le puisard étaient revêtues d'une peinture identique à celle utilisée dans les REP du parc électronucléaire français.

Le point fort de l'installation était son instrumentation. Elle permettait de mesurer, outre les débits, pressions et températures en plusieurs points du circuit, les concentrations en hydrogène dans le circuit et dans l'enceinte. Elle comportait également des spectromètres γ visant l'entrée, plusieurs points de la paroi et la sortie du tube simulant le générateur de vapeur, l'atmosphère et les parois du réservoir simulant l'enceinte de confinement ainsi que le puisard, permettant d'identifier et de quantifier en permanence les différents produits de fission émetteurs γ en suspension dans les volumes visés ou déposés sur les parois. Un *Maypack* composé de filtres sélectifs, scrutés en permanence au cours des essais par un spectromètre γ , permettait de mesurer les concentrations des différentes formes d'iode présentes dans l'atmosphère de l'enceinte (aérosols ou gaz et parmi les espèces gazeuses, iode moléculaire ou iode organique). Un dispositif optique permettait également de mesurer en continu les concentrations des aérosols en suspension dans l'enceinte.

Des piquages situés à l'entrée et à la sortie du tube simulant le générateur de vapeur, dans le puisard et sur la paroi de l'enceinte, permettaient, lors des essais, de réaliser à plusieurs instants des prélèvements à travers des filtres, des impacteurs (instruments permettant de mesurer la taille et la concentration des aérosols), des tubes à gradient thermique (instruments permettant de déduire les formes chimiques de différentes espèces sous forme de vapeur en relevant les températures auxquelles elles se condensent sur les parois) et dans des capsules. Dans le réservoir simulant l'enceinte de confinement, des coupons collectant les aérosols se déposant par sédimentation étaient également exposés à l'atmosphère de l'enceinte pendant des intervalles de temps prédéterminés. Après les essais, des analyses radiochimiques étaient effectuées sur tous les prélèvements réalisés, permettant d'identifier les produits de fission et les différents actinides transportés ou déposés, et d'en évaluer les masses avec précision.

Des techniques spécifiques d'examens non destructifs par tomographie¹¹¹ de transmission et d'émission ont été également mises au point pour ce programme et ont permis d'obtenir de précieuses informations sur l'état de dégradation des crayons de combustible après les essais, ainsi que sur les quantités émises par ces crayons de certains produits radioactifs.

111. Technique permettant de reconstruire le volume d'un objet à partir d'une série de mesures de radiographie (transmission) ou de spectrométrie gamma (émission) effectuées par tranche depuis l'extérieur de cet objet.

Le programme international Phébus-PF, qui s'est déroulé de 1988 à 2012, a comporté cinq essais dont les principaux paramètres étudiés sont résumés dans le tableau ci-après.

Type de combustible	Matériau simulant les barres de commande	Débit de vapeur (g/s)	pH de l'eau du puisard	Écart de température puisard - atmosphère ¹¹² (°C)	
FPT0	Très faiblement irradié	AIC	0,5–3	5	– 18/– 37
FPT1	~ 20 GWj/tU	AIC	0,5–2,2	5	– 18/– 38
FPT2	Idem	AIC	0,5 (+ acide borique)	9	– 18/+ 11
FPT3	Idem	B ₄ C	0,5	5	– 18/– 3
FPT4	Lit de débris d'UO ₂ à 38 GWj/tU et de ZrO ₂	Aucun	0,2–0,5 H ₂ O 0–0,25 H ₂	S.O.	S.O.

Hormis l'essai FPT¹¹³4, chaque essai a comporté trois phases successives :

- une première phase de ré-irradiation du combustible pendant laquelle le réacteur PHEBUS fonctionnait à plein régime pendant une semaine environ. Le combustible étudié était refroidi par une circulation d'eau sous pression. L'objectif était de recréer au sein du combustible les produits de fission à vie courte (disparus depuis le déchargement du combustible de son réacteur d'origine), comme l'isotope 131 de l'iode (période de 8 jours¹¹⁴), essentiel à l'étude des rejets ;
- une phase « dégradation », d'une durée de quelques heures, au cours de laquelle, par augmentation progressive de la puissance du réacteur PHEBUS, la température du combustible d'essai non refroidi augmentait jusqu'à la liquéfaction des matériaux (entre 2 300 °C et 2 500 °C), entraînant le relâchement des produits de fission et leur transport dans le circuit puis dans le réservoir simulant l'enceinte de confinement. À la fin de cette phase, le réacteur PHEBUS était arrêté ;
- une phase « enceinte », d'une durée de quelques jours, au cours de laquelle étaient mesurées les grandeurs d'intérêt pour la compréhension des phénomènes de dépôts des produits radioactifs ainsi que de la chimie de l'iode dans le réservoir simulant l'enceinte de confinement.

112. À gauche de « / », écart de température au cours de la phase de dégradation ; à droite de « / » pendant la phase d'étude au long terme du comportement de l'iode ; un écart positif signifie qu'il y a évaporation de l'eau à la surface du puisard, phénomène susceptible de favoriser le transfert vers l'atmosphère de l'enceinte de l'iode volatil produit dans l'eau du puisard.

113. *Fission Product Test*.

114. La concentration décroît de moitié au cours d'une période.

Le premier groupe de trois essais (FPT0, FPT1 et FPT2) a permis d'étudier l'effet du taux de combustion et du potentiel d'oxygène (atmosphère environnant les crayons riches en vapeur d'eau ou au contraire riches en hydrogène) sur les phénomènes d'oxydation et d'endommagement des crayons de combustible, ainsi que sur l'émission et le transport des produits de fission dans le circuit. Ces trois essais ont été réalisés avec un crayon d'AIC. De l'acide borique a également été injecté avec la vapeur d'eau au cours de l'essai FPT2 (l'acide borique sert en fonctionnement normal du réacteur à maîtriser sa réactivité ; en situation accidentelle, l'acide borique peut réagir avec certains produits de fission, comme le césium, et modifier sensiblement les équilibres chimiques avec les différentes espèces d'iode, favorisant la formation des plus volatiles).

L'essai FPT3 a permis d'étudier l'influence de la présence de barres de commande en carbure de bore sur la dégradation du cœur et le comportement des produits de fission. Ce type de matériaux est employé dans les REP les plus récents du parc EDF (1 300 MWe, 1 450 MWe et EPR) en complément de l'AIC, ainsi que dans les réacteurs à eau bouillante (REB).

L'essai FPT4 a été focalisé sur la phase avancée de l'accident, avec l'étude de l'émission des produits de fission peu volatils et des transuraniens à partir d'un lit de débris de combustible et de gaines oxydées portés jusqu'à la fusion. Il a comporté une seule phase de montée en température jusqu'à l'obtention d'un bain de matériaux. Les produits de fission et actinides émis ont été prélevés à travers une batterie de filtres situés au-dessus du lit de débris et mis en œuvre successivement.

Les essais FPT0, FPT1, FPT2 et FPT3 ont permis de reproduire des états d'endommagement des crayons de combustible jusqu'alors jamais atteints expérimentalement, avec une fusion significative de combustible (allant jusqu'à 50 % en masse) et la formation de bains de corium, comme illustré sur la figure 9.3. Les nombreux résultats obtenus ont grandement contribué à l'amélioration des connaissances sur les mécanismes d'endommagement d'un cœur et ont permis d'étendre significativement le domaine de validation des outils de calcul. Par exemple, le critère de dislocation des gaines a été revu pour rendre compte de manière empirique des mécanismes provoquant la rupture de la couche externe de zircone des gaines, libérant le zirconium fondu contenu à l'intérieur et entraînant localement l'arrêt de l'oxydation et de la production d'hydrogène. Par ailleurs, les essais ont permis d'améliorer sensiblement les connaissances sur les effets des interactions physico-chimiques entre le combustible, le zirconium et les matériaux constitutifs des barres de commande, conduisant à une liquéfaction du combustible autour de 2 200 °C, une température beaucoup plus basse que celle prédite par les modèles. Les modèles de dégradation de cœur des logiciels de simulation – dont ASTEC – ont largement bénéficié de ces nouveaux résultats et leurs capacités de prédiction en ont été grandement améliorées.

L'originalité et la qualité des essais réalisés dans l'installation PHEBUS furent telles que les essais Phébus-CSD B9+ et Phébus-PF FPT1 furent choisis par l'OCDE/AEN pour réaliser des exercices internationaux de comparaison de logiciels de fusion du cœur (respectivement ISP 28 et ISP 46).

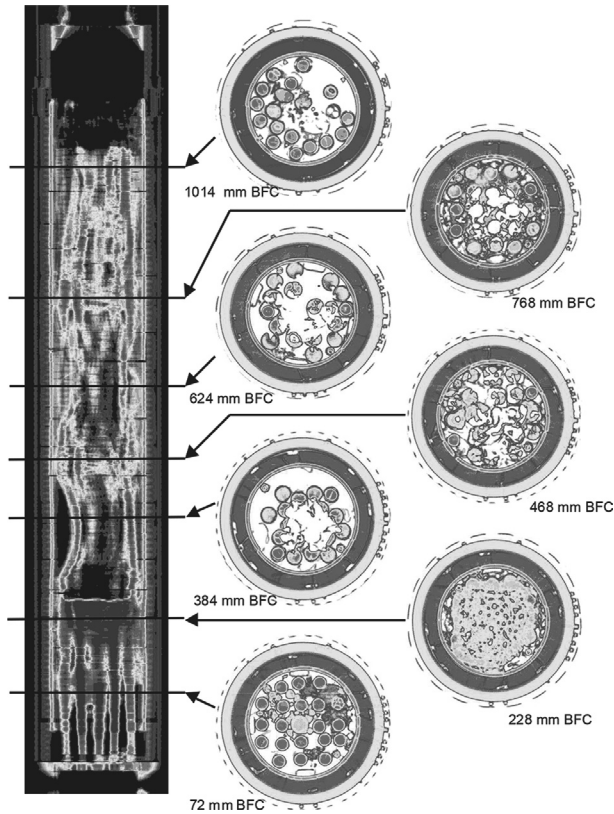


Figure 9.3. État de dégradation de l'assemblage combustible après l'essai FPT1 ; examens non destructifs après essais de la grappe combustible testée : radiographie (g) et tomographie (d) par transmission de rayons X. (BFC : *Bottom of Fissile Column* [bas de colonne fissile]). © IRSN.

À l'étranger, des programmes de grande envergure ont également été réalisés. Nous citerons par ordre chronologique :

- le programme SFD (*Severe Fuel Damage*), qui a comporté quatre essais réalisés de 1982 à 1985 dans le réacteur PBF (*Power Burst Facility*) de l'Idaho National Laboratory aux États-Unis ;
- le programme DF (*Damage Fuel*), qui a comporté quatre essais réalisés en 1984 dans le réacteur ACRR (*Annular Core Research Reactor*) des Sandia National Laboratories aux États-Unis ;
- le projet OCDE/AEN LOFT-FP (*Loss Of Fluid Tests - Fission Product*), qui a comporté deux essais réalisés de 1984 à 1985 dans le réacteur LOFT de l'Idaho National Laboratory aux États-Unis ;
- le programme FLHT (*Full Length High Temperature*), qui a comporté quatre essais réalisés de 1985 à 1987 dans le réacteur NRU des Chalk River Laboratories au Canada ;

- le programme CORA, qui a comporté une vingtaine d'essais réalisés de 1987 à 1997 dans une installation non nucléaire du centre de recherche allemand de Karlsruhe.

Pour les expérimentations réalisées en réacteur nucléaire, les dispositifs expérimentaux étaient constitués d'assemblages d'une dizaine (DF) à quelques dizaines (PBF), voire une centaine (LOFT-FP) de crayons de combustible de fabrication similaire à celle des crayons utilisés dans les réacteurs de puissance. En règle générale, ils étaient plus courts, comme ceux utilisés dans les programmes Phébus-CSD et PF, du fait de la faible hauteur du cœur des réacteurs de recherche accueillant les dispositifs expérimentaux, exception faite du programme FLHT où, comme son nom l'indique, des crayons non tronqués de 3,66 m de hauteur fissile ont été utilisés dans le réacteur de grande taille NRU. Dans certains essais, des crayons contenant de l'AIC ou du carbure de bore étaient présents dans l'assemblage, ainsi que des crayons de combustible ayant subi une irradiation préalable de durée significative pour obtenir des taux de combustion représentatifs.

Dans les essais du programme CORA, les crayons de combustible étaient simulés par des gaines en alliage de zirconium remplies d'alumine et chauffées intérieurement par une âme en tungstène parcourue par un courant électrique. Le coût plus faible de ces essais a permis d'étudier l'effet de nombreux paramètres : vitesse de montée en température, débit de la vapeur injectée, pression ambiante, matériaux de gainage, effet de la présence d'AIC ou de carbure de bore, géométrie des différents réacteurs (REP, REB, VVER), effet d'une trempe en fin d'essai, etc. Toutefois, ce mode de chauffage ne permettait pas d'étudier la phase de formation d'un bain de corium.

Tous ces essais ont contribué à une meilleure connaissance des phénomènes d'oxydation des gaines, de production d'hydrogène et de fusion du cœur. Ils ont permis d'obtenir un ensemble de résultats expérimentaux d'une grande richesse couvrant un large spectre de situations, extrêmement utiles pour le développement de modèles et la validation de logiciels de simulation, tels que les logiciels intégrés ASTEC, MAAP et MELCOR.

En 2016, comme l'a montré un exercice d'intercomparaison organisé par l'OCDE/AEN pour un scénario accidentel proche de celui de TMI-2 [8], les logiciels intégrés d'accident de fusion du cœur sont capables de recalculer avec une bonne précision la progression de la dégradation d'un cœur de REP jusqu'à la phase de renoyage. En revanche, un exercice d'intercomparaison organisé par l'OCDE/AEN pour les réacteurs accidentés de la centrale de Fukushima Daiichi [9], de type REB, a mis en évidence des écarts importants dans le calcul de la progression de la dégradation du cœur dans les trois réacteurs accidentés et de la production d'hydrogène, révélant les incertitudes existantes sur la représentation des configurations dégradées pour les REB. Ces difficultés sont en partie liées au fait que les expérimentations réalisées sur les accidents de fusion de cœur ont principalement concerné les configurations d'assemblages de combustible de REP. Les configurations d'assemblages de REB ont été très peu étudiées ; des incertitudes importantes existent sur les phénomènes de relocalisation de mélanges fondus en présence des boîtiers en zircaloy canalisant l'eau dans les assemblages et des plaques de commande cruciformes B₄C-acier, spécificités des REB. Des analyses plus approfondies sont en cours en vue de trancher entre ces configurations très différentes.

Il est intéressant de noter qu'aucun des essais réalisés à l'étranger n'a atteint les niveaux de température et de dégradation du combustible observés dans les essais Phébus-PF, ce qui fait toute la valeur de ces derniers. En revanche, certains des essais réalisés à l'étranger (programmes LOFT, CORA et QUENCH – qui a succédé au programme CORA dans la même installation depuis 1997) ont permis d'étudier les effets du renoyage de cœurs plus ou moins fondus par de forts débits d'eau ou de vapeur d'eau.

Le principal enseignement tiré de ces derniers essais est que le renoyage d'un cœur ayant déjà subi d'importants dommages peut, au moins dans un premier temps, considérablement accélérer l'oxydation des gaines, la production d'hydrogène et la fusion du cœur. Lors de l'accident du réacteur n° 2 de la centrale de Three Mile Island (TMI-2), l'arrivée d'eau dans le cœur en cours de fusion a certainement provoqué la rupture des gaines non encore fondues et la formation du lit de débris observés en partie supérieure du cœur. Les résultats expérimentaux tendent à montrer que le renoyage du cœur peut arrêter la progression de l'accident uniquement s'il intervient d'une manière très précoce, à savoir lorsque sa température maximale n'a pas encore dépassé 1 800 °C, et avec un débit d'eau suffisant (plus de 2 g/s par crayon). Malgré tous les résultats expérimentaux obtenus, les modèles sont pour l'instant incapables de prédire de manière fiable si le renoyage d'un cœur endommagé peut ou non provoquer un emballement de la réaction d'oxydation des gaines et aggraver la situation.

Pour progresser dans la connaissance de ce phénomène, l'IRSN réalise depuis 2010 dans ses laboratoires de Cadarache des programmes d'essais avec les installations PRELUDE¹¹⁵ et PEARL, consistant à effectuer des expériences de renoyage de lits de débris constitués de billes d'acier chauffées par induction à l'intérieur d'une cavité cylindrique (diamètre de 11 à 29 cm pour PRELUDE et de 50 cm pour PEARL). Les essais PEARL réalisés dans une section de grand diamètre permettent d'observer des écoulements bidimensionnels. Un programme de recherche expérimentale et théorique sur le renoyage de lits de débris solides dans des configurations plus complexes, avec notamment l'observation de phénomènes d'oxydation, est prévu à l'horizon 2018.

