

# Chapitre 7

## Enseignements tirés des accidents de Three Mile Island et de Tchernobyl et du programme de recherche Phébus-PF

---

### **7.1. Enseignements tirés de l'accident de Three Mile Island**

#### **7.1.1. Introduction**

Un accident de fusion de cœur s'est produit le 28 mars 1979 dans la deuxième tranche de la centrale de Three Mile Island (TMI-2, réacteur de 800 MWe conçu par Babcock et Wilcox) près de Harrisburg en Pennsylvanie aux États-Unis<sup>1</sup> (figure 7.1). Cet accident que l'on pensait totalement improbable a eu un retentissement considérable dans le monde et, pour les acteurs du nucléaire, il a entraîné une soudaine prise de conscience [1–7] : les risques associés au fonctionnement des réacteurs nucléaires de production d'électricité devaient être reconsidérés en profondeur.

- 
1. Le réacteur de TMI-2 est similaire dans ses grands principes aux réacteurs à eau sous pression (REP) en exploitation en France (figure 7.1). Cependant, il est différent des REP français sur deux points significatifs pour le fonctionnement et la sûreté de l'installation : il ne comportait que deux boucles de refroidissement du cœur, alors que les REP français sont équipés de trois ou quatre boucles (§ 2.3.2.2) et les générateurs de vapeur étaient des échangeurs à tubes droits à circulation à contre-courant alors que les générateurs de vapeur des REP français comportent des tubes en épingle. En cas d'interruption de son alimentation en eau, un générateur à tubes droits s'assèche en deux minutes, alors que l'assèchement d'un générateur avec des tubes en épingle prend environ 10 minutes.

En effet, il n'avait jamais été auparavant réellement envisagé que le cœur d'un réacteur puisse fondre. La rapidité avec laquelle cette fusion s'est produite a également surpris. Après l'accident, lorsque l'observation du cœur dégradé est devenue possible, on s'est rendu compte que près de la moitié du cœur avait fondu et qu'environ 20 tonnes de matériaux en fusion, provenant de cette dégradation, avaient atteint le fond de la cuve du réacteur. On peut alors s'interroger sur ce qui se serait passé si les opérateurs n'avaient pas fini par fermer la brèche qui s'était produite dans le circuit primaire et recouvrir le cœur avec de l'eau au cours de l'accident ou si une plus grande quantité de matériaux en fusion s'était finalement accumulée sur le fond de la cuve. En effet, celle-ci aurait pu céder et permettre le transfert de matériaux en fusion dans l'enceinte de confinement du réacteur, ce qui aurait engendré des interactions entre ces matériaux et le béton de l'enceinte avec, à terme, le risque d'un relâchement important de produits radioactifs dans l'environnement par mise en pression ou par percement du radier de l'enceinte de confinement<sup>2</sup>.

Toutes ces incertitudes et questions soulevées par l'accident de Three Mile Island ont donné lieu dans le domaine du nucléaire à un travail d'analyse de grande ampleur, à de très nombreux échanges internationaux et, globalement, à un réexamen des risques et de l'approche de sûreté des réacteurs nucléaires [3-7].

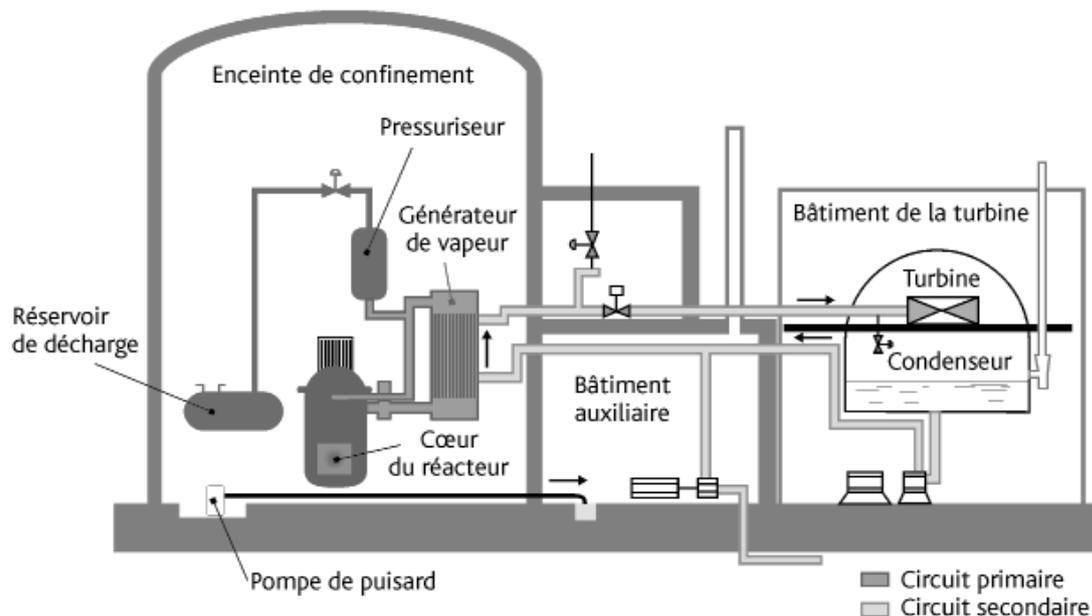


Figure 7.1. Schéma de la centrale de Three Mile Island.

Le déroulement et l'analyse physique de l'accident, à laquelle des experts de nombreux pays ont participé, sont présentés de manière synthétique dans les paragraphes qui suivent. L'analyse s'est appuyée sur l'interprétation des données enregistrées par l'instrumentation

2. En 2011, l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi au Japon a montré que des agressions externes (séisme suivi d'un tsunami d'une ampleur dépassant largement le tsunami considéré pour le dimensionnement des installations) étaient susceptibles de conduire à un accident de fusion du cœur ; cet accident a malheureusement conduit à la fusion du combustible et probablement à la défaillance de la cuve et du confinement dans trois des réacteurs de la centrale, ainsi qu'à des rejets importants de substances radioactives dans l'environnement [12].

de la centrale au cours de l'accident, sur la connaissance de l'état de dégradation final du cœur observé après ouverture, fin 1984, plus de cinq ans après l'accident, du couvercle de la cuve du réacteur, sur l'extraction et l'examen en laboratoires chauds de débris du cœur et sur la reconstitution par le calcul d'éléments du scénario accidentel. La collaboration des spécialistes de différents pays a ainsi permis de reconstituer en grande partie le déroulement de l'accident et plus particulièrement la thermohydraulique dans le cœur et les circuits au cours de l'accident ainsi que les étapes de la dégradation du cœur [6, 8, 9].

Sont également présentés à la fin du paragraphe 7.1 les conséquences et les enseignements tirés de l'accident, enseignements qui ont marqué un tournant majeur dans l'évolution de l'approche de sûreté des réacteurs nucléaires dans le monde.

### **7.1.2. Déroulement de l'accident et dégradation du cœur**

L'événement initiateur de l'accident a été un incident d'exploitation relativement banal : la défaillance de l'alimentation normale en eau des générateurs de vapeur alors que le réacteur fonctionnait à sa puissance nominale. Cette défaillance a sans doute été provoquée par une erreur faite lors de travaux de maintenance portant sur des circuits auxiliaires du réacteur. La perte soudaine de l'évacuation de la chaleur par les générateurs de vapeur a entraîné en quelques secondes, du fait de la faible inertie des générateurs de vapeur de cette conception, une augmentation de la température de la branche froide et de la pression dans le circuit primaire.

Comme cela était prévu dans cette situation, la vanne de décharge du circuit primaire, située au sommet du pressuriseur, s'est ouverte afin de faire décroître la pression dans ce circuit en déchargeant son fluide de refroidissement dans le réservoir de décharge du pressuriseur situé dans l'enceinte de confinement. L'incident a aussi très rapidement entraîné l'arrêt automatique du réacteur. Jusqu'à cet arrêt, les automatismes ont fonctionné comme prévu.

Deux défaillances vont alors intervenir et déterminer l'évolution de la situation. Première défaillance, la vanne de décharge du pressuriseur ne s'est pas refermée automatiquement lorsque la pression du circuit primaire eut suffisamment décru. Le fluide primaire a donc continué de se décharger dans le réservoir de décharge puis dans l'enceinte de confinement par le trop-plein du réservoir une fois celui-ci rempli, ce qui correspond à une brèche primaire. Deuxième défaillance, le circuit d'alimentation de secours des générateurs de vapeur n'a pas pu prendre le relais du circuit d'alimentation normale car des vannes du circuit de secours, qui auraient dû être ouvertes, étaient en fait fermées (elles avaient été fermées lors d'un essai réglementaire réalisé quelques jours auparavant). L'assèchement des générateurs de vapeur du côté secondaire s'est alors produit en quelques minutes, entraînant la perte du refroidissement du circuit primaire par les générateurs de vapeur.