Si le renoyage du cœur est inefficace, l'accident se poursuit et les matériaux fondus s'écoulent dans le fond de la cuve du réacteur où ils s'accumulent comme observé lors de l'accident de TMI-2. L'arrivée de ces matériaux au contact de l'eau au fond de la cuve va produire de grandes quantités de vapeur d'eau et de l'hydrogène. Malgré les nombreux examens réalisés après l'accident du réacteur TMI-2, notamment au cours du projet OCDE/AEN TMI-VIP, et les essais de chute de corium dans de l'eau effectués à grande échelle dans l'installation FARO du Centre commun de recherche d'Ispra dans les années 1990, les mécanismes d'écoulement du corium au fond de la cuve et de mélange avec l'eau présente restent encore mal compris. Cette difficulté est surmontée en retenant, pour évaluer la suite de l'accident, des hypothèses pessimistes concernant les quantités de matériaux transférés, leur fragmentation au contact de l'eau, les réactions d'oxydation, etc. Pour autant, tous les experts s'accordent pour considérer qu'une explosion de

115. Préliminaire sur le renoyage expérimental d'un lit de débris.

vapeur suffisamment violente pour détruire la cuve ne peut pas se produire dans ces conditions (projet OCDE/AEN dénommé SERENA¹¹⁶ décrit plus loin).

Si les débris de corium contenus dans le fond de la cuve ne sont pas efficacement refroidis, ils vont fondre à nouveau et former un bain en contact avec les parois de la cuve, menaçant son intégrité. Différents programmes d'essais ont été mis en œuvre pour étudier cette configuration. Ces programmes d'essais utilisaient soit des matériaux simulants comme les essais BALI réalisés par le CEA à Grenoble, à l'échelle 1 en géométrie 2D avec de l'eau, pour étudier les phénomènes de convection naturelle dans le bain, soit des matériaux représentatifs (UO_2 , alliage de zirconium, acier) comme les programmes d'essais OCDE/AEN RASPLAV (1994–2000), MASCA (2000–2003) et MASCA 2 (2003–2006) réalisés en Russie. Au cours de ces derniers programmes d'essais, un corium (mélange de UO_2 - ZrO_2 -Zr et d'acier) de différentes compositions et sous différentes atmosphères (inertes ou oxydantes) fut porté à fusion et maintenu entre 2 200 °C et 2 650 °C. Dans RASPLAV, une masse de corium de 200 kg de composition massique (76,6 % d' UO_2 , 14,3 % de Zr, 9,1 % de ZrO_2) et chauffée par des parois en tungstène formant une tranche semi-circulaire de cuve, de petite épaisseur, a été mise en œuvre. Dans les essais à plus petite échelle mettant en jeu un corium dans des creusets refroidis à l'extérieur, le chauffage a été assuré par induction électrique et les compositions de corium étudiées plus variées ont permis de mettre en œuvre des coriums contenant une part significative de métal et pour certains des simulants de PF (espèce stable des radioéléments d'intérêt dans le but d'étudier leur distribution entre les diverses phases métallurgiques du corium). Parallèlement, des essais à plus petites échelles avec des coriums de compositions identiques ont permis de déterminer les propriétés physiques des mélanges de matériaux. De même, des essais utilisant des bains de sels fondus, mélanges eutectiques ou binaires, ont permis de compléter les études de l'effet des propriétés du matériau sur les températures d'interface et leur impact dans les corrélations permettant de prédire la distribution des flux de chaleur extrait d'un bain sur les parois de la cuve qui le contient. Les essais RASPLAV ont confirmé que l'utilisation des corrélations classiques de distribution de la puissance d'un bain à ses frontières (établies avec divers liquides simulants et faciles à mettre en œuvre) avec les propriétés physiques du corium était tout à fait pertinente.

Les expériences réalisées dans MASCA et MASCA 2 ont mis en évidence des phénomènes complexes d'interaction entre matériaux et de stratification entre phases métalliques et phases oxydes en présence d'acier. Dans certaines conditions (notamment les bains contenant initialement une quantité significative de zirconium non oxydé de l'ordre de 50 %), une configuration à trois couches a été observée avec une couche métallique de forte densité contenant de l'uranium, surmontée d'une couche d'oxydes réfractaires (oxydes d'uranium et de zirconium principalement), elle-même surmontée d'une couche métallique de faible densité (fer, chrome, nickel, zirconium, etc.). Dans les configurations de bains stratifiés et en l'absence de renoyage, un flux de chaleur très intense peut être transmis à la paroi au niveau du bain métallique supérieur (effet de concentration de flux de chaleur ou *focusing effect*) si son épaisseur est inférieure à un seuil d'environ 50 cm. Les essais ont également mis en évidence le caractère transitoire

116. *Steam Explosion REsolution for Nuclear Applications.*

des phénomènes de stratification en présence de vapeur d'eau, les couches métalliques s'oxydant et se mélangeant progressivement avec le bain d'oxydes.

Ces phénomènes sont modélisés dans le logiciel de simulation ASTEC mais il subsiste encore de nombreuses incertitudes sur les phénomènes transitoires, notamment pour ce qui concerne l'oxydation de la couche métallique supérieure et le transfert d'oxygène entre les couches en présence de vapeur d'eau. Pour réduire ces incertitudes, un programme expérimental CORDEB (Corium-Debris), réalisé par l'Alexandrov Research Institute of Technology (NITI) à Saint-Pétersbourg en deux phases, a été lancé en 2012 pour une durée d'au moins sept ans dans l'installation MASCA, en partenariat avec EDF, AREVA, le CEA et l'IRSN. L'examen des bains de corium produits lors de l'accident de Fukushima Daiichi pourra également apporter un éclairage complémentaire très pertinent.

9.2. Le percement de la cuve et l'érosion du radier par le corium fondu

Le projet OCDE/AEN TMI-VIP d'examen détaillé de la cuve du réacteur accidenté TMI-2 et de son contenu, déjà évoqué, a permis d'établir que la face interne du fond de la cuve, revêtue d'acier inoxydable, avait atteint localement une température de 1 100 °C pendant 30 minutes, alors que la pression à l'intérieur de la cuve était de 10 MPa. Le refroidissement du corium à la suite du rétablissement de la circulation d'eau dans le circuit primaire a permis d'éviter le percement de la cuve, même si en 2016 les raisons n'en sont toujours pas connues. L'une des hypothèses avancées pour expliquer le maintien de l'étanchéité de la cuve est que le contact direct entre le corium et le fond de la cuve a été limité par la présence d'eau au fond de la cuve au moment de la coulée du corium.

Le projet expérimental OCDE/AEN dénommé OLHF, réalisé par les Sandia National Laboratories aux États-Unis et auquel le CEA et l'IRSN ont participé, a permis d'obtenir sur une maquette au 1/5^e des résultats expérimentaux sur les mécanismes de rupture par fluage du fond d'une cuve de REP pour une gamme représentative de paramètres température-pression. Néanmoins, l'application des résultats à l'échelle du réacteur comporte des incertitudes dans la mesure où le fond de cuve d'un réacteur est traversé par de nombreux manchons soudés. Un essai réalisé avec de tels manchons a montré une baisse significative de l'allongement à rupture de la cuve.

Après percement de la cuve, le corium fondu se déverse dans le puits de cuve et, en l'absence de refroidissement efficace, provoque par échauffement la décomposition chimique et donc l'érosion du béton des parois du puits et du radier. Ce phénomène peut mettre à terme en péril l'intégrité de l'enceinte de confinement et conduire à des rejets radioactifs gazeux et liquides massifs dans l'environnement. L'interaction entre le corium et le béton génère par ailleurs de grandes quantités de gaz (vapeur d'eau qui est réduite en hydrogène et monoxyde et dioxyde de carbone lors de l'oxydation du ferrailage ou des phases métalliques présentes dans le corium) qui peuvent contribuer à accroître la pression à l'intérieur de l'enceinte de confinement et également à menacer son intégrité.

Au cours du processus d'érosion du béton par le corium qui peut durer plusieurs jours, la composition du bain évolue. Il contient des oxydes denses (principalement U-Zr-Fe-O_x), des oxydes peu denses (SiO₂, CaO) et des métaux non oxydés (Fe, Cr, Ni, Zr). Ceux-ci sont progressivement oxydés par la vapeur d'eau ou le dioxyde de carbone alors qu'ils ne peuvent réduire que de manière beaucoup plus marginale d'autres oxydes moins stables. Le bain se solidifie au contact du béton plus froid, formant temporairement des croûtes instables mécaniquement dans la mesure où la paroi de béton sous-jacente se décompose. Par ailleurs, une stratification entre les phases métallique et oxyde peut se produire, au moins temporairement, modifiant la répartition des flux de chaleur. L'apparition de ce phénomène dépend, au moment de la rupture de la cuve, de la configuration du bain dans la cuve, s'il est stratifié ou homogène, et de la position de la brèche, par exemple si celle-ci est au droit d'une couche métallique. À plus long terme, cela dépend de l'évolution de la composition de la phase métallique, du rapport des densités entre phases métalliques et oxydes, de l'intensité du débit de gaz généré par la décomposition du béton et de la quantité résiduelle de métal non oxydé, tous ces paramètres évoluant au cours de l'interaction. Aussi, l'incorporation des métaux issus de la fonte des ferrallages présents dans le béton peut contribuer à la formation d'une couche métallique.

En France, ces phénomènes ont tout d'abord été étudiés expérimentalement à l'aide d'essais à caractère analytique à petite échelle, mettant en œuvre des matériaux simulants à bas points de fusion. Ils ont été réalisés par le CEA pour le compte de l'IPSN (puis de l'IRSN) et d'EDF :

- le programme BALISE a permis d'étudier l'entraînement de liquide à l'interface entre deux liquides non miscibles de densités et viscosités différentes (eau et huile de vaseline, huiles de silicone, etc.), percolée par un débit d'azote (1999–2000) ;
- le programme ABI a permis de mesurer les coefficients de transfert de chaleur à l'interface entre deux liquides non miscibles de densités très différentes (métal de Wood et gallium pour simuler le corium, eau et huiles de différentes viscosités pour simuler le béton), percolée par un débit d'azote et argon (2007–2008) ;
- le programme ARTEMIS a simulé les phénomènes d'érosion en géométrie unidimensionnelle puis bidimensionnelle à l'aide d'un sel (BaCl₂) simulant le corium et d'un mélange binaire eutectique (LiCl-BaCl₂) simulant le béton (2003–2008) ;
- le programme CLARA a permis de mesurer les transferts de chaleur dans un bain d'eau en présence d'un débit de gaz injecté à travers les parois en utilisant de l'eau et des additifs pour en varier la viscosité (2008–2012).

Vu l'importance du couplage entre les phénomènes convectifs, thermiques et physico-chimiques, des essais avec des matériaux réels étaient nécessaires. Le CEA a construit à Cadarache l'installation VULCANO, mise en service en 1997¹¹⁷, capable de fondre dans un four rotatif à arc plasma rotatif des mélanges de corium prototypique (mélange d'UO₂ et de ZrO₂ intégrant aussi des oxydes de décomposition du béton pour

117. L'installation a tout d'abord été utilisée pour étudier l'étalement du corium sur le récupérateur de corium installé sous la cuve du réacteur EPR. Les essais qui y ont été réalisés ont également permis de valider le logiciel de simulation d'étalement de corium CROCO développé par l'IRSN.

étudier les phases plus tardives de l'interaction) d'une masse de 40 kg environ qui sont ensuite déversés dans une section expérimentale. Pour les programmes d'étude de l'interaction corium-béton (ICB) réalisés à partir de 2003, auxquels ont participé EDF et l'IRSN, les bains de corium sont déversés dans des creusets en béton cylindriques de différentes compositions. Un chauffage par induction à haute fréquence permet de reproduire la puissance résiduelle dégagée dans le combustible pendant toute la durée de l'interaction. L'instrumentation en place permet de déterminer les progressions axiale et latérale du front d'ablation du béton.

Une des spécificités de l'installation est la possibilité d'étudier également l'érosion provoquée par des bains oxyde-métal et l'impact d'une stratification. Une masse d'environ 25 kg d'acier représentant les matériaux de structure fondus est fondue dans trois fours à induction séparés puis déversée dans la section expérimentale contenant le corium fondu. Dans la section d'essai, un système d'écrans magnétiques permet de ne chauffer qu'au droit de la phase oxyde d'un mélange qui se serait stratifié.

Les essais suivants ont été consacrés à l'étude de l'interaction corium-béton :

- neuf essais avec du corium tout oxyde (série VB-U),
- quatre essais avec du corium et de l'acier (série VBS-U),
- quatre essais à caractère plus analytique (série VBES-U).

Les résultats ont montré l'importance de la nature du béton (siliceux ou calcaire) sur le profil d'ablation du béton, confirmant les résultats des essais réalisés par les Américains (voir plus loin) et ont contribué au développement de modèles qui permettent d'évaluer avec une approche conservatrice tenant compte des incertitudes subsistantes les délais de percement des radiers en béton des enceintes de confinement des réacteurs français si une interaction corium-béton survenait. Il a ainsi été possible de montrer qu'il ne devrait pas y avoir de percement du radier dans les 24 heures suivant le début de l'accident¹¹⁸, ce qui permettrait de déployer des mesures de protection des populations.

En Allemagne, des essais furent réalisés dans les années 1990 dans l'installation BETA située au centre d'études de Karlsruhe. Le corium était simulé par un mélange fondu de 400 kg d'alumine et de fer obtenu par une réaction d'oxydoréduction exothermique, auquel étaient ajoutés quelques dizaines de kilogramme de zirconium. Ce mélange était versé dans un creuset en béton.

Aux États-Unis, trois programmes de recherche ont été conduits dans des installations de l'Argonne National Laboratory : le programme MACE (*Melt Attack and Coolability Experiments*, 1989–2000) pour le compte de l'EPRI (Electric Power Research Institute) et les programmes OCDE/AEN MCCI¹¹⁹ (2002–2005) et MCCI-2 (2006–2010) dont la France (IRSN, EDF et CEA) était partenaire. L'objectif de ces deux programmes était de conduire des essais intégraux à grande échelle et à échelle plus réduite mettant en œuvre des matériaux représentatifs et permettant d'étudier :

118. Pour Fessenheim, après renforcement du radier.

119. *Molten Core-Concrete Interaction*.

- les phénomènes d'érosion du béton en géométrie bidimensionnelle en l'absence de tout refroidissement ;
- les différents mécanismes de refroidissement mis en évidence lors des expériences MACE lorsque de l'eau était versée à la surface du corium ;
- de nouveaux concepts technologiques pour refroidir le corium et arrêter l'érosion du béton.

Deux dispositifs expérimentaux ont été utilisés, SSWICS (*Small Scale Water Ingression and Crust Strength*) et CCI (*Corium Concrete Interaction*). Dans le premier, une masse d'environ 75 kg d' UO_2 et de ZrO_2 , mélangée à du béton siliceux ou calcaire, portée jusqu'à une température de plus de 2 000 °C par réaction d'oxydoréduction exothermique, était fondue dans un cylindre de 30 cm de diamètre dont les parois inertes étaient en oxyde de magnésium. De l'eau était versée sur le corium, permettant d'étudier les mécanismes de refroidissement et leur efficacité, en particulier le mécanisme de pénétration d'eau au sein d'une croûte supérieure fissurée sous l'effet des contraintes thermomécaniques. Du gaz pouvait également être injecté à travers le fond de manière à simuler les gaz relâchés lors de l'interaction corium-béton.

Dans le second dispositif, un mélange de 400 à 590 kg d' UO_2 et de ZrO_2 était fondu selon la même méthode, au sein d'une cavité de plus grande dimension, de section carrée de 50 cm par 50 cm (un essai a été réalisé avec une cavité de 50 cm par 70 cm et une seule paroi latérale ablatable pour étudier les éventuels effets d'échelle). Sur deux des faces opposées de la cavité étaient disposées des électrodes en tungstène permettant d'appliquer un courant électrique dans le bain de corium et ainsi d'obtenir un dégagement de chaleur représentatif de la puissance résiduelle ; les deux autres faces ainsi que le fond étaient en béton dont le type, siliceux ou calcaire, constituait l'un des paramètres de l'étude. Sur ce dispositif d'essai, la technique de chauffage par « effet Joule » ne permet pas d'étudier des bains stratifiés avec deux phases séparées, oxyde et métal, la stratification du métal engendrant un court-circuit électrique entre les électrodes. Après une phase d'interaction corium-béton à sec permettant d'étudier les mécanismes d'ablation du béton, de l'eau était ajoutée en partie supérieure pour étudier les mécanismes de refroidissement.

En tout, 21 essais ont été réalisés lors des deux programmes OCDE/AEN MCCI. Ils ont fourni d'importants résultats permettant d'améliorer significativement la compréhension et la modélisation des phénomènes d'ablation du béton et des mécanismes de refroidissement d'un bain de corium lors d'une interaction corium-béton. Concernant les cinétiques d'érosion du béton en l'absence de refroidissement, il a été observé que le rapport entre les épaisseurs finales d'érosion dans les directions axiale et latérale dépend de la nature du béton. Alors que l'érosion est quasiment uniforme si le béton est calcaire, elle peut être trois fois plus importante latéralement si le béton est siliceux. Pour les mécanismes de refroidissement, il a été montré que la fissuration de la croûte supérieure et la pénétration d'eau était d'autant plus efficace que le refroidissement au-dessus du bain intervenait tôt, *i.e.* lorsque la teneur en béton du bain était faible et la croûte plus fragile. Des phénomènes d'éruption et de fragmentation du corium éjecté dans l'eau à travers la croûte recouvrant le bain ont été également observés, ils contribuent à refroidir

le bain en transformant une masse compacte en lit de débris de quelques millimètres de diamètre et ceci d'autant plus efficacement que le béton est calcaire (fort dégagement de gaz permettant d'éjecter plus de corium à travers les fissures de la croûte). À la fin de la phase 2 du programme MCCI, un essai réalisé en béton siliceux mais avec un refroidissement au début de l'ICB a permis d'observer pour la première fois des éjections avec ce type de béton. Ce résultat encourageant a conduit EDF à poursuivre, dans le cadre de son programme de travail sur l'extension de la durée de fonctionnement du parc électronucléaire français, le financement d'essais (CCI) dédiés à l'étude des mécanismes de refroidissement avec injection d'eau au début de l'ICB à la surface du bain avec le support de l'IRSN, de l'U.S.NRC, de la NRA et du CEA.

Des expériences ont également été réalisées en Allemagne pour tester un concept différent de refroidissement du corium (COMET) en injectant de l'eau à travers un dispositif spécifique constitué de plusieurs couches de béton poreux. Ce dispositif pourrait se révéler plus efficace que de verser de l'eau sur le corium car alors liquide et vapeur ne circulent pas à contrecourant. Ces expériences ont été réalisées au centre de Karlsruhe, mettant en œuvre jusqu'à 1 300 kg d'alumine et de fer fondus par réaction d'oxydoréduction exothermique et maintenus en température par chauffage par induction. Après érosion d'une couche de béton sacrificiel, le bain est refroidi par injection d'eau *via* une couche de béton très poreux à travers des plots en béton poreux dont la section a été optimisée pour maximiser l'efficacité de refroidissement tout en évitant une cinétique de production de vapeur trop importante qui se traduirait par une augmentation de la pression à l'intérieur de l'enceinte. La couche de béton très poreux qui alimente ces plots est reliée à un réservoir situé à un niveau plus élevé, l'eau s'écoulant uniquement par gravité. Au cours du programme d'essais OCDE/AEN MCCI-2 et lors d'un essai VULCANO VWU¹²⁰-1, le refroidissement par un dispositif conçu suivant le même principe a également été étudié en matériaux prototypes. Les résultats ont permis de conclure à l'efficacité d'un tel système de refroidissement qui pourrait être mis en œuvre pour les nouveaux concepts de réacteur.

Grâce à l'ensemble des résultats expérimentaux acquis au cours des 20 dernières années, la connaissance des phénomènes d'érosion du béton et de refroidissement du corium a fortement progressé. Des modèles plus robustes, fondés sur une large base de données expérimentales, ont été implantés dans les logiciels de simulation, notamment le logiciel ASTEC. Néanmoins, il n'est toujours pas possible de modéliser de manière détaillée les phénomènes se produisant aux interfaces entre le corium et le béton, et donc de rendre compte de manière mécaniste des différences entre les cinétiques d'érosion dues à la nature du béton. L'IRSN, en partenariat avec les universités et le CNRS, a tenté d'utiliser des techniques de simulation directe pour progresser dans ce domaine, par exemple en étudiant les flux de matières à l'interface corium-béton ou les conséquences du passage de bulles à travers une interface entre deux liquides non miscibles, en termes de masse de liquide entraînée et d'effets sur les transferts convectifs de chaleur. Faute de disposer à des fins de validation d'informations à l'échelle locale, ces efforts ne se sont pas traduits par des avancées très significatives pour les modèles d'érosion et les modélisations actuelles restent encore très empiriques.

120. *VULCANO Water - Uranium.*

Par ailleurs, faute de données expérimentales suffisantes, des incertitudes subsistent encore sur les effets possibles d'un bain stratifié. Deux mécanismes pourraient limiter la durée d'existence d'un tel bain, l'oxydation de la phase métallique et le mélange des matériaux par les gaz de décomposition du béton. Des essais sont donc encore nécessaires pour étudier ces phénomènes et réduire les incertitudes. L'impact du ferrailage sur les mécanismes d'érosion reste également un sujet ouvert car les essais MOCKA réalisés ces dernières années à Karlsruhe avec des matériaux simulants à haute température présentent des résultats assez contradictoires et parce qu'il n'y a pas à ce jour d'essais équivalents en matériaux prototypes.

Au plan national, des recherches se poursuivent également pour étudier la possibilité de refroidir et de solidifier le corium en le recouvrant d'eau ou en injectant de l'eau dans un dispositif de type COMET en vue de concevoir des systèmes qui permettraient d'éviter le percement du radier pour les réacteurs existants. Elles sont menées en France dans le cadre du projet MIT3BAR¹²¹, en réponse à l'appel à projets RSNR lancé en 2012 par l'ANR à la suite de l'accident de Fukushima, et coordonné par le CEA en partenariat avec EDF et AREVA.

L'examen du réacteur n° 1 de la centrale de Fukushima Daiichi pourrait également contribuer à améliorer les connaissances relatives à l'interaction entre le corium et le béton et à l'efficacité des mécanismes de refroidissement en fournissant des informations pour une situation mettant potentiellement en jeu de grandes masses de corium à l'échelle d'un réacteur. En effet, les calculs de l'accident effectués à l'aide des logiciels de simulation d'accident de fusion du cœur, tels qu'ASTEC, MAAP et MELCOR, laissent présager que le cœur du réacteur n° 1 a été très fortement dégradé, que la cuve a rompu et que de grandes quantités de corium fondu se seraient écoulées sur le béton situé sous la cuve, l'érodant sur une épaisseur importante. Pour progresser sur la compréhension de la phase d'interaction corium-béton pour ce réacteur, il faut progresser en amont sur l'analyse de la phase de dégradation dans la cuve qui conduit selon les logiciels à des résultats très différents en termes de compositions, températures et propriétés physico-chimiques des débris et du corium [9].

► Possibilité d'un maintien du corium en cuve

Une contre-mesure envisagée par certains exploitants pour tenter d'éviter le percement de la cuve d'un réacteur dont le cœur aurait fondu est de noyer le puits de cuve afin de refroidir la cuve en organisant un écoulement diphasique d'eau autour de celle-ci. L'efficacité de cette action dépend de beaucoup de facteurs dont la taille et la puissance du réacteur, l'instant de relocalisation des matériaux dans le fond de la cuve, la fraction et la composition du corium en fond de cuve qui conditionnent la distribution du flux de chaleur appliqué sur la paroi interne du fond de cuve, ainsi que de la géométrie du puits de cuve et les caractéristiques de l'isolation thermique enveloppant la cuve. Il ne faut pas non plus oublier la présence ou non de singularités géométriques (décrochement à la jonction entre la virole et le fond de cuve, traversées dans le fond de cuve pour

121. Évaluation et mitigation du risque de percement de la troisième barrière de confinement des centrales nucléaires.

l'instrumentation) qui conditionnent le flux de chaleur pouvant être évacué par la face externe dans l'eau.

Dans le cadre d'une approche déterministe, une démonstration robuste de la possibilité d'une rétention de corium en cuve (en anglais : *In-Vessel Retention* ou IVR) implique la vérification que le flux de chaleur au travers de la cuve peut être extrait en tous points de la face externe de la cuve. Extraction opérée sans risque d'assèchement de la paroi, en particulier dans les zones où le flux de chaleur serait le plus élevé, et ceci pour toutes les configurations (stabilisées ou transitoires) envisageables du « lit de débris »¹²², généralement non homogènes. Cela dépend notamment de la distribution du flux de chaleur sur la face interne de la paroi de la cuve et de la distribution du flux critique en chaque point de la face externe de la cuve, qui dépend de nombreux paramètres comme souligné ci-dessus. La distribution du flux de chaleur sur la face interne de la paroi de la cuve résulte des mécanismes de convection naturelle au sein des différentes couches ou amas de corium situés au fond de la cuve tandis que les valeurs absolues sont conditionnées par les délais avant relocalisation vers le fond de cuve et l'évolution de la masse de corium relocalisée *i.e. in fine* de la puissance résiduelle totale à évacuer à travers la paroi du fond de cuve. Les équilibres physico-chimiques au sein des matériaux constituant le corium vont être modifiés et la situation peut évoluer progressivement vers un bain stratifié où une couche métallique non miscible surnage à la surface d'un bain d'oxydes pouvant être lui-même composé de deux phases de densités différentes¹²³. Cette configuration peut être temporaire en présence de vapeur d'eau dans la cuve, l'oxydation progressive des phases métalliques pouvant conduire à une situation plus favorable, au plan de la distribution du flux de chaleur, de bain homogène.

Sans injection d'eau dans la cuve – situation vraisemblable dans les premières heures d'un accident de fusion du cœur, lui-même pouvant être justement la conséquence d'une perte de refroidissement de celui-ci – le transfert par rayonnement de la couche de métal, surnageant sur le bain oxyde vers les structures supérieures du cœur fortement chauffées, se traduit par une température à la surface de la couche de métal supérieure à la température de fusion de l'acier (température d'interface entre la couche de métal et la face interne de la cuve). La couche métallique transfère donc en raison du déséquilibre qui apparaît entre les températures d'interface un flux de chaleur plus élevé vers la cuve. Cela se traduit par un phénomène de concentration de flux de chaleur, appelé *focusing effect*, induisant un pic de flux de chaleur sur la cuve au droit de la couche métallique (figure 9.4), qui est d'autant plus marqué que l'épaisseur de métal surnageant est faible et que la masse d'oxydes – dans laquelle la puissance résiduelle est libérée – qui est présente sous la couche métallique est importante. En présence d'eau, la formation d'une croûte

122. Le « lit de débris » est le terme utilisé pour désigner l'ensemble constitué du corium proprement dit issu du cœur accidenté et qui va se retrouver en fond de cuve. Il contient éventuellement des amas solidifiés, et des morceaux de structures du bas des assemblages de combustible (grilles, etc.) qui peuvent être tombés dans ce corium.

123. Le comportement du corium en fond de cuve est ici résumé ; il est plus largement développé au paragraphe 5.1.2 de l'ouvrage « Les accidents de fusion du cœur des réacteurs nucléaires de puissance – État des connaissances » – Collection sciences et techniques – IRSN/EDP Sciences – 2013.

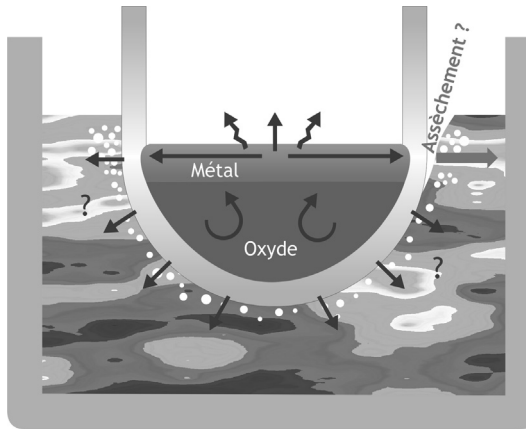


Figure 9.4. Distribution du flux de chaleur et risque d'assèchement. © Georges Goué/IRSN.

métallique à la surface du bain va réduire le déséquilibre dans les températures d'interface et limiter ce phénomène de concentration.

Par ailleurs, compte tenu de l'épaisseur importante de la paroi de la cuve et de l'intensité des flux de chaleur à évacuer à travers celle-ci, la cuve va fondre partiellement depuis sa face interne et son épaisseur se réduire à quelques centimètres pour des flux d'assèchement de l'ordre de $1,5 \text{ MW/m}^2$. Des phénomènes d'instabilité de croûte de corium peuvent alors se manifester au contact du film d'acier liquide, provoquant le transfert de l'acier fondu sous-jacent dans le bain de corium et entraînant des flux de chaleur transitoires localement très intenses lorsque le corium liquide entre à nouveau en contact avec la paroi¹²⁴. Sur un plan mécanique, quelques centimètres d'acier résiduel seraient suffisants pour assurer la tenue de la cuve dès lors que le refroidissement externe serait assuré et que la cuve aurait été préalablement dépressurisée.

Si une rétention de corium en cuve apparaît possible pour des réacteurs de taille et puissance faibles, des incertitudes subsistent pour déterminer jusqu'à quel niveau de puissance elle pourrait l'être sans risquer de provoquer des conséquences encore plus graves. En effet, si le percement de la cuve devait survenir alors que le puits de cuve est complètement noyé, l'éjection du corium fondu contenu dans le fond de cuve pourrait déclencher au contact de l'eau une explosion de vapeur qui pourrait endommager l'enceinte de confinement du réacteur (voir plus loin paragraphe 9.3.1) et les composants qui contribuent à son étanchéité.

C'est pourquoi la France participe activement au projet européen *In-Vessel Melt Retention* (IVMR – « H2020 »), coordonné par l'IRSN avec la participation d'AREVA, du CEA, d'EDF et de 19 autres organismes d'étude et de recherche européens, avec l'objectif d'évaluer si une telle stratégie pourrait être appliquée avec succès aux réacteurs d'une puissance de 1 000 MWe existant en Europe (réacteurs à eau sous

124. Ce phénomène a été observé expérimentalement au cours d'essais réalisés dans le réacteur SCARABEE de bouchage total instantané (BTI) d'assemblages de combustible de réacteurs à neutrons rapides.

pression, réacteurs à eau bouillante, réacteurs de type VVER). Il est envisagé dans le projet, dont l'aboutissement est prévu en 2019, de définir une méthodologie commune pour analyser les capacités de rétention du corium en cuve et de compléter la base de données expérimentales pour réduire les incertitudes sur les phénomènes encore mal connus.

Dans le cadre de l'IVR, l'efficacité du renoyage du cœur à un instant donné conditionne la masse de corium qui sera relocalisé dans le fond de cuve et donc la valeur absolue de la puissance résiduelle qu'il faut évacuer à travers le fond de cuve. L'IRSN a, sur cette thématique, engagé des travaux de recherche concernant plus particulièrement :

- la modélisation des caractéristiques géométriques des différentes configurations possibles de « lits de débris » (porosité, surfaces d'échange, perméabilité, etc.) ;
- la modélisation des phénomènes thermohydrauliques susceptibles d'être rencontrés lors d'un renoyage pour ces différentes configurations ;
- la modélisation des phénomènes d'oxydation des mélanges oxyde-métal de corium et de production d'hydrogène ;
- la réalisation d'études d'impact du couplage de l'ensemble des phénomènes.

Le développement des modèles et leur validation s'appuient notamment sur les essais PRELUDE et les essais actuellement réalisés par l'IRSN dans l'installation PEARL à plus grande échelle dans le cadre du programme expérimental analytique sur le renoyage de lits de débris (PROGRES) de l'IRSN (voir le paragraphe 9.1).

Concernant les risques de *focusing effect*, l'IRSN s'emploie à identifier les conditions pour lesquelles la couche de matériaux métalliques peut durablement surnager sur la couche d'oxydes et donc étudie les cinétiques de transition entre ces couches en tenant compte notamment de l'apparition de croûtes aux interfaces et de l'oxydation des phases métalliques. Les expériences à ce sujet sont conduites dans le cadre du programme CORDEB évoqué au paragraphe 9.1 et se poursuivront dans l'installation utilisée pour ce programme au-delà (2016–2019) dans le cadre du programme européen IVMR, sous la coordination de l'IRSN.

Enfin, concernant l'interaction corium-eau, l'activité est fédérée au sein du projet ANR RSNR dénommé ICE¹²⁵ sur lequel nous reviendrons plus loin au paragraphe 9.3.1.

Une stratégie de rétention du corium en cuve a été adoptée en Finlande en 1995 à l'occasion de l'augmentation de la puissance des réacteurs VVER-440/213 à 510 MWe de la centrale électronucléaire de Loviisa, en installant un dispositif avec calorifuge mobile pour aménager un espace de refroidissement autour de la cuve et en modifiant le circuit de ventilation du puits de cuve pour créer un circuit de refroidissement. Les programmes expérimentaux (COPO¹²⁶ en Finlande et ULPU¹²⁷ aux États-Unis) et les simulations

125. Interaction Corium-Eau.

126. *Corium Pool Facility*.

127. *An IVR-related full-scale boiling heat transfer facility* at University of California, Santa Barbara.

numériques ont permis de vérifier que le circuit de refroidissement présentait des performances suffisantes compte tenu des distributions enveloppes du flux de chaleur sur le fond de cuve.