La première défaillance a été lourde de conséquences car les opérateurs présents en salle de conduite n'ont pas compris que la vanne du pressuriseur était restée ouverte ; pendant plus de deux heures, environ 60 t/h de fluide primaire se sont déversées dans l'enceinte de confinement (pour un inventaire initial du circuit primaire de 200 t). Le blocage de la vanne n'a pas été diagnostiqué rapidement car les opérateurs ne disposaient pas en salle de conduite d'indicateur de la position réelle de la vanne, mais seulement

d'un voyant qui leur indiquait en l'occurrence que l'ordre de fermeture avait été envoyé. Ils ne pouvaient donc pas savoir si la fermeture avait réellement été réalisée.

La deuxième défaillance n'a peut-être pas eu une influence importante sur le déroulement de l'accident. Cependant, durant près de 25 minutes, l'attention des opérateurs a largement été polarisée par le rétablissement de conditions stabilisées de refroidissement du côté secondaire, ce qui explique sans doute en partie pourquoi les premières phases critiques, du côté du circuit primaire, n'ont pas été analysées correctement.

Le déroulement de l'accident peut être décrit en plusieurs phases à partir de l'événement initiateur, comme proposé dans des publications antérieures [6, 8, 9].

### ► Phase 1 de l'accident : perte de réfrigérant primaire (durée estimée 100 minutes)

La vanne de décharge du pressuriseur étant restée ouverte, la pression du circuit primaire a continué de décroître. À l'atteinte d'une valeur de 110 bars environ, deux minutes après le début de l'accident, l'injection de sécurité à haute pression a démarré automatiquement et de l'eau froide a donc été injectée dans le circuit primaire. Les opérateurs suivent alors la régulation de la pression dans le circuit primaire en surveillant la mesure du niveau d'eau dans le pressuriseur. En fonctionnement normal, avec une vanne de décharge fermée étanche, la partie supérieure du pressuriseur est en effet occupée par un petit volume de vapeur d'eau qui fixe la pression régnant dans le circuit primaire. Une consigne indique aux opérateurs de veiller à ce que ce volume de vapeur d'eau, et donc le niveau d'eau dans le pressuriseur, varie peu, ce qui est un gage de stabilité de la pression dans le circuit primaire. Or, la vanne de décharge étant ouverte, un mélange diphasique d'eau et de vapeur s'échappait par la brèche. Le niveau d'eau apparent dans le pressuriseur, mesuré à partir de la différence de pression statique entre le haut et le bas du pressuriseur (poids de la colonne d'eau tassée), a donc semblé monter rapidement compte tenu de la forte proportion d'eau liquide dans le mélange sortant par la vanne de décharge. Croyant la vanne de décharge fermée, les opérateurs ont attribué la montée du niveau d'eau dans le pressuriseur à l'apport d'eau par l'injection de sécurité et supposé que cette montée du niveau d'eau allait s'accompagner d'une remontée de la pression dans le circuit primaire. Cinq minutes après le début de l'accident, ils prennent la décision, qui sera lourde de conséquences, d'arrêter manuellement l'injection de sécurité à haute pression. Dès lors, il existe une brèche ouverte dans la deuxième barrière de confinement et le refroidissement de secours est inopérant.

À partir de cet instant, l'eau qui continue de sortir par la vanne de décharge du pressuriseur n'est plus remplacée dans le circuit primaire ; l'apport d'eau par le système de contrôle chimique et volumétrique n'est pas suffisant. Environ 16 minutes après le début de l'accident, le volume de fluide primaire perdu par la brèche et la baisse de pression sont tels que de la vapeur commence à se former dans le circuit primaire.

Le circuit primaire véhicule alors un mélange d'eau et de vapeur, avec une fraction de vapeur qui augmente avec le temps. Malgré un certain nombre d'indications (augmentation du flux neutronique dans le cœur, vibrations des pompes primaires, augmentation du niveau d'eau dans le réservoir de décharge du pressuriseur, pression et température

élevées dans l'enceinte de confinement) et d'alarmes qui auraient pu alerter les opérateurs sur l'état du circuit primaire, son fonctionnement sera maintenu dans ces conditions pendant plus d'une heure. La chaleur produite par la puissance résiduelle du cœur sera évacuée, d'une part par les générateurs de vapeur – les opérateurs ont pu remettre en service l'alimentation de secours des générateurs de vapeur, ce qui a retenu toute leur attention – d'autre part par l'eau et la vapeur qui se déchargent dans l'enceinte de confinement par la vanne ouverte de décharge du pressuriseur (mais cela, les opérateurs ne le savent pas).

Respectivement 73 minutes, puis 100 minutes après le début de l'accident, les pompes des deux boucles du circuit primaire sont arrêtées. Compte tenu des paramètres mesurés dans l'enceinte (pression et température entre autres), les opérateurs suspectent alors une fuite de ce circuit au niveau des générateurs de vapeur. Ils comptent alors sur un refroidissement du cœur par convection naturelle.

► **Phase 2 de l'accident : circuits de refroidissement primaire et d'injection de sécurité à haute pression arrêtés, échauffement du cœur (durée de 100 à 174 minutes)**

L'arrêt des pompes du circuit primaire a entraîné la séparation des phases vapeur et eau dans ce circuit et la création d'un volume de vapeur en partie haute de la cuve du réacteur. Tel qu'il a pu être estimé *a posteriori*, le niveau d'eau était alors au voisinage du sommet du cœur.

Le réacteur n'est donc plus refroidi que par l'eau provenant du système de contrôle chimique et volumétrique. Cet apport d'eau ne permet pas de compenser la perte d'eau par la vanne de décharge du pressuriseur. Cette perte d'eau entraîne une baisse du niveau d'eau dans le cœur. On a estimé *a posteriori* que, 112 minutes après le début de l'accident, le niveau d'eau avait atteint le sommet des crayons combustibles du cœur. Cet instant marque donc le début du dénoyage des crayons combustibles qui, insuffisamment refroidis, s'échauffent.

Entre 130 et 140 minutes après le début de l'accident, les parties supérieures des crayons combustibles sont suffisamment échauffées (température de 800 °C environ) pour provoquer le ballonnement et la rupture de leurs gaines en zircaloy, ainsi que le relâchement de produits de fission gazeux dans l'enceinte de confinement *via* la brèche dans le circuit primaire (l'alarme « débit de dose élevé » dans l'enceinte s'est déclenchée à 134 minutes). À ce moment là, les opérateurs ne peuvent plus ignorer que la situation est sérieuse.

142 minutes après le début de l'accident, la fuite par la vanne de décharge du pressuriseur est enfin diagnostiquée. Une vanne d'isolement placée en amont est fermée par les opérateurs, ce qui élimine la brèche du circuit primaire ; la deuxième barrière est donc rétablie. Cependant, selon les évaluations faites *a posteriori*, à cet instant, la moitié des crayons combustibles était dénoyée et il était alors trop tard pour éviter leur dégradation.

Jusqu'à 174 minutes après le début de l'accident, aucun moyen en dehors du circuit de contrôle chimique et volumétrique ne sera mis en œuvre pour refroidir le cœur (circuit primaire et circuit d'injection de sécurité à l'arrêt). Sous l'effet de la réaction exothermique d'oxydation du zircaloy par la vapeur d'eau (§ 4.3.1.2 et § 5.1.1.2), il continue à s'échauffer,

ce qui provoque une production supplémentaire de vapeur d'eau et l'augmentation de la pression dans le circuit primaire, ce dernier étant désormais étanche après la fermeture du circuit de décharge du pressuriseur. Le niveau d'eau dans le cœur continue à baisser jusqu'à ne plus couvrir qu'un mètre sur les 3,6 mètres de hauteur des crayons combustibles.

Avec l'abaissement progressif du niveau d'eau, l'échauffement de la partie non couverte des gaines conduit d'abord à la rupture de gaines, puis à leur oxydation notable, enfin aux premières coulées de matériaux métalliques par la formation de mélanges eutectiques. Des eutectiques Fe-Zr, Ni-Zr, Ag-Zr peuvent en effet se former à des températures inférieures de plusieurs centaines de degrés à la température de fusion du zircaloy (voir le § 4.3.1.2 et la figure 4.3). Le premier liquide formé a été très probablement l'eutectique Ni-Zr entre le zircaloy des gaines des crayons et l'inconel des grilles d'espacement dans la partie centrale du cœur. Ensuite, vers 1 400 °C, en même temps qu'une oxydation énergétique, la fusion des gaines des barres de commande a permis la coulée du mélange argent-indium. L'acier inoxydable du gainage des barres de commande peut aussi avoir été attaqué vers 1 300 °C par interaction avec l'eutectique nickel-zirconium.