Concernant les nouveaux réacteurs, la stratégie de rétention en cuve a été adoptée pour l'AP600 ; compte tenu du niveau de puissance de ce réacteur (600 MWe), les marges ont été jugées suffisantes, y compris en l'absence d'injection d'eau dans la cuve, pour valider la démonstration, ce qui a permis à l'U.S.NRC de certifier ce réacteur en 1999. La démarche a ensuite été reconduite pour l'AP1000, qui a été certifié par l'U.S.NRC en 2005. Il est à souligner que les réacteurs AP600 et AP1000 n'ont pas de traversées d'instrumentation en fond de cuve.

Trois types d'éléments ont été pris en compte par l'U.S.NRC :

- des éléments de nature déterministe ;
- des évaluations apportant une confiance suffisante dans le fait que, si un percement de la cuve survenait tout de même – du fait notamment du *focusing effect* –, il n'y aurait pas d'effet « falaise », plus précisément que le puits de cuve et le radier pourraient alors assurer le confinement en résistant aux surpressions qui pourraient être induites par une interaction entre les matériaux fondus et de l'eau¹²⁸ ;
- des éléments de nature probabiliste, intégrant le risque de percement de la cuve et de perte précoce du confinement¹²⁹.

Il est intéressant de noter que l'IVR est aussi la stratégie retenue par le concepteur du VVER 1000, qui néanmoins prévoit aussi un récupérateur externe (réacteurs de TianWan en Chine et de Kudankulam en Inde).

9.3. Le chargement dynamique de l'enceinte de confinement par accroissement brutal de la pression interne

Il s'agit ici des phénomènes susceptibles d'entraîner une perte d'intégrité relativement précoce de l'enceinte, suivie d'un rejet massif de produits radioactifs dans

128. Pour l'AP1000, ceci fait l'objet de l'analyse présentée dans le document *Analysis of In-Vessel Retention and Ex-Vessel Fuel Coolant Interaction for AP1000* – NUREG/CR-6849, ERI/NRC-04-201 – August 2004. Pour l'AP600, se reporter au rapport *AP600 Final Safety Evaluation Report Related to the Certification of the AP600 standard Design* – NUREG-1512, 1998.

129. La réglementation américaine demande de montrer que la fréquence des rejets massifs précoces (avant 24 heures) est inférieure à 10^{-6} /année.réacteur. Compte tenu des incertitudes sur les modèles de progression du corium vers le fond de la cuve, le concepteur a considéré, pour l'AP1000, une probabilité conditionnelle de défaillance de la cuve comprise entre 4 et 30 % et postulé une défaillance systématique de l'enceinte et un rejet massif dans l'environnement. Compte tenu de la fréquence calculée de défaillance du confinement de $1,9 \times 10^{-8}$ /année.réacteur, dont 38 % conduisent à des rejets précoces, le concepteur a conclu qu'il est très en deçà de l'objectif fixé.

l'environnement. Selon la classification proposée par Norman C. Rasmussen au début des années 1970 (figure 9.5), nous distinguerons l'explosion de vapeur (mode de défaillance « α ») et l'explosion d'hydrogène (mode de défaillance « γ ») ; il convient d'y ajouter l'échauffement direct des gaz de l'enceinte (*Direct Containment Heating* ou DCH).

9.3.1. L'explosion de vapeur

Le phénomène d'explosion de vapeur peut survenir lorsque deux fluides entrent en contact, l'un (en l'occurrence le corium liquide issu de la fusion du cœur) étant à une température supérieure à la température d'ébullition de l'autre (le réfrigérant). Il s'agit d'une réaction de nature thermodynamique. En pénétrant dans l'eau, le jet de corium se fragmente et vaporise l'eau de manière intense. Cette vaporisation peut créer une onde de choc qui fragmente plus finement le corium, augmentant encore la surface de contact entre les deux fluides et, de ce fait, les transferts de chaleur. Ce processus peut se propager dans le mélange corium-eau et déclencher une explosion. Le simple contact entre les deux fluides n'est pas une condition suffisante pour que se produise une telle explosion. Si la fragmentation du fluide chaud n'est que grossière (fragments millimétriques ou centimétriques), les transferts de chaleur ne seront pas suffisamment rapides et intenses, entraînant une simple production de vapeur, caractérisée par une

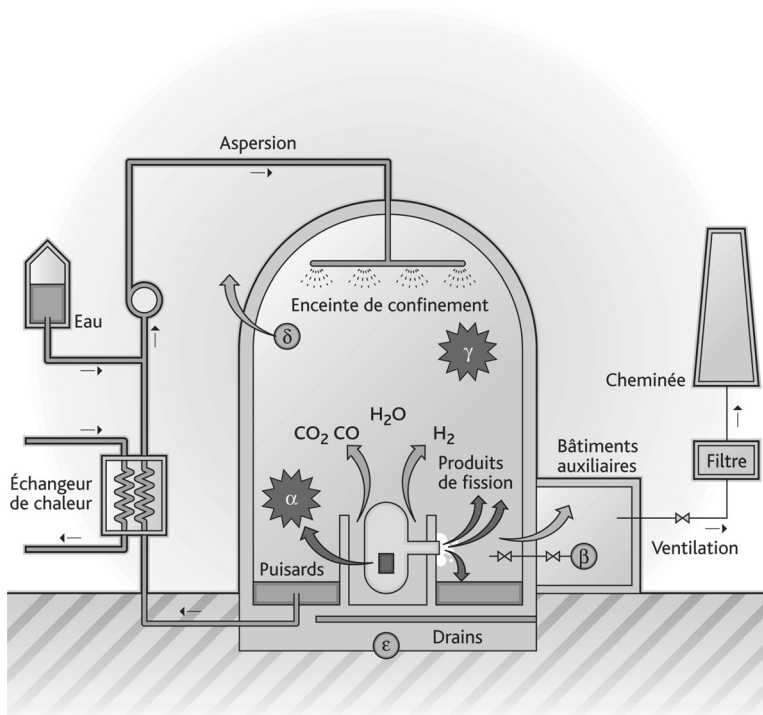


Figure 9.5. Représentation schématique des modes possibles de défaillance de l'étanchéité de l'enceinte de confinement d'après le rapport Rasmussen [1].

augmentation lente en pression du système. Un fluide chaud restant liquide au contact du fluide froid par formation d'un film de vapeur et un confinement important limitant la production de vapeur dans les premiers instants sont des conditions propices au déclenchement d'une explosion très énergétique.

Les phénomènes de fragmentation fine et d'explosion ont tout d'abord été étudiés dans les années 1970 dans le cadre de l'analyse des accidents de fusion du cœur susceptibles de se produire dans les réacteurs à neutrons rapides, le réfrigérant étant du sodium. Depuis la fin des années 1980, cette étude s'est étendue au cas des REP. En France, des programmes d'essais à caractère analytique ont été conduits par le CEA pour le compte de l'IPSN puis de l'IRSN et ont permis de développer des modèles de transfert de chaleur.

Les essais BILLEAU (terminés en 1997) ont permis de caractériser les transferts de chaleur à la surface de sphères métalliques solides chauffées jusqu'à 2 200 °C et plongées dans de l'eau. Le programme TREPAM (terminé en 2003) a consisté à mesurer le flux de chaleur à la surface d'un filament de tungstène plongé dans de l'eau, pour différentes valeurs du diamètre du filament (10 à 250 µm), de température du filament (de 1 080 °C à 2 630 °C), de pression de l'eau (0,1 à 21 MPa), de sous-refroidissement de l'eau (0 à 80 °C en dessous de la température de saturation de l'eau) et de vitesse de plongée dans l'eau (0,2 à 46 m/s).

À l'étranger, des essais avec des matériaux plus représentatifs et parfois à plus grande échelle ont été réalisés. Il s'agit des programmes :

- CCM¹³⁰, conduit par l'Argonne National Laboratory (États-Unis) au début des années 1990, qui a permis d'étudier la fragmentation de mélanges fondus de 2 à 12 kg d'UO₂, de ZrO₂ et d'acier à 2 800 °C ;
- SUW¹³¹ et WUMT, réalisés à Winfrith (Royaume-Uni) à la même époque avec une thermitite¹³² à base d'uranium ;
- FITS¹³³, conduit aux Sandia National Laboratories (États-Unis) avec une thermitite à base d'aluminium ;
- ALPHA, réalisé par le Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI), Japon, avec le même matériau ;
- FARO, conduit par le Centre commun de recherche à Ispra (Italie), terminé en 1999, qui a permis d'étudier, dans la cuve TERMOS, la fragmentation de mélanges fondus de 18 à 176 kg d'UO₂ et de ZrO₂ et l'explosion de vapeur résultant de la chute dans de l'eau, sous des pressions de 0,2 à 5 MPa ;

130. *Cold Crucible Melting.*

131. *Scale-Urania-Water.*

132. Le corium est représenté par un mélange constitué d'un oxyde et d'un métal en fusion obtenu par une réaction chimique d'oxydoréduction exothermique comme celle entre l'oxyde de fer, Fe₂O₃, et l'aluminium (aluminothermie).

133. *Fully Instrumented Test Series.*

- KROTOS, conduit initialement par le même laboratoire de recherche puis par le CEA après 2004 dans un tube à choc (géométrie monodimensionnelle), qui a permis d'étudier la fragmentation au contact de l'eau d'un volume d'un litre de différents matériaux fondus (étain à 1 000 °C, alumine de 2 300 °C à 2 800 °C et mélange d'UO₂-ZrO₂ à 2 800 °C), ainsi que l'explosion de vapeur pouvant en résulter ;
- PREMIX, réalisé par le centre d'étude de Karlsruhe (Allemagne), qui a permis d'étudier la fragmentation de 16 à 60 kg de thermite à base d'aluminium produisant de l'alumine fondue portée à 2 300 °C ;
- ECO¹³⁴, conduit par le même laboratoire, qui a permis d'étudier l'explosion résultant de la mise en contact de 6 à 18 kg d'alumine fondue et portée à 2 300 °C dans un à deux mètres d'eau.

Les résultats de ces différents programmes de recherche ont permis d'acquérir de nombreuses données expérimentales. Toutefois, les résultats étaient assez dispersés, certains essais donnant lieu à des explosions, d'autres non, sans raison apparente si ce n'est les propriétés physiques des matériaux utilisés (l'alumine fondue ayant plus tendance à produire des interactions explosives que le mélange UO₂-ZrO₂ de conductivité thermique plus faible).

Sur la base des essais à caractère analytique, l'IRSN et le CEA ont développé ensemble le logiciel de simulation d'explosion de vapeur MC3D¹³⁵. Ce logiciel utilise une description eulérienne avec une méthode mixte volumes finis (bilans de masse et d'énergie) et différences finies (bilan de quantité de mouvement) avec un maillage structuré (cartésien ou cylindrique) tridimensionnel. Il simule à la fois les phases de fragmentation fine et d'explosion. La complexité des phénomènes à décrire au cours de la fragmentation implique une modélisation très détaillée avec des schémas numériques précis. Le comportement du combustible est décrit à l'aide d'un modèle à trois champs :

- un champ liquide continu,
- un champ de gouttes issues de la fragmentation du champ continu,
- un champ de fragments solides fins.

Les instabilités de Rayleigh-Taylor à l'interface entre le corium et l'eau sont également modélisées.

Afin de progresser dans la modélisation des phénomènes, l'OCDE/AEN a lancé le projet international SERENA (2001–2005) [10], auquel la France a contribué (IRSN et CEA) au côté de l'Allemagne, du Japon, de la Corée, des États-Unis et de la Russie. Il avait pour objectif de dresser l'état de l'art des connaissances sur l'explosion de vapeur, de comparer les logiciels de simulation entre eux, d'évaluer leurs capacités à prédire des explosions et d'identifier les domaines où il convenait de chercher à réduire les incertitudes.

134. *Experiments on energy CONversion during a steam explosion.*

135. Logiciel de thermohydraulique multiphasique 3D.

Le programme international de l'OCDE/AEN SERENA-2 [11] qui lui a succédé (2005–2012) a comporté 12 essais qui furent conduits par le CEA dans l'installation KROTOS, déménagée d'Ispra à Cadarache à la fin du programme FARO, et par le Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI) dans l'installation TROI¹³⁶ à Daejon en Corée du Sud. L'objectif poursuivi était de mieux comprendre les mécanismes de déclenchement de l'explosion de vapeur et l'effet de la nature des matériaux utilisés pour représenter le corium, ainsi que de vérifier la capacité des modèles à reproduire les effets liés à la géométrie de la zone d'interaction.

Les essais réalisés dans l'installation KROTOS ont consisté à injecter 5 kg de corium fondu (mélange UO_2-ZrO_2 mais également des compositions plus réalistes intégrant également des phases métalliques ou de l'oxyde de fer) dans un tube (géométrie monodimensionnelle). Un système de cinématographie à rayon X permettait de filmer en temps réel la fragmentation du jet et la vaporisation de l'eau autour des fragments de corium. Dans l'installation TROI, des masses de corium plus importantes de 20 kg (compositions identiques à celles de KROTOS dans le cadre du programme SERENA) ont été injectées dans un récipient de hauteur et largeur similaires (géométrie bidimensionnelle représentative de celles de puits de cuve de REP). Les essais étaient définis à la suite de pré-calculs réalisés avec les différents logiciels de simulation. L'analyse des résultats était discutée entre experts internationaux. Le programme a comporté également des exercices de comparaison entre logiciels et des applications à l'échelle d'un réacteur.

Les programmes SERENA et SERENA-2 ont permis de progresser dans la compréhension des phénomènes de fragmentation fine d'un jet de corium dans l'eau et de l'explosion qui peut en résulter. Ils ont montré l'influence de la cinétique de solidification des fragments de corium sur l'ampleur de l'explosion (une solidification rapide limite le processus de fragmentation fine, donc les transferts de chaleur et la vaporisation de l'eau). En général, les logiciels de simulation développés de par le monde prédisent globalement bien l'énergie mécanique évaluée lors des essais utilisant de l'alumine fondue et surestiment celle évaluée lors des essais avec du corium fondu. L'analyse des images prises lors des essais réalisés dans l'installation KROTOS montre que les instabilités du film de vapeur entourant le jet de corium sont bien reproduites par les modèles du logiciel MC3D. Par ailleurs, le logiciel rend correctement compte de l'atténuation de l'onde de choc lorsque l'explosion se produit dans une géométrie bidimensionnelle du type de celles étudiées dans l'installation TROI.

En revanche, les effets liés à l'oxydation du corium pendant l'interaction ne sont pas encore bien compris. Les recherches, notamment sur la fragmentation du jet et l'oxydation du corium, se poursuivent par des études théoriques et expérimentales à caractère analytique dans le cadre du projet ICE (2013–2017), lancé en réponse à l'appel à projets RSNR de l'ANR déjà évoqué et coordonné par l'IRSN en partenariat avec le CEA, EDF et l'Université de Nancy.

136. *Test for Real cOrium Interaction with water.*

9.3.2. Les risques liés à l'hydrogène

L'hydrogène, produit principalement par l'oxydation du zirconium des gaines lors de la phase de dégradation du cœur, mais aussi par celle des autres métaux présents dans le bain de corium ou dans le radier lors de la phase d'interaction entre le corium et le béton, peut s'accumuler dans l'enceinte de confinement. Le brassage plus ou moins intense de l'atmosphère de l'enceinte de confinement influe sur la répartition de l'hydrogène qui peut ainsi ne pas être homogène. L'hydrogène peut atteindre localement des concentrations importantes qui dépassent le seuil d'inflammabilité du mélange gazeux, sachant que la détonation d'hydrogène dans une enceinte de confinement est un événement que l'on cherche à écarter.

La répartition de l'hydrogène dans l'enceinte résulte de phénomènes thermohydrauliques dont l'étude est rendue complexe par le nombre de fluides, composant l'atmosphère de l'enceinte, à traiter et par la géométrie compartimentée de l'enceinte : convection induite par les différences de température entre l'atmosphère et les parois, ainsi que par l'utilisation éventuelle de l'aspersion, condensation de la vapeur d'eau sur les parois de l'enceinte avec les gouttes d'eau résultant de l'aspersion, diffusion, phénomènes de turbulence, effet des recombineurs d'hydrogène, etc. [12, 13].

Afin d'évaluer le risque de combustion d'hydrogène dans l'enceinte de confinement, l'IRSN utilise ses propres logiciels de simulation (ASTEC, TONUS et le logiciel FLUENT en attendant la mise en production de P²REMICS) validés et des critères issus de ses propres programmes de recherche, permettant de déterminer les configurations potentiellement dangereuses. Ces outils permettent de prédire la répartition et la combustion de l'hydrogène en tenant compte de l'effet des moyens de limitation des conséquences d'une fusion du cœur comme les recombineurs, l'aspersion et le système d'éventage.

Pour prédire la répartition de l'hydrogène à l'intérieur de l'enceinte, deux approches sont utilisées par l'IRSN : une modélisation fondée sur plusieurs compartiments dans lesquels les concentrations et les températures de fluides sont homogènes, et une modélisation plus détaillée multidimensionnelle avec un grand nombre de mailles. La première approche, économe en temps de calcul, est utilisée dans le logiciel ASTEC. La seconde est utilisée dans le logiciel TONUS développé par l'IRSN avec le CEA¹³⁷ et dans FLUENT. Ces deux approches sont complémentaires : la première permet d'identifier les scénarios nécessitant une analyse détaillée réalisée en utilisant la deuxième approche.