Lorsque les matériaux fondus ont atteint l'interface eau-vapeur, ils se sont solidifiés au contact de l'eau, ce qui a conduit à la formation d'une croûte sur l'axe du cœur, appelée dans la suite croûte inférieure (figure 7.2). Cette croûte est restée en place jusqu'à la fin de l'accident et des échantillons ont pu être prélevés et analysés après l'enlèvement du couvercle de la cuve. Ces analyses ont montré qu'elle était constituée d'alliages métalliques entre Zr, Ag, In, Fe et Ni enrobant des colonnes de pastilles de combustible.

La forme de bol de la croûte inférieure peut s'expliquer par l'évolution des conditions de refroidissement du cœur : le blocage central de l'écoulement par la croûte en formation a dévié la vapeur vers la périphérie d'où une augmentation progressive du refroidissement en périphérie si bien que les alliages métalliques fondus s'y sont resolidifiés à des niveaux bien supérieurs au niveau de l'eau dans le cœur.

Dans les parties supérieures du cœur, la poursuite de l'oxydation du zircaloy par la vapeur, très exothermique, a conduit à atteindre localement la température de fusion du zircaloy (de 1 800 °C à 1 950 °C selon sa teneur en oxygène). En coulant, le zircaloy a pu dissoudre l'oxyde d'uranium des pastilles de combustible pour former un composé bimétallique (U, Zr, O). De même, l'oxydation du zircaloy a pu conduire à la dégradation des crayons combustibles, entraînant la chute de morceaux de pastilles de combustible solides. Ce processus de dégradation est supposé avoir progressé vers la périphérie du cœur jusqu'à 174 minutes après le début de l'accident.

La croûte inférieure constitue alors un creuset qui collecte des composés sous forme métallique ou sous forme d'oxydes ; il s'agit probablement de débris solides et de matériaux fondus, dont la température moyenne est à cet instant entre 2 300 °C et 2 500 °C.

Tandis que la croûte inférieure est refroidie par la vapeur d'eau par convection et rayonnement vers la surface libre de l'eau, les matériaux collectés dans la croûte sont mal refroidis et s'échauffent progressivement jusqu'à fondre au centre. L'état du cœur dégradé à 174 minutes est schématisé sur la figure 7.3 :

- en partie basse du cœur, les crayons combustibles sont intacts sur une hauteur d'environ un mètre ;

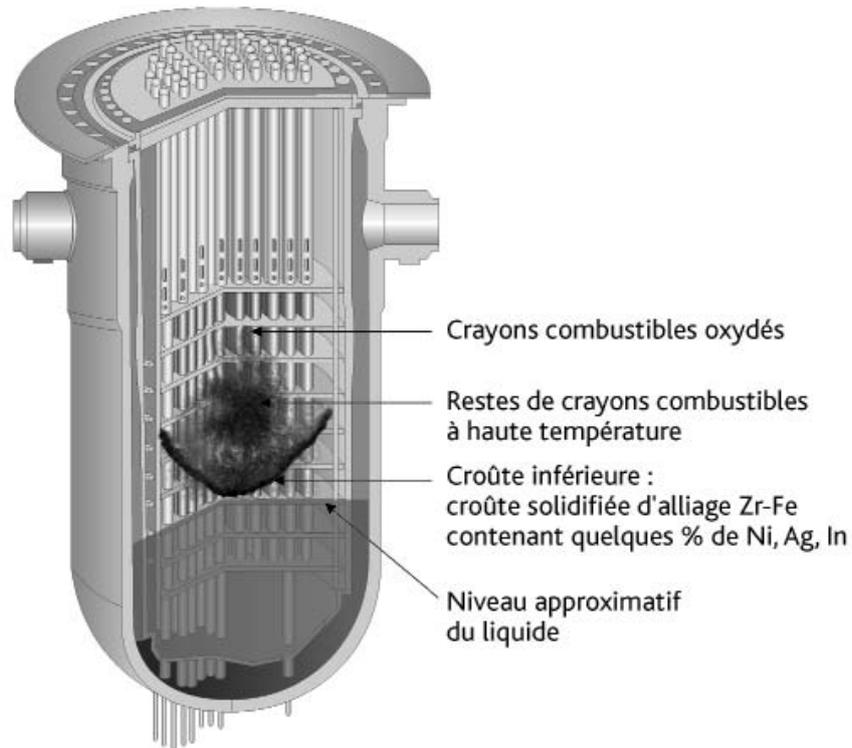


Figure 7.2. État supposé du cœur après la formation de la croûte inférieure.

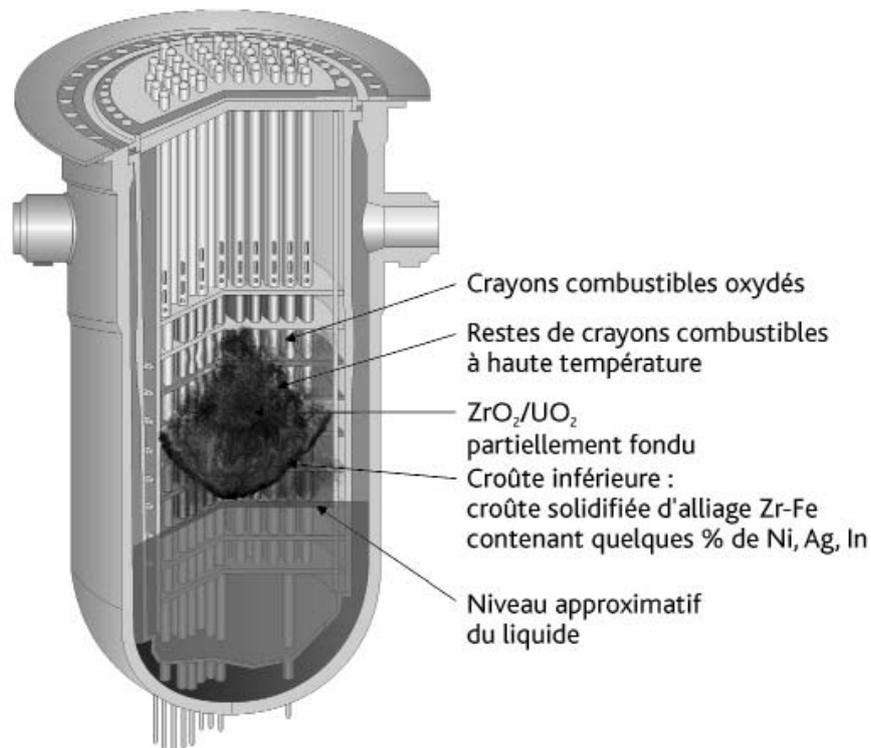


Figure 7.3. État supposé du cœur 174 minutes après le début de l'accident.

- une croûte étanche en forme de bol, constituée de matériaux resolidifiés, s'est formée au-dessus de ces crayons intacts ;
- le creuset ainsi formé contient un mélange de débris solides et, dans sa partie centrale, un bain de matériaux fondus ;
- dans la partie supérieure du cœur, les gaines des crayons combustibles sont très oxydées, mais la majeure partie des crayons est encore en place.

### ► Phase 3 de l'accident : renoyage partiel du cœur – formation d'un lit de débris (entre 174 et 180 minutes)

174 minutes après le début de l'accident, les opérateurs remettent en route la pompe primaire d'une des boucles de refroidissement pour essayer de rétablir une circulation du fluide primaire. 28 m<sup>3</sup> d'eau sont alors introduits dans la cuve en 6 minutes. C'est l'apport de réfrigérant le plus significatif depuis l'arrêt des pompes primaires 100 minutes après le début de l'accident.

Il en résulte une rapide montée en pression du circuit primaire, liée à la vaporisation de l'eau au contact des éléments surchauffés du cœur, à l'oxydation rapide du zircaloy métallique non encore oxydé restant dans la moitié supérieure du cœur et probablement à la dégradation des échanges thermiques dans les générateurs de vapeur du fait de l'hydrogène produit par l'oxydation du zircaloy.

Cet envoi d'eau dans le cœur a probablement arrêté le développement du bain de corium au-dessus de la croûte. Cependant, les contraintes thermomécaniques résultant

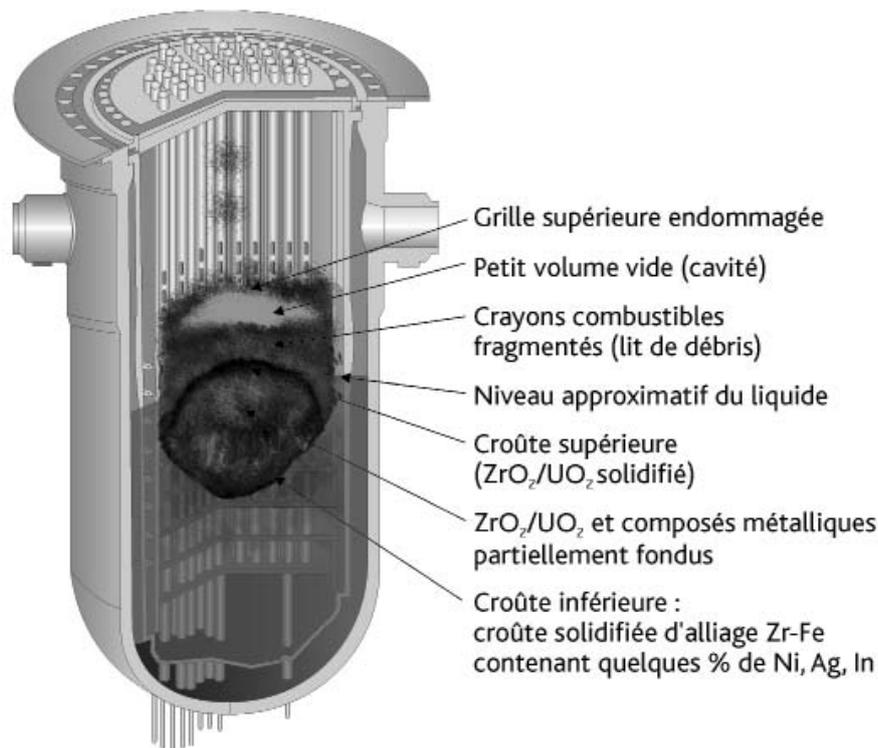


Figure 7.4. État supposé du cœur lors de la phase 3 de l'accident.

de la trempe partielle des restes de crayons oxydés dans la partie supérieure du cœur ont conduit à la fragmentation des gaines oxydées et des pastilles de combustible qui ont alors formé un lit de débris dans la partie supérieure du cœur (figure 7.4). Les observations et analyses réalisées *a posteriori* ont montré que le lit de débris était constitué de plusieurs tonnes de débris compacts.

La pompe primaire est arrêtée par les opérateurs 6 minutes après son redémarrage car la pression monte brutalement dans le circuit primaire.

#### ► Phase 4 de l'accident : échauffement du lit de débris – développement du bain de corium (entre 180 et 200 minutes)

La montée brutale de la pression dans le circuit primaire associée à l'envoi d'eau dans le cœur a conduit les opérateurs à réouvrir la vanne d'isolement du circuit de décharge du pressuriseur. Cette ouverture a entraîné le déclenchement d'alarmes de radioactivité, y compris hors du bâtiment du réacteur. À ce moment-là, les deux premières barrières de confinement sont « rompues » et l'isolement de la troisième et dernière barrière de confinement (l'enceinte du réacteur) n'est toujours pas effectué.

Le déclenchement d'alarmes hors du bâtiment du réacteur était dû au transfert automatique, en l'absence d'isolement de l'enceinte de confinement, de liquide contaminé provenant des puisards de l'enceinte dans des réservoirs de stockage situés dans un bâtiment auxiliaire non étanche. Ces réservoirs vont eux-mêmes déborder et du liquide contaminé va se répandre dans le bâtiment auxiliaire, conduisant à des rejets vers l'extérieur de l'installation.

La situation d'urgence est déclarée 200 minutes après le début de l'accident et conduit à l'isolement de l'enceinte de confinement, interrompant le transfert de radioactivité vers le bâtiment auxiliaire.

D'après la reconstitution de l'accident réalisée *a posteriori*, la quantité d'eau dans la cuve du réacteur a décru pendant la phase 4 par ébullition et vaporisation de l'eau sous l'effet de la puissance résiduelle ; 200 minutes après le début de l'accident, le niveau d'eau dans le cœur n'est plus que de l'ordre de 2 m.

Entre 180 et 200 minutes, le débit d'eau de refroidissement est faible. Le lit de débris n'est pas refroidi à cœur du fait de sa masse, de sa faible perméabilité, de la puissance résiduelle dégagée en son sein et de la présence de la croûte inférieure qui entrave la circulation du fluide de refroidissement. Le lit de débris s'échauffe donc au voisinage du bain de corium et ce dernier se propage vers le haut du cœur par fusion progressive des débris.

#### ► Phase 5 de l'accident : renoyage total du cœur – poursuite du développement du bain de corium (entre 200 et 224 minutes)

200 minutes après le début de l'accident, les opérateurs remettent en route le système d'injection de sécurité à haute pression pendant 17 minutes. L'analyse *a posteriori*

des données recueillies sur les températures et les pressions dans le circuit primaire indique que la cuve était remplie d'eau 7 minutes après le redémarrage de ce système.

Il est estimé qu'au cours du remplissage par l'eau de la cuve, l'eau a pu pénétrer dans le lit de débris supérieur, le refroidir et le remouiller. Cependant, le bain de corium a continué de s'échauffer. La remise en service de l'injection de sécurité à haute pression, entre 200 et 217 minutes après le début de l'accident, est intervenue alors que la taille du bain de corium était déjà trop grande pour permettre son refroidissement. On estime qu'à 224 minutes, la quasi-totalité des débris compactés dans le creuset constitué par la croûte inférieure étaient fondus (figure 7.5).

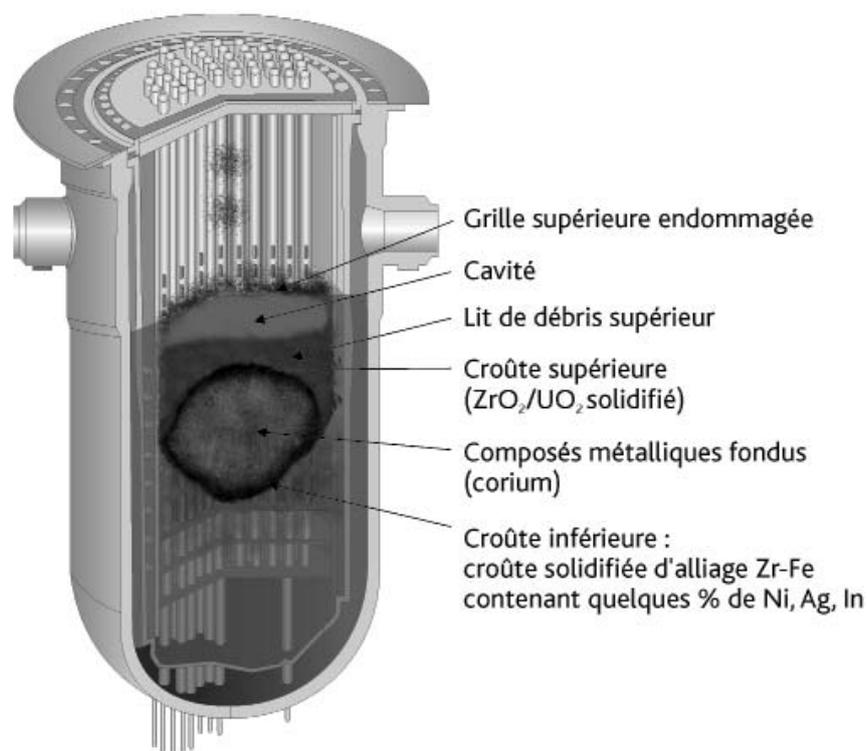


Figure 7.5. État supposé du cœur à la fin de la phase 5 de l'accident.

### ► Phase 6 de l'accident : mouvement de matériaux du cœur vers le *plenum* inférieur de la cuve (entre 224 et 226 minutes)

224 minutes après le début de l'accident, alors que les opérateurs sont mobilisés par le refroidissement du cœur qu'ils ne supposent pas fortement endommagé, un certain nombre de mesures suggèrent que des mouvements de combustible se produisent dans le cœur. Ce n'est que bien plus tard, après l'examen du *plenum* inférieur de la cuve, que l'on pourra reconstituer les événements qui se sont produits à cet instant. En fait, la croûte a fini par se rompre latéralement et 20 tonnes de matériaux fondus se sont écoulées jusqu'au fond de la cuve, détruisant au passage les structures internes situées en périphérie du cœur (figure 7.6).