La validation de ces logiciels de simulation repose sur plusieurs programmes expérimentaux réalisés en France ou à l'étranger dans des installations bien instrumentées, simulant à différentes échelles la géométrie d'une enceinte de réacteur :

- l'installation PANDA (figure 9.6a), de l'Institut Paul Scherrer (PSI) à Villigen, en Suisse, constituée de quatre compartiments d'un volume total de 460 m³, permettant entre autres d'étudier la forme des écoulements de fluide ;
- l'installation THAI¹³⁸ (figure 9.6b), de Becker Technologies, à Eschborn, en Allemagne, constituée de plusieurs compartiments d'un volume total de

137. EDF développe le logiciel SATURNE.

138. *Thermal-hydraulics, Hydrogen, Aerosols and Iodine*.

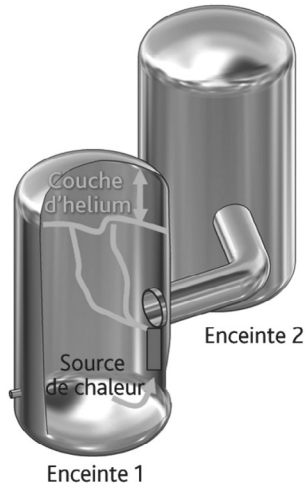


Figure 9.6a. Schéma de l'installation PANDA. © PSI.

60 m³ à parois isolées thermiquement et conçue pour étudier la répartition et la combustion d'hydrogène, ainsi que le fonctionnement des recombineurs catalytiques d'hydrogène ;

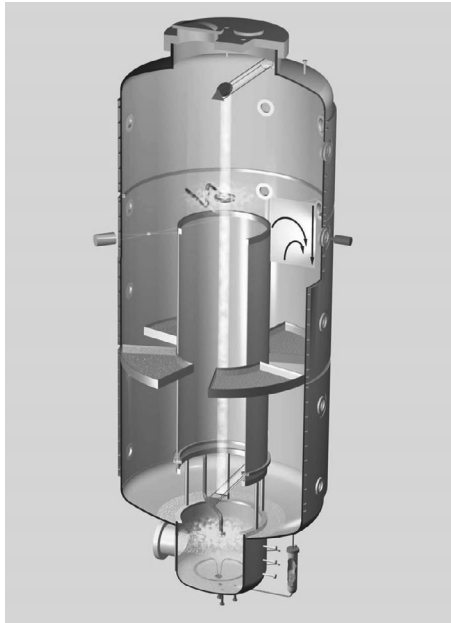


Figure 9.6b. Schéma de l'installation THAI [14].

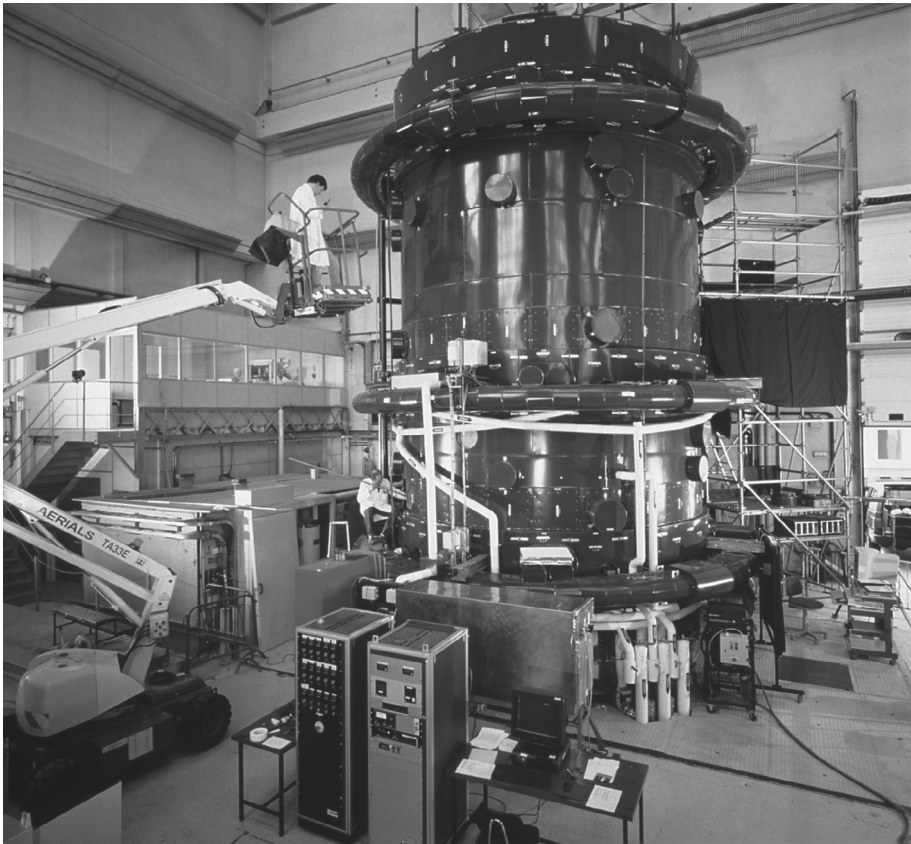


Figure 9.6c. Vue de l'installation MISTRA. © A. Gonin/CEA.

- l'installation MISTRA (figure 9.6c) du CEA à Saclay, d'un volume interne cylindrique de 100 m^3 , adaptée à l'étude des phénomènes de condensation de la vapeur sur les parois et les gouttes d'aspersion ;
- l'installation TOSQAN (figure 9.6d) de l'IRSN à Saclay, d'un volume interne cylindrique de 7 m^3 , dédiée également à l'étude des phénomènes de condensation et d'aspersion, ainsi que des échanges thermiques et massiques avec l'eau du puisard.

Excepté dans l'installation THAI, l'hydrogène est pour des raisons de sécurité simulé par de l'hélium, gaz ayant des propriétés physiques très voisines et présentant l'avantage de ne pas être combustible. Par ailleurs, des essais réalisés dans THAI ont confirmé la similarité des répartitions de l'hydrogène et de l'hélium dans le volume d'essais.

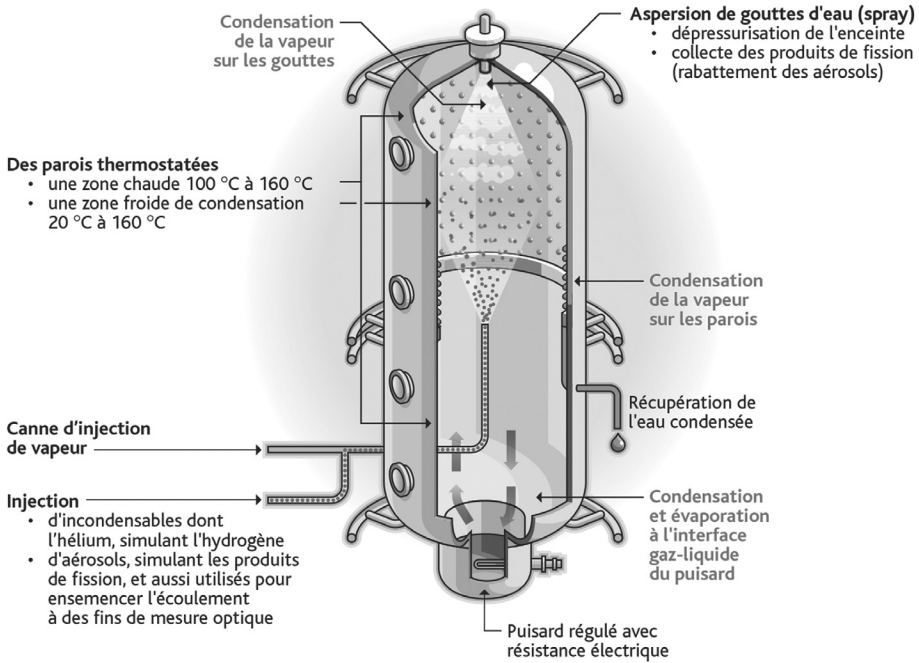


Figure 9.6d. Schéma de l'installation TOSQAN. © Stéphane Jungers/IRSN-source IRSN.

De nombreux projets ou programmes nationaux et internationaux ont permis de réunir un grand nombre de données expérimentales permettant d'étendre le domaine de validation des logiciels de simulation. Nous citerons notamment les programmes internationaux OCDE/AEN SETH (*SESAR Thermalhydraulics*, 2000–2004) dans l'installation PANDA, SETH-2 (2007–2010) associant les installations PANDA et MISTRA, THAI (2007–2009) et THAI-2 (2011–2014) dans l'installation THAI. Le programme SETH-2 a notamment permis d'étudier les phénomènes à l'origine de la déstabilisation de configurations stratifiées, sous l'effet de la chaleur dégagée par les recombineurs d'hydrogène et de l'aspersion, l'hydrogène étant, du fait de sa faible densité, initialement concentré dans la partie supérieure de l'enceinte.

Les effets d'échelle ont également fait l'objet de recherches dans le cadre du programme ERCOSAM¹³⁹-SAMARA (2010–2014), soutenu par la Commission européenne et par ROSATOM (Russie), comprenant notamment des essais dans les installations PANDA, MISTRA et TOSQAN déjà citées, ainsi que dans l'installation SPOT (60 m³) en Russie. L'extrapolation des résultats aux grandes échelles a été réalisée sur la base de précalculs. Elle pourrait être confortée à l'avenir avec des essais dans l'installation russe KMS de 2 000 m³ (en cours de conception).

Concernant la combustion, il est à noter qu'un mélange ternaire air-vapeur-hydrogène (figure 9.7) réputé inflammable peut conduire à différents régimes de combustion

139. *Containment thermal-hydraulics of current and future LWRs for severe accident management.*

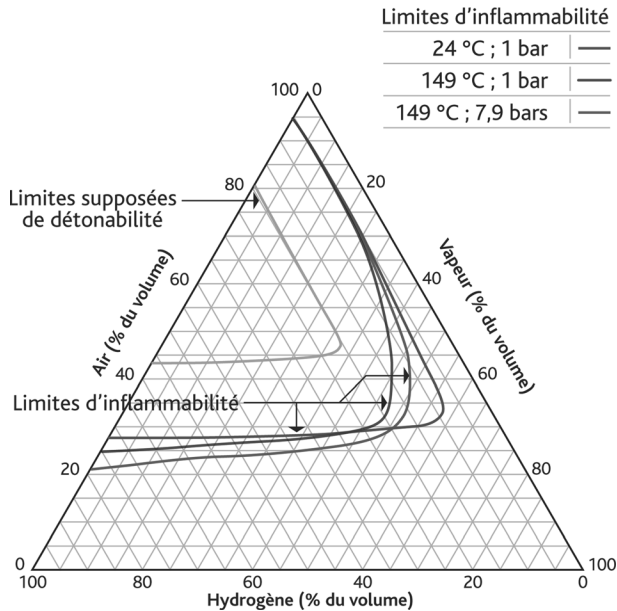


Figure 9.7. Diagramme de Shapiro pour les mélanges hydrogène-air-vapeur d'eau (à noter que les limites indiquées de détonabilité ont été remises en cause par des études ultérieures). © DR.

qui dépendent principalement de la concentration maximale d'hydrogène atteinte et de la répartition de ce gaz entre les locaux :

- la déflagration laminaire,
- la déflagration rapide,
- la transition déflagration/détonation (TDD),
- la détonation – phénomène dont les conséquences peuvent être désastreuses et qu'il convient donc d'éviter.

La combustion peut être amorcée dans un mélange réputé inflammable à l'aide d'une source d'énergie de quelques millijoules. Aussi, il apparaît probable qu'en présence de sources électriques ou de points chauds, l'inflammation se produise assez rapidement après l'entrée du mélange gazeux dans le domaine de combustion. Par contre, il faut une source d'énergie beaucoup plus importante (au moins 100 kilojoules) pour déclencher une détonation stable du mélange : ceci explique que le cas d'une détonation directe du mélange gazeux dans l'enceinte de confinement puisse être écarté et que le seul mécanisme retenu comme pouvant entraîner une détonation est l'accélération de flamme et la transition déflagration-détonation.

Deux types de critères ont ainsi été définis et adoptés :

- le critère « σ » qui porte sur l'accélération de flamme. La grandeur σ est le facteur d'expansion du mélange, rapport des densités des gaz frais et des gaz brûlés à

pression constante. Il s'agit donc d'une propriété intrinsèque du mélange considéré, la valeur critique σ^* , au-delà de laquelle l'accélération de flamme est possible, dépend de la température initiale des 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 ;

- le critère « λ » : de manière similaire, des conditions nécessaires ont été établies pour apprécier la possibilité d'une transition entre les régimes de déflagration et de détonation (TDD). Elles reposent sur la comparaison d'une longueur caractéristique de la géométrie du local étudié et de la taille des cellules de détonation (notée λ) qui caractérise la réactivité du mélange.

L'étude de la propagation d'une flamme après inflammation, dans un mélange d'air, de vapeur et d'hydrogène a fait l'objet de nombreux programmes expérimentaux [15]. L'objectif de ces essais était double : étudier la transition entre les modes de combustion et produire une base de données expérimentales pour valider les outils de simulation.

Sur ce sujet, l'IRSN entretient une collaboration de longue date avec l'Institut de combustion aérothermique réactivité et environnement (ICARE) du CNRS à Orléans. En plus de la détermination des limites d'inflammabilité des mélanges, les travaux entrepris dans le cadre de cette collaboration ont permis notamment d'affiner le critère d'accélération de flamme « σ ».

Ainsi, un programme d'essais analytiques est mené, depuis 2004, dans l'installation ENACCEF (« Enceinte accélération de flamme ») d'ICARE (figure 9.8). Cette installation a été conçue pour représenter à l'échelle 1/24 la casemate d'un générateur de vapeur et le dôme de l'enceinte de confinement d'un REP de 900 MWe. Aussi, ENACCEF est composée

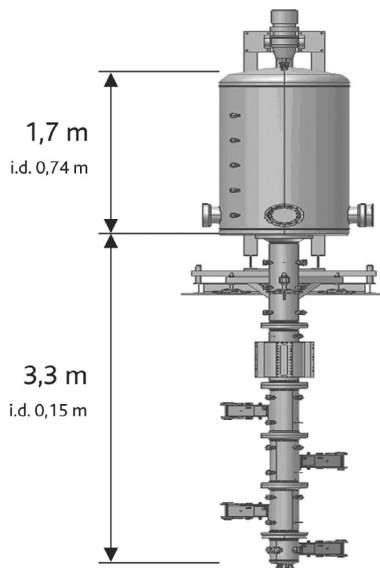


Figure 9.8. Schéma de l'installation ENACCEF [16].

d'un dôme de volume ajustable entre 781 et 958 litres (représentant le volume libre de l'enceinte situé au-dessus du générateur de vapeur), relié à un tube cylindrique de 3,2 m de haut et de 0,17 m de diamètre interne (représentant la casemate du générateur de vapeur), pouvant contenir des obstacles, dans lequel est étudiée l'accélération de la flamme. L'instrumentation mise en œuvre comporte des capteurs photomultiplicateurs et des capteurs de pression pour mesurer la progression du front de flamme et la pression générée le long du tube. Par ailleurs, la composition du mélange gazeux est analysée à plusieurs emplacements de la section d'essai et des techniques de mesure par vélocimétrie par effet doppler à laser (LDV¹⁴⁰) et par vélocimétrie par images de particules (PIV) sont utilisées pour mesurer le champ de vitesse de l'écoulement avant l'arrivée de la flamme.

Les essais ont permis d'affiner l'expression des valeurs critiques du facteur d'expansion « σ » pour les mélanges homogènes et de l'étendre partiellement aux mélanges hétérogènes.

Des essais à plus grande échelle avaient également été réalisés auparavant dans l'installation RUT de 62 m de long, située en Russie à l'Institut Kurchatov de Moscou. Cette installation se compose d'un canal rectiligne (« canyon ») connecté à une cavité, elle-même reliée à un second canal plus court et incurvé 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 tridimensionnels ou interactions plus complexes dans la cavité. Les mélanges utilisés contenaient de l'hydrogène, de l'air et éventuellement un diluant (vapeur d'eau). Un programme d'essais réalisés pour le compte de l'IPSN en partenariat avec les chercheurs allemands du centre de Karlsruhe (Fzk) a permis d'étudier les différents régimes de combustion et d'obtenir des valeurs des critères « σ » d'accélération de flamme et « λ » de taille des cellules de détonation, critères utilisés pour prédire les différents régimes de combustion dans les logiciels de simulation ASTEC et TONUS¹⁴¹.

Ce programme a été complété par le programme HYCOM (*integral large scale experiments on HYdrogen COMbustion for severe accident code validation, 2000–2003*) soutenu par la Commission européenne, qui avait pour objectif l'étude de l'accélération de flamme dans les mélanges d'hydrogène et d'air (sans eau) en particulier la validation du critère « σ ». L'effet de l'expansion des gaz brûlés (effet piston) et celui du compartimentage ont été étudiés lors de 12 essais réalisés dans l'installation RUT. Les effets liés à la présence d'exutoires de pression, aux gradients de concentration et aux changements de section ont été étudiés à l'aide de 46 essais à caractère plus analytique réalisés en utilisant les installations à plus petites échelles DRIVER et TORPEDO du centre de Karlsruhe en Allemagne. Elles étaient constituées de deux tubes cylindriques de diamètres respectifs 174 mm et 520 mm et de longueurs respectives 12 m et 6 m. Ce programme, auquel l'IPSN (puis l'IRSN) a activement participé avec le soutien d'EDF, a également comporté un exercice d'intercomparaison de logiciels de simulation à l'échelle

140. *Laser Doppler Velocimetry*.

141. À noter que le logiciel allemand équivalent, COM3D, utilise des critères équivalents.

d'un réacteur, étudiant une géométrie d'enceinte de confinement semblable à celle d'EPR.

Les recherches sur la répartition de l'hydrogène à l'intérieur de l'enceinte de confinement d'un réacteur (effets de l'aspersion, ainsi que des recombineurs – voir ci-après), sur la combustion (transition déflagration détonation à grande échelle) et d'explosion se poursuivent dans le cadre du programme MITHYGENE¹⁴² (2013–2018). Ce programme a été lancé en réponse à l'appel à projets RSNR de l'ANR déjà évoqué et coordonné par l'IRSN en partenariat avec le CEA, ICARE, AREVA Expansion, le centre de recherches allemand de Jülich (Kfj), EDF et Air Liquide.

Pour réduire la teneur en hydrogène dans les enceintes de confinement lors d'un accident avec fusion du cœur, des recombineurs catalytiques passifs d'hydrogène (figure 9.9) ont été installés dans toutes les enceintes des réacteurs du parc français.

L'étude du comportement des recombineurs en situation représentative d'un accident de fusion du cœur a fait l'objet de nombreux programmes d'essais réalisés notamment par les constructeurs (SIEMENS, AECL, etc.). L'IPSN (puis l'IRSN) a conduit en partenariat avec EDF le programme d'essais H2-PAR¹⁴³ (1998 à 2000) dont l'objectif était d'étudier l'empoisonnement éventuel des sites de catalyse dans les recombineurs par les produits de fission, notamment les halogènes. L'installation comportait un four qui permettait de porter environ 10 kg d'un mélange $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2$ à 2 900 °C. Des composés inertes représentatifs des principaux produits de fission étaient inclus dans ce mélange. Les aérosols et les gaz se dégageant du mélange en fusion se répandaient à l'intérieur d'une enceinte en Terphane de 7,6 m³ dans laquelle était installée une maquette représentative d'un recombineur d'hydrogène utilisé dans les réacteurs du parc français. Les essais ont

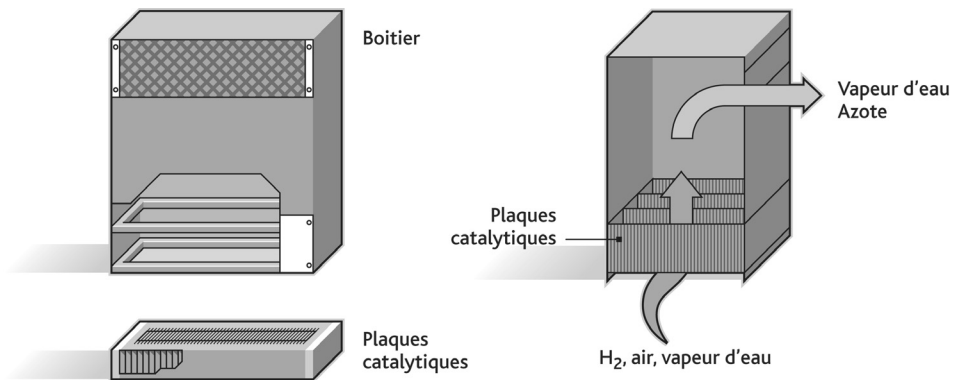


Figure 9.9. Schéma de principe d'un recombineur catalytique passif d'hydrogène. © IRSN.

142. Amélioration de la connaissance du risque hydrogène et de sa gestion en situation d'accident de fusion du cœur (MITigation HYdroGENE).

143. *Hydrogen Passive Autocatalytic Recombiners*.

également permis d'étudier le risque d'inflammation de l'hydrogène à l'intérieur du recombineur. L'atmosphère de l'enclume contenait un mélange d'air, d'hydrogène et de vapeur d'eau dont les proportions constituaient l'un des paramètres étudiés. La sensibilité des performances de recombinaison à différents paramètres géométriques (nombre de plaques catalytiques, hauteur de la cheminée) et chimiques (plusieurs plaques catalytiques étaient remplacées par des plaques chimiquement neutres) a pu également être étudiée.

Le programme d'essais KALI H₂, réalisé par le CEA à la fin des années 1990 en partenariat avec EDF, a également permis d'étudier les effets de l'humidité, de l'exposition à des fumées de feux de câbles et au monoxyde de carbone sur les performances des recombineurs. Les résultats de ce programme ont mis en évidence le faible impact de l'humidité sur les performances des recombineurs. Ils ont montré aussi la désactivation de la recombinaison par le monoxyde de carbone pour les atmosphères pauvres en oxygène et une perte d'efficacité d'environ 5 % des performances de recombineurs exposés aux fumées de feux de câbles. L'incendie survenu le 10 mai 2011 dans l'enclume du réacteur n° 2, à l'arrêt, de la centrale nucléaire de Ringhals en Suède a mis en évidence aussi la possibilité de perforation des plaques catalytiques par les produits chlorés issus de la combustion de matières en plastique. Aussi, des investigations sont menées conjointement par l'IRSN et le centre de recherches de Jülich pour étudier l'effet des feux de câble sur les recombineurs. Les premiers résultats de cette étude montrent le retard au démarrage de la recombinaison pour les plaques catalytiques exposées aux fumées des feux de câble [17].

Lors de l'essai Phébus FPT3, des échantillons de plaques de recombineur de différents constructeurs ont été exposés pendant quelques dizaines de minutes aux aérosols et vapeurs radioactifs présents dans le réservoir simulant l'enclume de confinement. La faible teneur en oxygène dans ce réservoir, pour des raisons de sécurité, a quelque peu compliqué l'analyse des résultats qui n'ont néanmoins pas mis en évidence de phénomène inattendu.

Pour instruire l'effet d'un manque d'oxygène, celui du monoxyde de carbone ou encore celui de la présence de poussières sur le démarrage et l'efficacité des recombineurs, l'IRSN travaille avec le centre de recherches de Jülich en Allemagne, qui dispose de la plateforme expérimentale REKO avec plusieurs installations à différentes échelles (figure 9.10). L'IRSN développe sur la base des résultats expérimentaux le logiciel de simulation SPARK qui permet de prendre en compte l'ensemble des phénomènes physico-chimiques régissant la recombinaison. Cette collaboration a d'ores et déjà permis de définir les limites d'inflammation de l'hydrogène par les recombineurs. Ces résultats ont été confirmés par le programme des essais réalisés dans le cadre des projets OCDE THAI et THAI-2. Les leçons tirées de ces divers essais permettent d'améliorer les modèles intégrés dans les logiciels de simulation utilisés à l'IRSN (dont ASTEC) et de parfaire en conséquence les évaluations que l'IRSN est amené à produire au regard du risque d'explosion d'hydrogène dans l'enclume de confinement des réacteurs, dans les espaces entre enceintes pour les réacteurs de 1 300 MWe et 1 450 MWe, ainsi que dans les bâtiments d'entreposage du combustible (et dans l'installation ITER).



Figure 9.10. Vue de la plateforme REKO. © Forschungszentrum Jülich.

9.3.3. *L'échauffement direct des gaz dans l'enceinte*

L'échauffement direct des gaz de l'enceinte a tout d'abord été étudié expérimentalement et analytiquement par les Américains dans les années 1990 pour les REP des sites de Zion, Surry et Calvert Cliffs. En cas de rupture sous pression de la cuve d'un réacteur, un corium pourrait être éjecté et fragmenté dans le puits de cuve puis les fragments transportés dans l'enceinte de confinement. Les composés métalliques du corium (tels que le zirconium et le fer) s'oxyderaient au contact de la vapeur d'eau et de l'air présents dans l'enceinte, dégageant de la chaleur et produisant une quantité d'hydrogène qui s'ajouterait à celle déjà produite par l'oxydation des gaines au début de l'accident et non recombinaison. L'échauffement des gaz de l'enceinte par rayonnement et convection, et la combustion de l'hydrogène entraîneraient un accroissement brutal de la pression à l'intérieur de l'enceinte, susceptible, selon la masse de corium éjecté et l'hydrogène produit, de menacer son intégrité.

Les études américaines ont permis de conclure que la dispersion du corium et l'amplitude de la surpression en résultant étaient très sensibles à la géométrie du puits de cuve. Des essais à caractère analytique, dans lesquels le corium était simulé par de l'eau et la géométrie étudiée (puits de cuve et chemins de communication avec le volume

libre de l'enceinte) était celle d'un réacteur de 900 MWe, ont été conduits à KAERI en Corée du Sud pour le compte de l'IPSN à la fin des années 1990. Les résultats ont permis d'établir un modèle empirique qui a été intégré dans le logiciel de simulation ASTEC, fournissant la fraction de corium éjectée hors du puits de cuve en fonction des paramètres géométriques et des conditions d'éjection.

Au début des années 2000, l'IRSN a lancé un nouveau programme de recherche en partenariat avec des chercheurs allemands dans l'installation DISCO¹⁴⁴ du centre de Karlsruhe, constituée de deux dispositifs expérimentaux. Le premier était une maquette en plexiglass permettant de visualiser les écoulements, le corium étant simulé par de l'eau, du gallium ou du métal de Wood¹⁴⁵, un alliage à bas point de fusion. Le second permettait de réaliser des expériences plus représentatives, le corium étant représenté par un mélange de 10 kg d'alumine et de fer en fusion, obtenu par une réaction d'oxydo-réduction exothermique, porté à environ 2 700 °C. Plusieurs géométries ont été étudiées dans ces dispositifs : celles d'un EPR, d'un réacteur de type P'4 (1 300 MWe), d'un VVER-1000 et d'un REP allemand KONVOI. Le programme financé par l'IRSN¹⁴⁶ a comporté 60 essais analytiques à basse température et douze essais intégraux à haute température sur une maquette au 1/16^e de l'enceinte de confinement d'un réacteur P'4, représentant la géométrie du puits de cuve, les compartiments en communication avec le puits de cuve et le dôme.

Les résultats expérimentaux ont été analysés à l'aide du logiciel de simulation MC3D (paragraphe 9.3.1). L'analyse a permis d'établir une corrélation donnant la fraction de corium dispersé axialement dans le puits de cuve en fonction de la pression régnant dans la cuve au moment de sa rupture. Un autre enseignement est que l'accroissement de la pression dans l'enceinte provient essentiellement de la combustion de l'hydrogène produit lors de la dispersion du corium et dans une moindre mesure de celui préexistant dans l'enceinte à l'instant de la rupture de la cuve. Le taux de production d'hydrogène après la rupture de la cuve est corrélé à la fraction de corium dispersé axialement dans le dôme.

Ces résultats ont permis d'améliorer sensiblement le modèle d'échauffement direct de l'enceinte du logiciel de simulation ASTEC et de l'appliquer avec une plus grande confiance à la géométrie des REP du parc français.

9.4. *Le rejet de produits radioactifs*

L'amplitude et la nature des rejets de produits radioactifs dépendent de trois principaux processus :

- l'émission des produits radioactifs par le combustible lors de son endommagement,
- le transport de ces produits radioactifs dans les circuits du réacteur,
- leur comportement dans l'enceinte de confinement.

144. *Dispersion of simulated corium.*

145. Le métal de Wood est un alliage eutectique composé de bismuth, de plomb, d'étain et de cadmium. Son point de fusion est d'environ 70 °C.

146. Hormis pour le cas des KONVOI.

La volatilité des produits radioactifs dépend de leur état physique, lui-même déterminé par la nature chimique sous laquelle ils se trouvent. Les réactions chimiques jouent donc un rôle clé, sachant qu'elles interviennent sur une plage de température très étendue (de 50 °C à 3 000 °C) et qu'elles concernent un grand nombre d'éléments : les produits de fission, le combustible et les matériaux de structure du cœur (zirconium, acier, matériaux absorbant les neutrons tels que AIC et/ou carbure de bore, etc.). Ces matériaux libèrent une masse considérable de vapeur et d'aérosols, qui peut être bien supérieure à celle de tous les produits de fission réunis. Ensuite, intervient également la nature des matériaux constitutifs des parois des circuits et de l'enceinte de confinement.

Les recherches menées spécifiquement (expériences analytiques) sur les trois processus précités sont développées dans les paragraphes suivants. Les enseignements tirés, à l'égard de chacun de ces processus, des essais plus globaux (intégraux) du programme Phébus-PF seront ensuite précisés.

Les éléments en référence [18] constituent une synthèse des connaissances acquises sur le rejet de produits radioactifs en cas de fusion accidentelle du cœur.

9.4.1. L'émission des produits radioactifs par le combustible

L'émission de produits de fission par le combustible au cours de son échauffement a été étudiée en France dans les programmes expérimentaux HEVA¹⁴⁷ (8 essais dans les années 1980) et VERCORS¹⁴⁸ (17 essais, de 1989 à 2002), réalisés par le CEA au centre de Grenoble pour le compte de l'IPSN et d'EDF. À peu près à la même époque, des programmes similaires étaient réalisés à l'étranger :

- les essais HI¹⁴⁹ (6 essais) et VI¹⁵⁰ (7 essais) réalisés à l'Oak Ridge National Laboratory (ORNL), États-Unis,
- les essais VEGA¹⁵¹ (10 essais) réalisés par le Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI), Japon,
- les essais AECL-CRL (plus de 300 essais) réalisés par l'Atomic Energy of Canada Limited (AECL), aux Chalk River Laboratories, Canada.

Tous ces essais consistaient à chauffer dans un four des échantillons de combustible ayant séjourné dans un réacteur, à identifier les produits de fission libérés et à mesurer les quantités émises, en utilisant la spectrométrie gamma en ligne et d'autres techniques d'analyse radiochimique sur des prélèvements. Les principaux paramètres étudiés étaient la nature du combustible, son taux de combustion, la présence ou non d'une gaine, la température maximale atteinte au cours de l'essai et la composition du gaz s'écoulant autour du combustible : mélange de vapeur d'eau et d'hydrogène dans des proportions variables, gaz neutres, air.

147. Hélium, vapeur.

148. Vérification réaliste du confinement des réacteurs.

149. *Horizontal Induction.*

150. *Vertical Induction.*

151. *Verification Experiments of radionuclides Gas/Aerosol release.*

En France, les six premiers essais du programme VERCORS (VERCORS-1 à 6) ont été réalisés entre 1989 et 1994 sur des échantillons de combustible d'UO₂ chauffés jusqu'à 2 300 °C. Puis, deux séries d'essais, VERCORS HT (trois essais) et RT¹⁵² (huit essais), suivirent entre 1996 and 2002 à plus haute température, jusqu'à la fusion du combustible. Ces essais mettaient en œuvre des combustibles UO₂ et MOX sous forme de segments de crayon ou de lit de débris. Le dispositif utilisé pour les essais HT comportait en aval du combustible un canal refroidi et instrumenté permettant d'étudier le comportement des produits de fission émis lors de leur transfert dans un circuit primaire, notamment leur dépôt sur les parois.

Les échantillons de combustible consistaient généralement en un segment de crayon contenant trois pastilles et leur gaine, prélevé sur des crayons ayant séjourné plusieurs années dans un réacteur d'EDF. Dans la plupart des essais, ce segment était ré-irradié pendant plusieurs jours dans un réacteur d'essais (réacteur SILOE à Grenoble, puis réacteur OSIRIS du centre de Saclay après l'arrêt du réacteur SILOE) afin de reconstituer l'inventaire de produits de fission à vies courtes, tel que l'iode 131, disparus depuis que le crayon avait été déchargé du cœur du réacteur d'origine.

Ces essais ont permis d'acquérir une base de données expérimentales très précises sur les cinétiques d'émission des produits de fission et des actinides dans différentes configurations. Cette base a servi au développement et à la validation de modèles empiriques implantés dans le logiciel de simulation ASTEC. Un outil de simulation plus sophistiqué, MFPR¹⁵³, fondé sur une description plus détaillée des phénomènes physiques et physico-chimiques, a également été développé par les chercheurs de l'Institut de sûreté nucléaire de l'Académie des sciences de Russie (IBRAE) à Moscou en collaboration avec l'IRSN ; il est utilisé pour analyser les résultats des essais.