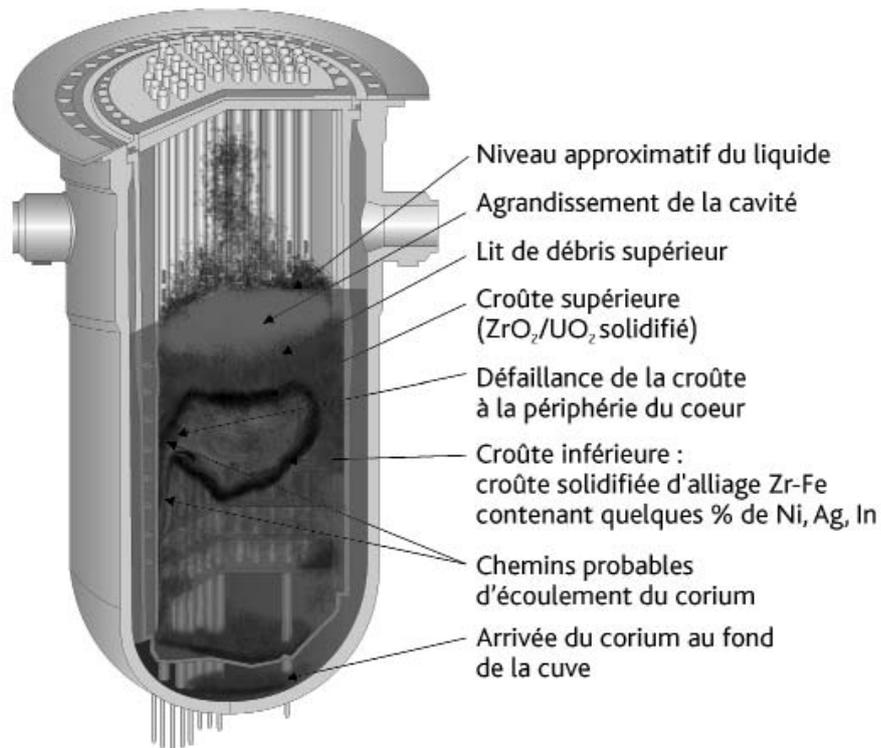


Figure 7.6. État supposé du cœur après la coulée des matériaux fondus (phase 6 de l'accident).

Le mécanisme de rupture de la croûte n'est pas connu avec certitude. Certains auteurs ont mis en avant la compression du bain de corium sous le poids du lit de débris supérieur, d'autres le chargement mécanique de la croûte dû à une dépressurisation partielle du circuit primaire qui se serait produite entre 220 et 224 minutes après l'arrêt de l'injection de sécurité à haute pression.

La coulée de matériaux fondus au fond de la cuve, alors que celle-ci était pratiquement pleine d'eau, aurait théoriquement pu conduire à une violente explosion de vapeur (§ 5.2.3). Il est important de noter que rien dans les enregistrements de données ou dans l'état du cœur constaté après l'accident, ne suggère qu'un phénomène mécanique brutal et rapide ait pu se produire lors de la coulée des 20 tonnes de matériaux fondus dans le *plenum* inférieur. Une explication possible est que la durée relativement importante de la coulée de matériaux fondus (de l'ordre de la minute) n'a pas favorisé leur mélange avec le réfrigérant.

L'eau présente dans la cuve du réacteur a finalement permis de solidifier et de refroidir en quelques heures les matériaux fondus. Le fond de la cuve du réacteur a résisté, malgré la coulée de matériaux fondus. Une explication possible, déjà mentionnée au paragraphe 5.1.3.1, est l'existence d'un jeu entre le corium fondu et la paroi de la cuve qui aurait permis une circulation d'eau ou de vapeur et une réduction des échanges de chaleur entre les matériaux fondus et le fond de la cuve.

### ► Fin de l'accident : rétablissement d'un refroidissement stable (16 h après le début de l'accident)

Pendant les phases 3 et 5 de l'accident, des tentatives de remise en route du refroidissement primaire ont été faites par les opérateurs. Celles-ci ont été gênées par la grande quantité d'hydrogène incondensable, provenant de l'oxydation des gaines en zircaloy ou d'autres matériaux du cœur, qui se trouvait dans le circuit primaire. Néanmoins, ces actions ont permis de refroidir le cœur dégradé, l'hydrogène étant évacué par ouverture du circuit de décharge du pressuriseur ; l'hydrogène et des produits radioactifs se sont répandus de ce fait dans l'enceinte de confinement.

De l'hydrogène s'est alors accumulé dans l'enceinte de confinement ; 9 h 30 environ après le début de l'accident, une combustion d'hydrogène s'est produite. Il a été montré que la concentration molaire d'hydrogène dans l'enceinte était à ce moment-là légèrement inférieure à 8 %, avec une faible quantité de vapeur d'eau (de l'ordre de 3,5 %). Cette combustion a entraîné un pic de pression de 2 bars dans l'enceinte (dimensionnée pour résister à une pression de 5 bars). L'enceinte n'a subi aucun dommage, mais lorsqu'on y entrera quelques mois plus tard, il sera constaté que certaines parties des structures internes avaient été endommagées par le feu et la pression.

11 h 08 minutes après le début de l'accident, la vanne d'isolement du circuit de décharge du pressuriseur est définitivement refermée mettant fin aux transferts de contamination dans l'enceinte de confinement.

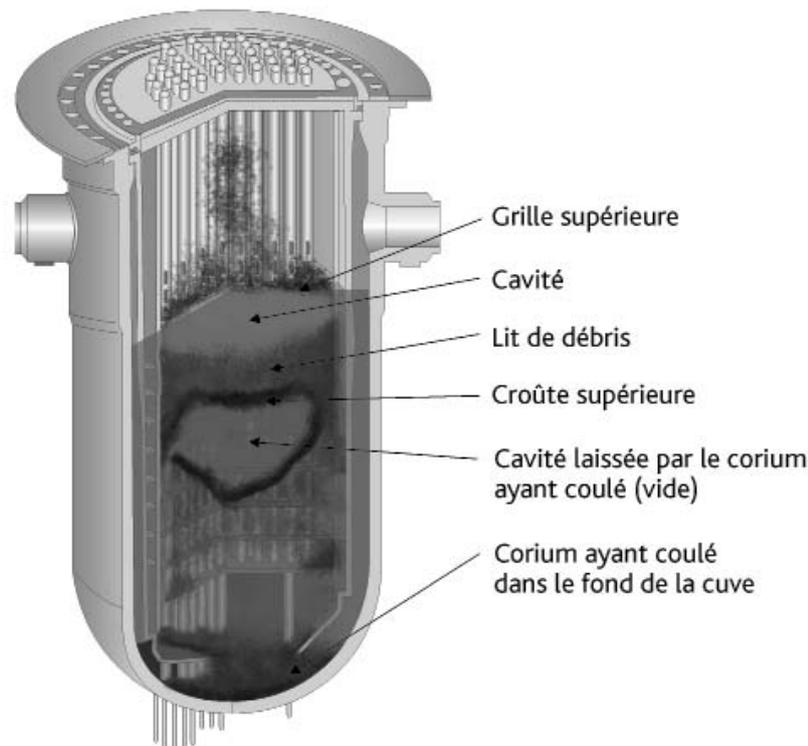


Figure 7.7. État final du cœur.

13 h 23 après le début de l'accident, l'injection de sécurité est redémarrée pour remplir le circuit primaire.

15 h après le début de l'accident, la quantité d'eau dans le circuit primaire est suffisante pour que la circulation du fluide primaire puisse reprendre. Les pompes primaires sont redémarrées à partir de 15 h 49 après le début de l'accident. Un refroidissement normal et stabilisé est ainsi obtenu environ 16 h après le début de l'accident. Un jour après le début de l'accident, les pompes primaires seront de nouveau arrêtées ; le débit de circulation naturelle entre la cuve du réacteur et les générateurs de vapeur étant devenu suffisant pour évacuer la puissance résiduelle du cœur.

L'état final du cœur est représenté sur la figure 7.7.

### **7.1.3. Conséquences de l'accident sur l'environnement et la santé du public**

Comme indiqué dans ce qui précède, les dégâts internes à la centrale ont été considérables : près de la moitié du combustible a fondu, près de la moitié des produits de fission gazeux et volatils (krypton, xénon, iode et césium) sont passés dans l'eau du circuit primaire, dont la radioactivité volumique a atteint  $2,96 \cdot 10^{16}$  Bq par  $m^3$ . Plus de 2 000  $m^3$  de cette eau radioactive se sont répandus dans l'enceinte par la brèche du circuit primaire.

Malgré la fusion partielle du cœur du réacteur et l'important relâchement de produits radioactifs dans l'enceinte de confinement, les conséquences radiologiques immédiates dans l'environnement ont été minimales [1, 2]. L'enceinte de confinement a en effet rempli son rôle. Les faibles rejets qui ont eu lieu dans l'environnement ont été causés, en l'absence d'isolement de l'enceinte de confinement, par le transfert dans un bâtiment auxiliaire non étanche de liquide contaminé provenant des puisards de l'enceinte.

Dans la conception de l'installation de Three Mile Island, la mise en service de l'injection de sécurité ne provoquait pas automatiquement l'isolement de l'enceinte de confinement, c'est-à-dire la fermeture de vannes d'isolement sur toutes les tuyauteries entrant dans le bâtiment du réacteur ou en sortant et non indispensables pour la sauvegarde du cœur du réacteur. Durant plusieurs heures, les pompes des puisards ont donc transporté dans un bâtiment auxiliaire de l'eau de plus en plus chargée de produits radioactifs. Du fait de l'inétanchéité de certains circuits, de l'eau contaminée chaude s'est échappée dans ce bâtiment et s'y est vaporisée, relâchant l'iode et le xénon qu'elle contenait. Ces gaz et vapeurs ont été aspirés par la ventilation générale du bâtiment et rejetés à l'extérieur au travers de filtres à iode dont l'efficacité s'est avérée insuffisante (il a été constaté *a posteriori* que les filtres n'avaient pas fait l'objet de contrôles appropriés de vérification de leur efficacité). Il a fallu que ces transferts de produits radioactifs provoquent des alarmes pour que l'ordre d'isolement de l'enceinte de confinement soit donné manuellement un peu plus tard.

Il a été estimé sur la base des mesures de radioactivité effectuées sur le site lors de l'accident que, bien que le bâtiment auxiliaire en question n'ait pas été conçu pour constituer une enceinte de confinement étanche, 0,01 % seulement de l'inventaire en

produits de fission a été transféré du cœur à l'environnement. Concernant l'iode, dont l'isotope  $^{131}\text{I}$  produit les conséquences les plus importantes dans l'environnement à court terme (§ 5.5), il a été déterminé que le relâchement total de ce radionucléide dans l'environnement n'a pas excédé  $10^{-5}$  % de l'inventaire présent dans le cœur du réacteur.  $37.10^{10}$  Bq de  $^{131}\text{I}$  ont été relâchés dans les 16 heures qui ont suivi l'accident et environ  $259.10^{10}$  Bq ont été relâchés pendant les 30 jours suivants. Les rejets des autres produits radioactifs ont été estimés à environ  $18,5.10^9$  Bq de  $^{137}\text{Cs}$  et  $3,7.10^9$  Bq de  $^{90}\text{Sr}$ .

De nombreuses études ont montré que l'accident n'a pas eu de conséquences sanitaires pour les personnes du public et n'a pas eu d'impact significatif sur l'environnement [1, 2]. Cependant, l'accident de Three Mile Island a terrorisé les populations. Pendant toute une semaine, les autorités en charge de la protection des personnes se sont demandées quel était le degré de gravité de l'accident et s'il fallait procéder à une évacuation partielle ou totale des habitants du voisinage. Elles ont craint en particulier que la bulle d'hydrogène formée dans la partie supérieure de la cuve du réacteur puisse exploser (à tort, puisqu'en l'absence d'oxygène, il ne peut pas y avoir d'explosion), entraînant une rupture catastrophique du confinement et des transferts importants de produits radioactifs dans l'environnement.

Les informations contradictoires distillées par les autorités au cours de l'accident n'ont rien fait pour rassurer les populations et plus de 200 000 personnes ont fui la région au cours de la crise.

#### **7.1.4. Enseignements tirés de l'accident concernant la physique des accidents de fusion du cœur**

L'accident de Three Mile Island a conduit au développement de nombreux programmes de recherche et de développement concernant la physique des accidents de fusion du cœur, visant à améliorer la compréhension des phénomènes survenant lors d'un tel accident (voir le chapitre 5 du présent ouvrage).

De nombreux résultats expérimentaux ont depuis lors été acquis au plan international pour ce qui concerne les phénomènes associés à un accident de fusion du cœur d'un réacteur à eau. La connaissance et la compréhension des phénomènes complexes mis en jeu lors d'un tel accident ont très nettement progressé et les capacités de prédiction de l'évolution de l'état du réacteur en cas d'accident grave à l'aide d'outils de simulation (voir le chapitre 8) ont été nettement améliorées.

L'accident de Three Mile Island et les multiples analyses et études dont il a fait l'objet, permettent d'évaluer la capacité des logiciels de calcul à simuler des accidents de fusion du cœur depuis l'événement initiateur jusqu'aux possibles rejets de radionucléides à l'extérieur de l'enceinte de confinement. Depuis l'accident, de nombreux exercices d'inter-comparaison d'outils de simulation ont été conduits au plan international pour apprécier les incertitudes restantes dans la simulation de l'accident [8-10].

Les deux premières phases de l'accident, correspondant à la perte de réfrigérant primaire et au début de l'échauffement du cœur (§ 7.1.2), sont aujourd'hui correctement

prédites par les logiciels existants pour ce qui concerne les évolutions des paramètres thermohydrauliques du circuit primaire et le déroulement de la dégradation du cœur (production d'hydrogène, formation de la croûte inférieure, fusion et coulée des matériaux dans le creuset constitué par la croûte inférieure).

En revanche, la phase de renoyage du cœur (phase 3) et les phases ultérieures de la dégradation du cœur (au-delà de la phase 3) ne sont pas encore correctement prédites. La principale faiblesse des outils de simulation actuels concerne le renoyage du cœur dégradé ; les phénomènes qui nécessitent une modélisation plus précise pour simuler le renoyage sont les circulations des fluides (eau et vapeur) dans le cœur dégradé, les transferts de chaleur et l'oxydation du zircaloy. Ces phénomènes influent sur la production d'hydrogène et sur la coulée des matériaux fondus (voir le § 5.4.1 pour plus de détail). Un programme de recherche sur le renoyage d'un cœur dégradé, le programme PEARL, est conduit par l'IRSN dans le cadre du réseau européen SARNET en vue de réduire d'ici 2015 les incertitudes liées au renoyage d'un cœur dégradé.

### **7.1.5. Enseignements tirés de l'accident pour la sûreté des centrales nucléaires en France**

#### **7.1.5.1. Introduction**

Le choc provoqué par l'accident de Three Mile Island a été considérable et les enseignements tirés dans le domaine de la sûreté des centrales nucléaires ont été nombreux, notamment en France.

Même si les accidents de fusion du cœur des réacteurs à eau avaient déjà fait l'objet d'études scientifiques approfondies aux États-Unis, à partir des années 1970 (voir le rapport WASH 1400 [11]), il aura fallu attendre l'accident de Three Mile Island pour que les concepteurs et les exploitants d'installations nucléaires prennent conscience que les accidents de fusion du cœur sont possibles. Il est à noter cependant que, dès la publication du rapport WASH 1400, les organismes de sûreté français et étrangers ont cherché à tirer de ce rapport des conclusions pratiques en termes d'amélioration de la sûreté des installations nucléaires et de définition de plans d'intervention en cas d'accident.

En effet, même si l'accident de Three Mile Island n'a pas remis en cause la conception globale des installations nucléaires<sup>3</sup>, il a clairement démontré que des accidents plus graves que ceux considérés jusqu'alors pour le dimensionnement des centrales nucléaires (jusqu'à l'accident de perte de réfrigérant primaire résultant d'une rupture instantanée et doublement débattue d'une tuyauterie du circuit primaire) sont possibles et qu'ils peuvent résulter d'une succession de défaillances techniques et d'erreurs humaines.

3. L'application du concept de défense en profondeur imposait la mise en place de dispositions à l'égard d'un certain nombre d'accidents, ce qui avait conduit notamment à la conception d'un confinement résistant. Ce confinement a très largement protégé les populations et le personnel de la centrale de Three Mile Island.

L'accident de Three Mile Island a suscité un ensemble de questions, telles que :

- comment éviter qu'au cours d'un accident, des actions de conduite inappropriées aboutissent à aggraver les conséquences jusqu'à la fusion du cœur ?
- comment utiliser au mieux l'enclauement de confinement, dernière « barrière » opposée à la dissémination des substances radioactives ?
- comment identifier, parmi les incidents réels, ceux qui pourraient être des précurseurs d'accidents de fusion du cœur et prendre à temps les mesures de prévention nécessaires ?
- comment se préparer à faire face à un accident de fusion du cœur, question qui concerne à la fois les exploitants des centrales nucléaires et les pouvoirs publics ?