Il ressort de tous ces travaux de recherche qu'il est possible de distinguer très schématiquement :

- les produits de fission volatils, tels que les isotopes de krypton (Kr), xénon (Xe), iode (I), césium (Cs), rubidium (Rb), tellure (Te), antimoine (Sb), qui sont quasiment totalement libérés par le combustible dès que celui-ci atteint 2 300 °C ;
- les produits de fission semi-volatils, tels que les isotopes de molybdène (Mo), baryum (Ba), yttrium (Y), rhodium (Rh), palladium (Pd), technétium (Tc), dont le taux d'émission, compris entre 10 et 100 %, dépend fortement du potentiel d'oxygène du fluide s'écoulant le long du combustible étudié¹⁵⁴ ;
- les produits de fission peu volatils, tels que les isotopes de strontium (Sr), niobium (Nb), ruthénium (Ru), lanthane (La), cérium (Ce), europium (Eu), neptunium (Np) et de certains actinides tels que l'uranium (U), généralement émis au maximum à 10 %,

152. *Release of Transuranics.*

153. *Module for Fission Product Release.*

154. Les oxydes de molybdène sont bien plus volatils que le molybdène métal, ce qui explique que de plus grandes quantités sont émises sous vapeur d'eau ; c'est l'inverse pour le baryum dont l'émission de la forme métallique est favorisée sous hydrogène.

avec l'exception notable du ruthénium qui possède une plus grande volatilité lorsque le combustible est exposé à de l'air plutôt qu'à de la vapeur d'eau ;

- les produits de fission non volatils et les actinides, tels que les isotopes de zirconium (Zr), néodyme (Nd) et de plutonium (Pu) pour lesquels aucune émission n'a vraiment été décelée lors des différents essais.

L'installation VERCORS a été démantelée et une nouvelle installation ayant les mêmes fonctionnalités, VERDON, a été construite par le CEA sur le site de Cadarache. L'installation permet d'étudier, en plus du relâchement, le transport et le dépôt des produits de fission dans des tubes à gradient thermique. Des essais avec du combustible MOX et du combustible UO₂ à des taux de combustion élevés, sous mélange d'hydrogène et de vapeur d'eau, ainsi qu'un essai en présence d'air ont été réalisés dans cette nouvelle installation dans le cadre de l'*International Source Term Program* (ISTP, 2005–2013).

L'émission de produits de fission lors du renoyage d'un cœur a été étudiée expérimentalement dans les essais LOFT-FP déjà évoqués au paragraphe 9.1. Ils ont montré un fort relâchement d'espèces volatiles (isotopes de l'iode et du césium) lors de l'emballement de l'oxydation des gaines. Des essais ont également été effectués au début des années 2000 dans le cadre du programme ISTC 1648 conduit par le Scientific Research Institute of Atomic Reactors (NIAR) en Russie, sur des tronçons de crayons irradiés provenant d'un réacteur VVER portés à 1 700 °C.

L'émission de vapeurs et d'aérosols relâchés par les barres de commande contenant un alliage d'argent, d'indium et de cadmium (AIC) a été modélisée grâce aux mesures effectuées dans les années 1990 au cours d'essais spécifiques (essais EMIS¹⁵⁵) réalisés par le CEA à Grenoble pour le compte de l'IPSN sur des échantillons de matériaux portés jusqu'à la fusion. Des échantillons d'AIC ont également été vaporisés lors de certains essais VERCORS (essais EMAIC¹⁵⁶) pour étudier leur influence sur la chimie des produits de fission libérés.

Une fois émis par le cœur, les produits radioactifs et les éléments provenant de la dégradation des structures du cœur subissent un refroidissement rapide. Les vapeurs se condensent, formant des aérosols (phénomène de nucléation homogène), ou se condensent sur des aérosols déjà formés (phénomène de nucléation hétérogène) ainsi que sur les parois du circuit primaire. Les vapeurs de certains produits de fission, tels que le césium et l'iode, peuvent de plus réagir chimiquement avec les matériaux des parois du circuit (Ni, Cr, Fe) et se fixer de manière plus ou moins réversible. En effet, le chauffage de la paroi sous l'effet de la puissance dégagée par les produits de fission ou la diminution des pressions partielles de ces éléments dans le fluide s'écoulant dans le circuit peuvent entraîner une ré-émission de certains des produits de fission déposés.

155. Émission de produits de fission.

156. Émission de l'argent, de l'indium et du cadmium.

9.4.2. *Le transport des produits radioactifs dans les circuits du réacteur*

Les mécanismes régissant le transport – et le dépôt – des aérosols dans un circuit ont fait l'objet de nombreuses études expérimentales et théoriques, souvent d'ailleurs hors du domaine nucléaire. Ces travaux ont permis d'établir des modèles de base qui ont été implantés dans les logiciels de simulation des accidents de fusion du cœur comme ASTEC. Il s'agit de l'agglomération des aérosols contribuant à l'accroissement de leur taille, de la thermophorèse et de la diffusiophorèse¹⁵⁷, phénomènes responsables de dépôts en présence respectivement d'un gradient de température entre le fluide porteur et la paroi ou de condensation du fluide porteur sur la paroi, de sédimentation par gravité ou d'impaction sur une paroi en cas de changement de direction du fluide porteur, de diffusion brownienne ou turbulente, etc.

Des programmes d'essais à caractère analytique ont permis de vérifier ces modèles, notamment les programmes TUBA et TRANSAT réalisés dans les années 1990 par l'IPSN pour étudier la thermophorèse et la diffusiophorèse, le programme DEVAP¹⁵⁸ réalisé à la même époque par le CEA au centre d'études de Grenoble pour le compte de l'IPSN, consistant à mesurer les dépôts par condensation d'iodure et d'hydroxyde de césium injectés dans un tube à gradient thermique contrôlé. Un tel tube présente un profil de température en paroi décroissant entre l'entrée et la sortie, représentatif des conditions thermiques régnant dans le circuit primaire d'un REP accidenté. Au Royaume-Uni, le programme FALCON a également permis d'étudier expérimentalement au début des années 1990 le dépôt de produits de fission simulés (I, Cs) dans des tubes à gradient thermique contrôlé et les interactions entre vapeurs et aérosols.

Les aérosols déposés peuvent être remis en suspension en cas d'accroissement brutal du débit du fluide s'écoulant dans le circuit, par exemple consécutivement à une tentative de renoyage du cœur. Les phénomènes en jeu ont été étudiés expérimentalement au cours des années 1990 dans l'installation STORM du Centre commun de recherche d'Ispra en Italie.

Par ailleurs, des essais ont été effectués dans l'installation ARTIST¹⁵⁹ de PSI, en Suisse, dans le cadre d'un programme international, pour étudier la rétention d'aérosols dans le circuit secondaire d'un générateur de vapeur. Les résultats obtenus ont permis d'évaluer plus précisément les rejets en cas de rupture de tubes d'un générateur de vapeur lors du fonctionnement du réacteur.

Au vu des incertitudes concernant le comportement de l'iode dans le circuit primaire, confirmée lors des essais Phébus-PF (voir plus loin), l'IRSN a construit dans ses laboratoires de Cadarache un dispositif expérimental dénommé CHIP, permettant

157. Déplacement des aérosols induit par la diffusion dans un milieu gazeux des molécules d'eau vers une paroi froide sur laquelle elles se condensent.

158. Dépôt en phase vapeur des produits de fission volatils sur les surfaces des circuits.

159. *Aerosol Trapping in a Steam-Generator.*

d'étudier le comportement de différentes espèces chimiques dans un circuit primaire ; le dispositif est constitué :

- de plusieurs générateurs d'espèces chimiques sous forme de vapeur ou de gaz : mélange d'hydrogène et de vapeur d'eau (H_2/H_2O), simulants de produits de fission très volatils et réactifs tels que diiode (I_2), césium (Cs), molybdène (Mo), produits réactifs présents en grande quantité lors de la fusion du cœur tels que bore (B), argent (Ag), indium (In), cadmium (Cd) provenant de la fusion des barres de commande du réacteur ;
- d'un circuit de chauffe permettant de porter les différents réactifs à une température comprise entre 1 500 °C et 1 600 °C ;
- d'un circuit à gradient thermique contrôlé, réalisé dans le même matériau que le circuit primaire dans lequel sont injectés les réactifs ; ce circuit comporte des dispositifs de prélèvement à haute température (de 500 à 900 °C), et à plus basse température (environ 150 °C) permettant de séparer à ces deux niveaux de température les espèces aérosols et gazeuses d'iode ;
- d'un filtre permettant de récupérer à la sortie du circuit les aérosols formés au cours du refroidissement des réactifs afin de les analyser.

Des essais ont été réalisés par l'IRSN dans le cadre de l'*International Source Term Program* (ISTP, 2005–2015) afin de quantifier les fractions d'iode volatil produites dans le circuit primaire pour des systèmes réactionnels représentatifs des conditions d'un accident de fusion du cœur de réacteur à eau. Une analyse des espèces chimiques constitutives des aérosols collectés dans le filtre permet également de mieux connaître les espèces chimiques de l'iode transportées sous forme condensée. L'analyse de ces résultats permet de mieux comprendre les réactions chimiques impliquées dans la production d'iode volatil et leurs cinétiques, et d'améliorer en parallèle les modèles de transport d'iode dans le logiciel de simulation ASTEC, permettant également de caractériser les rejets radioactifs potentiels en cas d'accident de fusion du cœur.

9.4.3. Le comportement des produits radioactifs dans l'enceinte de confinement

Les aérosols émis dans l'enceinte de confinement sont également soumis à des phénomènes d'agglomération, de dépôt et éventuellement de remise en suspension. Les phénomènes physiques de base sont les mêmes que ceux agissant dans le circuit primaire. Certains composants des aérosols peuvent être hygroscopiques et absorber la vapeur d'eau présente dans l'enceinte de confinement, augmentant leur masse et accélérant leur dépôt par sédimentation. Les phénomènes de dépôt prédominants des aérosols dans l'enceinte de confinement sont la sédimentation et la diffusiophorèse. Par ailleurs, l'aspersion, qui pourrait être utilisée pour refroidir l'atmosphère de l'enceinte de confinement et en abaisser la pression, a la capacité d'accélérer le dépôt des aérosols.

Le phénomène de rabattement des aérosols par l'aspersion a été en particulier étudié à l'IRSN au cours d'un programme d'essais à caractère analytique réalisés dans

l'installation CARAIDAS (de l'IRSN) à Saclay. Ce programme a permis d'étudier et de modéliser la condensation de la vapeur d'eau sur les gouttes d'eau ainsi que son évaporation, la collecte d'aérosols par les gouttes lors de leur chute et l'absorption d'iode gazeux par ces gouttes. Des expériences sur les effets de l'aspersion ont également été effectuées à plus grande échelle dans l'installation TOSQAN déjà citée. Les résultats ont été utilisés pour développer et valider un modèle de dépôt des aérosols implanté dans le logiciel de simulation ASTEC.

Une quantité importante des produits radioactifs libérés par le cœur se retrouve *in fine* dans l'eau des puisards, à la suite de leur rabattement par l'aspersion, du lessivage des parois de l'enceinte par les condensats de vapeur d'eau ou de leur dépôt par sédimentation. Il en résulte un rayonnement radioactif intense dans les puisards. Par ailleurs, la majorité des iodures métalliques (CsI, RbI, CdI₂, InI) sont solubles dans l'eau – à l'exception notable de l'iodure d'argent AgI – et forment des ions I⁻. Sous l'action des produits de radiolyse de l'eau et d'un grand nombre de réactions chimiques radiolytiques et thermiquement activées, les ions iodure I⁻ peuvent être oxydés en iode volatil I₂ qui se dégage alors dans l'atmosphère de l'enceinte. La production d'iode volatil dépend de nombreux paramètres, le plus important étant le pH de l'eau. À pH basique, le taux de production est très faible, suggérant ainsi une contre mesure relativement simple à mettre en œuvre en cas d'accident (ajout de soude). L'eau des puisards contient également des matériaux organiques provenant notamment des peintures immergées. Les réactions de l'iode avec les radicaux organiques peuvent produire des iodures organiques volatils, tels l'iodure de méthyle CH₃I, qui se dégagent également dans l'atmosphère de l'enceinte.

Ces différentes réactions chimiques ont été étudiées en France dans les laboratoires de l'IPSN au cours d'essais à caractère analytique réalisés à l'échelle de l'éprouvette en utilisant un irradiateur γ (programme Iode, fin des années 1980–début des années 1990).

Les émanations d'iode à partir du puisard impliquant également des transferts de masse entre l'eau et l'atmosphère de l'enceinte de confinement, des essais plus globaux ont ensuite été réalisés dans les années 1990 dans l'installation CAIMAN du CEA pour le compte de l'IPSN en partenariat avec EDF. Il s'agissait d'une enceinte de 300 litres, comprenant à sa base un puisard de 25 litres placé dans le champ d'une source de ⁶⁰Co délivrant un débit de dose γ de 10 kGy/h. Des plaques revêtues de peintures de même nature que celles utilisées dans les REP du parc électronucléaire français pouvaient être disposées dans l'eau du puisard et dans l'atmosphère du réservoir. L'eau du puisard pouvait être portée à 90 °C et celle de l'atmosphère à 130 °C. L'iode introduit dans l'eau sous forme soluble était mélangé à un traceur (¹³¹I). Un système de filtres sélectifs, appelé *Maypack*¹⁶⁰, permettait de distinguer les différentes espèces d'iode produites (I₂ et

160. Dispositif de mesure inventé par F.G. May dans les années 1960 dans lequel un gaz prélevé circule successivement à travers une membrane piégeant les aérosols puis deux filtres : un premier filtre constitué d'un *knit-mesh* qui est une tresse argentée qui piège l'iode moléculaire, un second filtre constitué de charbons actifs (imprégnés de potassium) qui absorbe les autres formes d'iode gazeux, dont l'iode organique. La mesure des concentrations déposées dans les différents étages permet d'obtenir le résultat recherché. Des améliorations ont par la suite été apportées par différents chercheurs de l'IRSN, notamment en remplaçant le charbon actif par de la zéolithe et en mesurant en temps réel les dépôts par scrutation γ lorsque l'iode est radioactif.

CH₃I) et leurs formes physiques (aérosols ou gaz) ainsi que d'en mesurer les quantités grâce à un spectromètre γ . Réalisé à l'IPSN en support au programme Phébus-PF dans une enceinte similaire de 10 m³, le programme SISYPHE a également contribué significativement au développement de modèles de transferts de masse des composés iodés en conditions de puisards évaporants.

Ces différents programmes ont permis de mieux comprendre et de modéliser les phénomènes gouvernant la production des espèces d'iode volatil dans les puisards. Ils ont également mis en évidence le rôle des peintures dont le taux d'adsorption de l'iode augmente sensiblement avec la température. La réaction n'est toutefois pas irréversible et une partie de l'iode adsorbé se revolatilise sous une forme organique. Ces recherches ont permis d'acquérir des données sur ce phénomène et d'établir de premières corrélations utilisées dans les logiciels de simulation servant à évaluer les rejets radioactifs potentiels en cas d'accident de fusion du cœur.

Au Canada, une installation pratiquement identique à l'installation CAIMAN, la RTF (*Radioiodine Test Facility*), a été utilisée par l'AECL dans les laboratoires de Chalk River pour réaliser de nombreux programmes expérimentaux relatifs à la production d'iode volatil dans les puisards. Nous citerons en particulier les essais Phébus-RTF, menés dans le cadre du programme international Phébus-PF. Ils ont permis de quantifier les effets liés à la présence d'argent insoluble dans l'eau des puisards, observés lors des premiers essais Phébus-PF, conduisant, lorsque l'argent est en excès, à réduire significativement la concentration des ions I⁻ et par là-même la production d'iode volatil dans les puisards, même lorsque le pH est acide.

Des essais analytiques ont été réalisés dans le cadre de deux programmes internationaux conduits par CNL sous l'égide de l'OCDE/AEN, auxquels la France a participé, les programmes BIP (*Behaviour of Iodine Project, 2007–2011*) et BIP2 (*Behaviour of Iodine Project - Phase 2, 2011–2014*). Ils ont eu pour objectif d'étudier plus en détail la production d'iode organique et d'établir des modèles plus précis que ceux obtenus jusqu'à présent, permettant d'extrapoler avec plus de confiance les résultats obtenus en laboratoire à l'échelle du réacteur.

Au vu des incertitudes sur le comportement de l'iode, l'IRSN a construit dans ses laboratoires de Cadarache une nouvelle installation, EPICUR, pour étudier plus en détail les processus physico-chimiques de production d'iode volatil ; les essais ont été engagés en 2005. L'installation comprend un réservoir de 5 litres pouvant être porté à 120 °C et placé dans le champ de six sources de cobalt 60 délivrant un débit de dose de rayonnement γ moyen de 2,5 kGy/h. L'iode est tracé par de l'iode 131 et un *Maypack* scruté en temps réel par un spectromètre γ permet de mesurer avec précision les cinétiques de production d'iode volatil ainsi que sa nature, iode moléculaire ou organique. Une série de 30 essais ont été réalisés dans le cadre du programme international ISTP (2005–2013) et ont permis d'étudier la formation d'iode organique à partir de surfaces peintes, immergées ou non ; ces essais ont révélé l'importance de la production d'iode organique à partir de surfaces peintes lorsque celles-ci sont dans l'atmosphère du réservoir.

Les essais ont aussi permis d'étudier la formation et la stabilité des oxydes d'iode (IO_x) formés sous rayonnement dans l'atmosphère de l'enceinte. En effet, l'iode présent sous

formes moléculaire et organique dans l'atmosphère de l'enclume peut réagir avec les produits de radiolyse de l'air, ozone et oxydes d'azote, pour former des oxydes et nitroxydes d'iode, non volatils. Ces aérosols sont susceptibles de se déposer dans l'enclume ou dans les filtres en cas d'événement de l'enclume. Des essais préliminaires réalisés en laboratoire en Allemagne (programme PARIS), en support à la compréhension des résultats du programme Phébus-PF, avaient déjà montré l'importance de ces réactions, même pour de faibles concentrations en iode moléculaire. Les mécanismes de formation et de décomposition des IOx font encore l'objet de recherches dans le cadre des programmes OCDE/AEN STEM¹⁶¹ et STEM-2 conduit par l'IRSN en vue de développer les modèles associés.

L'installation EPICUR est également utilisée, notamment dans le cadre du programme OCDE/AEN STEM (2011–2015) pour étudier la stabilité des aérosols d'iode sous rayonnement et pour différents taux d'humidité, l'effet du vieillissement des peintures sur leur capacité à adsorber de l'iode et à relarguer des iodures organiques volatils, et enfin les mécanismes de revolatilisation à long terme de l'iode déposé sur les parois ou dans les média filtrants. L'analyse des résultats permettra de réduire les incertitudes sur la prédiction des rejets potentiels d'iode en cas d'accident de fusion d'un cœur de réacteur.

Au début des années 2000, des essais réalisés par l'IPSN en laboratoire à Saclay (essais RECI¹⁶²) ont montré que l'échauffement de l'air chargé en aérosols passant à l'intérieur des recombineurs d'hydrogène peut entraîner la décomposition des iodures métalliques (typiquement CsI, AgI, InI et CdI₂) déposés sur ces aérosols en formant des composés volatils d'iode, tels que I₂, HOI et HI. Des essais à plus grande échelle, réalisés dans des conditions plus réalistes dans l'installation THAI déjà mentionnée (programme THAI), ont confirmé ce phénomène et permis de mesurer des taux de décomposition de l'ordre de quelques pourcents.

En parallèle à l'ensemble de ces programmes de recherche à caractère analytique, se sont déroulés des programmes mettant en œuvre de grands moyens de recherche. En effet, comme nous l'avons vu, la chimie joue un rôle primordial dans le comportement des produits de fission émis lors de la fusion du cœur et l'évaluation des rejets qui peuvent en résulter. C'est pourquoi il a été jugé essentiel de s'assurer sur des expériences dites intégrales, c'est-à-dire se rapprochant le plus possible de la réalité, que les phénomènes et leurs interactions éventuelles sont bien pris en compte dans les modèles utilisés dans les logiciels de calcul des rejets. Déjà, dans les années 1980 et 1990, les Américains et les Canadiens avaient réalisé des expériences en réacteur mettant en œuvre du combustible irradié (essais PBF, essais LOFT-FP et essais FLHT déjà évoqués), dans lesquelles une instrumentation adaptée permettait d'identifier et de quantifier les produits de fission émis par le combustible. Néanmoins, aucune des expériences ne modélisait l'enclume de confinement. D'autre part, les informations obtenues sur les formes chimiques sous lesquelles les principaux produits de fission (Cs, I) étaient émis étaient très imprécises.

161. *Source Term Evaluation and Mitigation.*

162. *Recombineur et iode.*

9.4.4. Apports du programme international Phébus-PF sur les différents processus intervenant dans le rejet de produits radioactifs

Pour combler ces lacunes, l'IPSN (puis l'IRSN) a conduit le programme Phébus-PF (1988–2012) dans l'installation expérimentale PHEBUS déjà décrit en détail au paragraphe 9.1.

Les principaux enseignements du programme concernant les produits de fission et/ou de la validation des modèles associés sont les suivants [7] :

- les modèles d'émission des produits de fission et des actinides lors de la dégradation du combustible, déduits des essais VERCORS, sont confirmés, excepté pour le baryum relâché en faible quantité, probablement par suite de la formation avec le zirconium d'un composé chimique moins volatil ;
- les modèles de transport et de dépôt des aérosols permettent de reproduire globalement leur comportement observé, aussi bien dans le circuit primaire que dans l'enceinte de confinement ;
- le césium est transporté sous forme de molybdate de césium (CsMoO_3), une espèce moins volatile que la forme hydroxyde de césium (CsOH) qui était communément retenue par les experts et utilisée jusqu'alors dans tous les essais à effets séparés pour étudier le comportement du césium ;
- une fraction de l'iode relâché à la brèche du circuit primaire dans l'enceinte de confinement est gazeuse alors que les calculs de thermodynamique à l'équilibre prévoient que tout l'iode émis par le combustible devrait se trouver sous une forme condensée à 150 °C, l'iodure de césium (CsI) ; le circuit primaire constitue donc une nouvelle source d'iode gazeux dans l'enceinte qui est à prendre en compte dans l'évaluation des rejets ;
- cette fraction de l'ordre de quelques pourcents dans les essais réalisés avec du matériau de barre de commande en alliage argent-indium-cadmium (AIC), atteint près de 100 % dans l'essai où l'AIC a été remplacé par du carbure de bore ;
- même lorsque l'eau des puisards est acide, il y a très peu d'émanation d'iode gazeux depuis le puisard dans les essais réalisés avec de l'AIC, l'argent, comme étudié par la suite lors d'essais à caractère plus analytique, fixant les ions I^- ;
- après une décroissance rapide, les concentrations d'iode volatil dans l'enceinte de confinement se stabilisent au bout de quelques jours autour d'une valeur approximativement identique quel que soit l'essai. Ceci traduit un équilibre entre les différentes réactions chimiques de production et de destruction des formes volatiles de l'iode dans l'enceinte de confinement : réactions dans l'atmosphère de l'enceinte avec les produits de radiolyse de l'air (ozone, oxydes d'azote), transferts entre atmosphère et peintures sur les parois, transferts entre atmosphère et l'eau des puisards, etc.

Le comportement inattendu de l'iode observé lors des essais Phébus-PF (circuit primaire comme source principale d'iode gazeux sur le court terme, concentration invariable à long terme dans l'enceinte) a conduit à réorienter les programmes de recherche étudiant les phénomènes élémentaires (ISTP, STEM, BIP, BIP2, THAI, THAI-2), qui, jusque-là, s'étaient attachés à étudier les réactions radiochimiques et chimiques principalement en phase aqueuse (Iode, CAIMAN, RTF, etc.), l'eau du puisard étant alors considérée comme la seule source de production d'iode volatil. Des recherches à caractère très analytique et théorique ont également été engagées dans le cadre de la constitution d'un laboratoire « sans mur », le C3R, impliquant l'IRSN, le Laboratoire de physico-chimie des processus de combustion et de l'atmosphère (PCZA) de Lille et le CNRS.

9.4.5. *Aspects à explorer*

A) Aspects liés à l'iode et au ruthénium

Dans certaines configurations accidentelles (après percement de la cuve, lors d'un accident alors que le réacteur est à l'arrêt avec la cuve ouverte pour rechargement du combustible, ou lors d'un accident de dénoyage d'une piscine d'entreposage de combustible usé), du combustible pourrait se dégrader en présence d'un mélange de vapeur d'eau et d'air. Les essais canadiens AECL-CRL, déjà mentionnés, ont mis en évidence dans ces conditions un fort relâchement de ruthénium, alors que, sous mélange de vapeur d'eau et d'hydrogène, il est très peu relâché comme nous l'avons vu précédemment. Cet élément présente une forte radiotoxicité, notamment ses deux isotopes ^{103}Ru et ^{106}Ru , dont les périodes radioactives sont respectivement de 39 jours et de 369 jours. L'essai VERDON 2 réalisé en 2012 dans l'installation VERDON du CEA dans le cadre du programme ISTP, sur un combustible MOX irradié à environ 60 GWj/t, a confirmé ce phénomène et permis de mieux le quantifier. Lors de son transport dans les circuits, le ruthénium se transforme en espèces moins volatiles. Toutefois, comme l'ont montré des expériences à caractère analytique réalisées en Hongrie et en Finlande au début des années 2000, du tétraoxyde de ruthénium (RuO_4) sous forme gazeuse, bien qu'instable à température ambiante, pourrait subsister en faible quantité et pourrait s'accumuler dans l'enceinte de confinement d'un réacteur accidenté. Des essais réalisés dans l'installation EPICUR dans le cadre du programme ISTP ont permis d'étudier le comportement sous rayonnement de cet oxyde dans l'enceinte de confinement et de le modéliser.

Les études sur le comportement complexe de l'iode et du ruthénium dans les circuits se sont poursuivies dans le cadre du programme OCDE/AEN STEM jusqu'en 2015 et elles vont continuer avec les programmes MIRE¹⁶³ et STEM-2 au-delà. Si nécessaire, d'autres essais pourraient être réalisés au-delà dans l'installation CHIP pour approfondir l'étude et la modélisation de l'effet des matériaux des barres de commande sur les formes chimiques sous lesquelles l'iode est transporté dans le circuit primaire.

163. Mitigation des rejets à l'environnement en cas d'accident nucléaire.

B) Filtration des rejets dans l'air

Le déroulement de l'accident de Fukushima Daiichi a attiré l'attention sur l'intérêt qu'il y aurait à munir les circuits de dépressurisation des enceintes de confinement de filtres très efficaces, retenant notamment toutes les formes volatiles d'iode (diiode ou I_2 , iodures organiques tels que l'iodure de méthyle [CH_3I]) et ceci dans les conditions d'un accident de fusion du cœur¹⁶⁴ et pour des périodes pouvant s'étendre sur plusieurs jours. Des travaux de recherche effectués récemment au PSI, en Suisse, tendraient à montrer que l'efficacité de piégeage de toutes les formes volatiles d'iode par des solutions aqueuses pourrait être considérablement augmentée en utilisant une combinaison de thiosulfate alcalin et d'amine quaternaire. Par ailleurs, en réponse à l'appel à projets RSNR lancé en 2012 par l'ANR à la suite de l'accident de Fukushima Daiichi, l'IRSN coordonne en partenariat avec EDF, AREVA et des universités (Lille, Marseille, Nancy, Nantes) le programme MIRE (2013–2017) de recherches en vue d'améliorer la rétention de toutes les formes d'iode dans les média filtrants¹⁶⁵. Enfin, le projet de recherche et développement PASSAM (*Passive and Active Systems on Severe Accident source term Mitigation*, 2013–2016), coordonné par l'IRSN et soutenu par la Commission européenne, réunit huit partenaires, dont EDF, pour explorer les améliorations possibles des systèmes de filtration en service et étudier des dispositifs innovants d'une plus grande efficacité.

C) Une parade « voie eau » à explorer

L'IRSN mène des études concernant une enceinte géotechnique comme « parade voie eau » en situation d'accident de fusion du cœur. Dans le cas d'un accident de fusion du cœur d'un réacteur à eau sous pression non équipé d'un récupérateur, les matériaux fondus peuvent entrer directement en contact avec le radier en béton du bâtiment du réacteur. Comme cela a été vu précédemment, l'interaction corium-béton est un sujet d'études et de recherches, visant à préciser les conditions d'érosion et le délai de percement du radier. Il existe un risque, non totalement écarté – bien que fortement réduit depuis qu'EDF a procédé à un épaissement des radiers des deux réacteurs de Fessenheim, jugés critiques – que les matériaux fondus et les eaux des puisards atteignent le sol, des nappes phréatiques, puis la rivière ou la mer la plus proche.

L'IRSN a engagé en 2009 une étude sur la faisabilité et l'efficacité d'une enceinte géotechnique verticale réalisée dans les terrains de fondation des centrales et descendue jusqu'à l'atteinte d'une formation géologique peu perméable, afin de constituer une rétention empêchant les eaux souterraines de s'écouler vers les limites du site. Une telle enceinte géotechnique procurerait un délai de grâce de plusieurs mois à la suite d'un accident de fusion du cœur, puis un moyen pratique de limiter la pollution à l'extérieur du site, par pompage, entreposage et traitement des eaux contaminées confinées à l'intérieur du périmètre de cette enceinte.

164. Par exemple, en supposant également l'indisponibilité des circuits électriques de réchauffage des filtres destinés à éliminer la vapeur d'eau qui sature les sites de piégeage de l'iode sur certains matériaux comme les charbons actifs.

165. Les circuits de dépressurisation des enceintes de confinement des réacteurs du parc électro-nucléaire français sont munis de filtres à sable.

La réalisation d'une telle enceinte géotechnique est peu aisée mais généralement possible pour un réacteur existant. Ceci nécessite toutefois de disposer, à une profondeur accessible dans le sol, d'une couche de matériaux suffisamment étanches (argile, craie compacte, roche peu fissurée, etc.), afin de constituer un volume fermé.

Les investigations menées par l'IRSN l'ont conduit à considérer que la faisabilité d'enceintes géotechniques – en valorisant les enceintes géotechniques existantes réalisées pour les besoins de la construction des installations – était acquise pour l'ensemble des sites du parc électronucléaire, sauf pour celui de Fessenheim qui nécessite des études complémentaires, et que les études hydrogéologiques permettaient de conclure à l'efficacité vraisemblable de tels dispositifs pour la plupart des sites, ceux de Belleville et de Cruas nécessitant toutefois des études spécifiques.

Ce sujet fait l'objet d'échanges avec EDF, dans le cadre de demandes formelles de l'ASN. Il pourrait conduire à terme à des actions de recherche et développement. De son côté, l'IRSN a prévu de mener une réflexion sur la conception (en termes de sûreté et de radioprotection) d'un dispositif de pompage des eaux accumulées dans une enceinte géotechnique lors d'un accident de fusion du cœur.

Références

- [1] N. Rasmussen *et al.*, Reactor Safety Study. An Assessment of Accident Risks in US Commercial Nuclear Power Plants, WASH-1400 (NUREG-75/014), Washington DC, US Nuclear Regulatory Commission, 1975.
- [2] Special Issue on ASTEC, *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 272, 119–298, 2014.
- [3] Major Achievements after 4.5 years of SARNET, *Progress in Nuclear Energy*, Vol. 52, 1, 1–157, 2010.
- [4] ERMSAR 2013 Conference of the SARNET Network, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 74, 1–223, 2014.
- [5] Voir le site de l'OECD/NEA où figurent les rapports NEA/CSNI dans le domaine des accidents de fusion du cœur : <http://www.oecd-nea.org/nsd/docs/>
- [6] Voir le site de l'U.S.NRC où figurent les rapports NUREG dans le domaine des accidents de fusion du cœur : <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/>
- [7] Special Issue. Phebus FP Final Seminar, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 61, November 2013.
- [8] Ability of Current Advanced Codes to Predict In-Vessel Core Melt Progression and Degraded Core Coolability – Benchmark Exercise on Three Mile Island-2 Plant – Final report, NEA/CSNI/R(2015)3.
- [9] Benchmark Study of the Accident of Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant (BASF Project) – Phase 1 Summary Report, NEA/CSNI/R(2015)18.
- [10] OECD Research Programme on Fuel Coolant Interaction. Steam explosion resolution for nuclear applications – SERENA, Final Report, NEA/CSNI/R(2007)11, 7 September 2007.
- [11] OECD/SERENA Project Report. Summary and conclusions, NEA/CSNI/R(2014)15, February 2015.

- [12] State-of-the-art report on containment thermalhydraulics and hydrogen distribution, NEA/CSNI/R(1999)16.
- [13] A. Bentaib, H. J. Allelein *et al.*, International Standard Problem ISP-47 on containment thermalhydraulics, Final Report, NEA/CSNI/R(2007)10.
- [14] OECD/NEA THAI project final report – Hydrogen and fission product issues relevant for containment safety assessment under severe accident conditions, NEA/CSNI/R (2010/3).
- [15] State-of-the-art report on Flame Acceleration and Deflagration-to-Detonation Transition in Nuclear Safety, NEA/CSNI/R(2000)7.
- [16] H. Cheikhcravat, « Étude expérimentale de la combustion de l'hydrogène dans une atmosphère inflammable en présence de gouttes d'eau », thèse de l'Université d'Orléans, septembre 2009.
- [17] A. Bentaib, N. Meynet & A. Blayer, Overview on hydrogen risk R&D activities methodology and open issues, *Nuclear Engineering and Technology*, Vol. 47, 1, 26–32, 2015.
- [18] L.E. Herrantz, T. Haste & T. Kärkelä, Recent advances in Source Term area within the SARNET European Severe Accident Research Network (SARNET2), *Nuclear Engineering and Design*, 288, 56–74, 2015.