### 7.1.5.2. Analyse des causes de l'accident

L'erreur de représentation commise par les opérateurs – qui n'ont pas compris l'origine des difficultés constatées et se sont obstinés dans une représentation erronée du déroulement des événements – a mis en exergue l'importance des facteurs humains dans la sûreté des installations nucléaires. En fait, les opérateurs ont appliqué les consignes en vigueur, mais sur la base d'informations qui étaient erronées ou incomplètes :

- concernant la position de la vanne de décharge du pressuriseur, les opérateurs ont vu l'indication « vanne fermée » ; mais cette information était fautive puisqu'associée à l'ordre de fermeture donné à la vanne et non à sa position réelle ; c'est là un point crucial de l'accident ;
- si les opérateurs ont concentré leur attention sur le niveau d'eau dans le pressuriseur, en application des consignes en vigueur, ils n'avaient ni formation ni procédure pour faire face à une brèche située dans la partie supérieure du pressuriseur ;
- devant la montée rapide de l'indication du niveau d'eau dans le pressuriseur, croyant la vanne de décharge fermée, les opérateurs ont arrêté manuellement l'injection de sécurité. La représentation mentale de la situation qu'avaient les opérateurs était fautive et ils manquaient d'informations directes sur l'état du cœur du réacteur.

L'accumulation des défaillances et insuffisances techniques suivantes a en définitive joué un rôle important dans le déroulement de l'accident :

- indications insuffisantes dans la salle de conduite (par exemple, position de la vanne de décharge du pressuriseur, niveau d'eau dans le réservoir de décharge du pressuriseur qui aurait pu indiquer lors de l'accident que le réservoir se remplissait) ;
- manque de hiérarchisation des signaux d'alarme dans la salle de commande ; plusieurs alarmes se sont déclenchées simultanément, ce qui a contribué à déstabiliser les opérateurs et ne leur a pas permis de conduire une analyse correcte de la situation ;

- mauvaise position de vannes du circuit d'alimentation de secours des générateurs de vapeur ;
- par conception, la mise en œuvre de l'injection de sécurité n'entraînait pas automatiquement l'isolement de l'enceinte de confinement ;
- circuits non étanches et mauvaise efficacité des pièges à iode dans le bâtiment auxiliaire où se sont déversés des liquides contaminés provenant des puisards de l'enceinte de confinement.

### 7.1.5.3. Les enseignements pour la sûreté

L'accident de fusion partielle du cœur du réacteur de Three Mile Island est venu confirmer que des cumuls de défaillances étaient susceptibles de conduire à un accident grave.

Indépendamment des recherches menées sur les accidents de fusion du cœur, les réflexions en matière de sûreté ont porté sur trois grands sujets : la place de l'homme dans la conduite des installations, l'expérience tirée de l'exploitation des centrales nucléaires et la gestion des situations d'urgence.

#### ► La place de l'homme dans la conduite des installations

Avant l'accident de Three Mile Island, les analyses de sûreté examinaient principalement la fiabilité des composants du réacteur nécessaires à la sûreté. L'accident de Three Mile Island a mis en exergue le fait, connu mais peu étudié, que l'homme est aussi un maillon essentiel de la sûreté.

Si l'action des opérateurs est, en effet, le plus souvent positive pour la sûreté, dans certains cas, des actions humaines contribuent à l'initiation ou au développement d'incidents. Il convient dès lors d'examiner en détail les conditions d'intervention et de travail des personnels pour identifier, en particulier, les problèmes de sûreté qui pourraient résulter de difficultés d'organisation ou de moyens et d'informations disponibles insuffisants ou inadaptés.

La reconnaissance explicite du rôle de l'homme dans la sûreté a conduit à des améliorations dans deux directions techniques qui visent à renforcer l'organisation, à préciser le partage des responsabilités et les apports de chacun des acteurs :

- L'amélioration des conditions d'exploitation  
L'amélioration des conditions d'exploitation s'est traduite par une sélection, une formation initiale et des recyclages plus précis des opérateurs, impliquant dorénavant l'utilisation systématique de simulateurs pour la formation. À cet égard, la standardisation du parc électronucléaire français permet de disposer de simulateurs directement représentatifs des différents types d'installations. Les formations couvrent le fonctionnement normal, mais aussi les incidents et les accidents.

L'inadéquation des procédures disponibles à la centrale de Three Mile Island a été flagrante lors de l'accident. Dans la plupart des pays, et en particulier en France, les procédures et les consignes ont été réétudiées et réécrites. Cette révision a concerné aussi bien la forme des documents que leur fond.

Ainsi, une nouvelle approche de la conduite accidentelle des installations a été mise en place (§ 2.5.2) pour :

- assurer, notamment en cas d'accident, une « redondance humaine » des opérateurs par un ingénieur de sûreté ayant pour mission d'assurer une vérification indépendante de la pertinence de la stratégie de conduite mise en œuvre par la surveillance d'un certain nombre de paramètres de sûreté (à l'aide d'un « panneau de sûreté ») ;
- couvrir au mieux les cas d'occurrence simultanée de plusieurs événements *a priori* indépendants. En France, une approche a été développée et mise en place pour donner aux opérateurs les moyens de ramener l'installation dans un état sûr, indépendamment du chemin qui a mené à la situation constatée ; il s'agit de « l'approche par états » (§ 2.5.2).

Dans l'approche par états, les procédures à suivre ne sont en effet plus fondées sur la compréhension par l'opérateur de la succession d'événements qu'a subie le réacteur (approche événementielle), mais sur son état effectif à un instant donné (caractérisé par des données physiques : sous-criticité du cœur, puissance résiduelle dans le cœur, inventaire d'eau dans le circuit primaire, inventaire d'eau dans les générateurs de vapeur, étanchéité de l'enceinte de confinement, etc.).

L'approche événementielle ne permettait pas de couvrir toutes les combinaisons possibles de défaillances matérielles et humaines, simultanées ou séparées dans le temps. Par ailleurs, elle rendait compliqué le diagnostic en cas d'évolution de l'installation non conforme aux prévisions.

Dans l'approche par états, pour chacun des états anormaux, sont définies les actions à mener pour ramener l'installation dans une situation satisfaisante. L'équipe de conduite peut effectuer les actions correspondantes sans avoir nécessairement compris l'enchaînement des événements antérieurs. Un élément clef des procédures par états a été l'adjonction dans tous les réacteurs d'un « niveau d'eau dans la cuve », qui permet à l'opérateur (contrairement à ce qui s'était passé lors de l'accident de Three Mile Island) de savoir si le cœur est correctement couvert d'eau.

Par ailleurs, le principe des procédures hors dimensionnement visant à la prévention de la fusion du cœur (procédures H1 à H4, décrites au paragraphe 2.5.2) et des procédures ultimes visant à la prévention de la fusion du cœur et à la limitation des conséquences radiologiques (procédures U, décrites au paragraphe 2.5.2) a été retenu en France dès 1981 : ces procédures visent, en cas de fusion du cœur, à limiter les relâchements de produits radioactifs à l'extérieur de l'enceinte de confinement, et donc dans l'environnement.

L'ensemble des procédures ont été testées sur simulateur.

- L'amélioration des salles de conduite  
Les constatations faites à la suite de l'accident de Three Mile Island pour ce qui concerne les insuffisances en termes d'indications et de hiérarchisation des alarmes dans la salle de conduite ont conduit à réaliser des modifications des salles de conduite des tranches, y compris les tranches en fonctionnement. Une meilleure présentation des informations a été recherchée en remplaçant la majorité des indications d'ordre par des indications de position des organes. Certaines gammes de mesure ont été élargies. Des indications nouvelles ont été ajoutées pour fournir des informations plus complètes sur l'état du cœur (ce qui avait manqué lors de l'accident de Three Mile Island), comme l'indication de la marge à l'ébullition (écart entre la température effective du fluide primaire et la température d'ébullition à la pression du circuit primaire) et la mesure du niveau d'eau dans la cuve. De plus, les alarmes ont été hiérarchisées et les informations essentielles doublées sur un panneau de sûreté. Ce panneau guide l'ingénieur de sûreté dans la mise en œuvre des procédures accidentelles.

### ► L'importance des événements précurseurs

Un autre enseignement important de l'accident de Three Mile Island concerne la prise en compte du retour d'expérience apporté par le fonctionnement des centrales nucléaires.

Un incident précurseur très semblable à l'accident de Three Mile Island (vanne de décharge du pressuriseur restée ouverte) avait eu lieu en 1977 sur un réacteur américain du même type (Davis Besse), mais sans dommage pour le réacteur ; les opérateurs avaient commis la même erreur d'analyse qu'à Three Mile Island (arrêt du refroidissement). Les enseignements apportés par cet incident n'avaient pas été traduits en instructions aux opérateurs lorsqu'est survenu l'accident de Three Mile Island. Cet exemple illustre que l'étude systématique des incidents significatifs et les modifications de procédures et d'instructions aux opérateurs qui peuvent être préconisées en conclusion de cette étude pour empêcher que les mêmes incidents ne se reproduisent peuvent effectivement éviter des accidents plus graves.

Depuis l'accident de Three Mile Island et les analyses qui ont suivi, la détection des événements précurseurs, susceptibles de conduire à un accident, est devenue une préoccupation importante des exploitants et des organismes de sûreté nucléaire. L'organisation du suivi d'exploitation et du retour d'expérience s'est donc développée avec ce nouvel objectif.

Après l'accident de Three Mile Island, un examen systématique des causes possibles de brèche dans la seconde barrière (circuit primaire) a été effectué, conduisant notamment à la fiabilisation des organes d'ouverture et de fermeture du circuit de décharge du pressuriseur.

### ► Le traitement des situations d'urgence

L'accident de Three Mile Island a montré que les opérateurs, les responsables de la centrale et les autorités en charge de la protection des populations n'étaient pas

suffisamment préparés pour traiter un accident de fusion du cœur. Les responsables de la centrale et les autorités, tant locales que fédérales, ne savaient pas comment les choses pouvaient évoluer et s'il fallait évacuer. Pendant presque une semaine, les autorités ont cru à la possibilité d'une explosion d'hydrogène pouvant endommager la cuve du réacteur et l'enceinte de confinement avec un relâchement important de produits radioactifs dans l'environnement. Cette éventualité aurait dû être rapidement écartée car les faibles teneurs en oxygène dans le cœur ne permettaient pas une telle explosion. Dans le doute, les populations ont quitté leurs lieux d'habitation dans une zone très large autour de la centrale, bien que les autorités n'aient jamais appelé à une évacuation.

Il est dès lors apparu indispensable de développer les moyens nécessaires pour traiter de telles situations de manière moins improvisée pour le cas où une nouvelle situation de ce type se produirait :

- améliorer la confiance que l'on peut avoir dans le comportement de l'enceinte de confinement même dans des conditions très éloignées de celles prévues à sa conception ;
- disposer d'outils de prévision des évolutions possibles de la situation, des rejets correspondants et de leurs transferts dans l'environnement dans les conditions de l'accident.

L'accident de Three Mile Island est lié pour partie à une mauvaise compréhension de la situation par les opérateurs. Il est très difficile à une équipe donnée de remettre en cause son interprétation initiale de la situation. Il est ainsi apparu que la mise en place d'équipes de crise, distinctes des équipes d'exploitation, à même de prendre un peu de recul sur la situation, pourrait apporter d'autres visions. De même, la clarification du rôle des différents acteurs et l'organisation de la circulation de l'information en situation d'accident sont apparues nécessaires. Les plans d'urgence ont été développés sur ces bases. La nécessité d'un entraînement régulier (exercices de crise) a été également mise en évidence.

C'est au début des années 1980 que les plans d'urgence spécifiques aux installations nucléaires ont été mis en place en France. Des plans d'urgence internes (PUI) ont été développés par les exploitants d'installations nucléaires dans le but de maîtriser autant que possible les accidents qui surviendraient et d'en limiter les conséquences, de porter secours aux blessés sur le site et d'informer les pouvoirs publics et la presse. Les pouvoirs publics ont établi des plans particuliers d'intervention (PPI) répondant à l'objectif général de protection des populations en cas d'accident pouvant se produire dans les installations.

### **7.1.6. Conclusion**

L'accident de Three Mile Island a été riche d'enseignements : importance de la défense en profondeur et des facteurs humains ainsi que des procédures de conduite pour les opérateurs et de la hiérarchisation des alarmes, rôle essentiel de l'enceinte de confinement, barrière ultime entre les substances radioactives et l'environnement. Tous les réacteurs du monde ont bénéficié des enseignements tirés de l'accident de Three Mile Island. La prise en compte de ces leçons a permis de réduire d'un facteur 10

la probabilité calculée de fusion de cœur pour les réacteurs REP de deuxième génération. De plus, en France, l'établissement de procédures ultimes doit permettre de limiter les conséquences d'un tel accident.

Pour les spécialistes de la sûreté, l'accident de Three Mile Island reste une grande source d'enseignements aidant à la compréhension des phénomènes complexes intervenant lors d'un accident de fusion du cœur ; les suites de cet accident influencent encore aujourd'hui certains programmes de recherche et des efforts sont poursuivis, notamment pour mieux comprendre et modéliser correctement le développement d'un tel accident.

Les réacteurs de troisième génération, et en particulier EPR, tiennent compte dès leur conception des enseignements de l'accident de Three Mile Island. Ainsi, les accidents avec fusion du cœur sont considérés dans le dimensionnement des réacteurs EPR ; en particulier, un récupérateur de corium situé au fond de l'enceinte permettrait de recueillir et de refroidir les matériaux en fusion du cœur en cas de défaillance du fond de la cuve (voir le § 5.4.3).

## 7.2. Enseignements tirés de l'accident de Tchernobyl

### 7.2.1. Introduction

Le 26 avril 1986, soit sept ans après l'accident de Three Mile Island (§ 7.1), le réacteur de la quatrième tranche de la centrale nucléaire de Tchernobyl, en territoire ukrainien de l'ex-URSS, explosait. Cet accident est le plus grave jamais survenu dans une installation nucléaire civile. Il constituait, avant l'accident de Fukushima en 2011, le seul exemple d'un accident avec destruction du cœur d'un réacteur de puissance et des rejets radioactifs non confinés<sup>4</sup>. Cet accident a provoqué une émotion considérable dans le monde et en particulier dans les pays de l'ex-URSS et en Europe occidentale.

Il y a eu 31 morts parmi les personnels qui étaient présents sur le site lors de l'explosion ou qui sont intervenus directement sur le site accidenté dans les jours qui ont suivi l'explosion du réacteur (notamment parmi les pompiers qui ont lutté contre les incendies) ; de plus, plusieurs centaines de personnes, en particulier parmi les « liquidateurs<sup>5</sup> », ont reçu de fortes doses de rayonnement. Cet accident a également appelé

4. L'accident de Fukushima Daiichi a conduit à la fusion du combustible et probablement à la défaillance de la cuve et du confinement dans trois des réacteurs de la centrale, ainsi qu'à des rejets importants de substances radioactives dans l'environnement. Contrairement à l'accident de réactivité de Tchernobyl, les cœurs des trois réacteurs accidentés de la centrale de Fukushima Daiichi n'ont pas explosé. Les premières estimations des rejets réalisées après cet accident montrent qu'ils sont plus faibles que les rejets de l'accident de Tchernobyl (du même niveau pour les gaz rares, environ dix fois moins importants pour l<sup>131</sup>I et environ trois fois moins importants pour le <sup>137</sup>Cs) [12].
5. Les « liquidateurs » sont les personnes civiles et militaires qui ont été envoyées sur le site accidenté dans les jours qui ont suivi l'explosion et jusqu'au début des années 1990, notamment pour construire une protection rudimentaire autour du réacteur accidenté en vue d'éviter de nouvelles disséminations de produits radioactifs (un « sarcophage » en béton a ainsi été construit autour du réacteur accidenté dans les six mois qui ont suivi son explosion) et pour nettoyer les sols les plus contaminés dans un rayon de 30 km autour de la centrale. Leur nombre est estimé à environ 600 000 personnes.

l'attention de l'opinion sur les questions posées par une contamination radioactive à grande échelle. En effet, la contamination déposée sur les sols par le nuage radioactif, qui a suivi des trajectoires très différentes au cours des dix jours qui ont suivi la destruction du cœur du réacteur, a concerné une grande partie de l'ex-URSS et pratiquement toute l'Europe.

À la suite de cet accident, les pouvoirs publics dans de nombreux pays se sont plus activement interrogés sur la gestion d'une situation post-accidentelle à court et à plus long terme. L'ampleur des moyens déployés après l'accident pour tenter d'en limiter les effets sur l'homme et l'environnement est en effet impressionnante, qu'il s'agisse de la maîtrise d'incendies en ambiance fortement radioactive, de l'évacuation d'un grand nombre de personnes, du traitement de celles qui ont été le plus gravement irradiées, de la protection contre l'extension de la dissémination de la radioactivité ou de la décontamination de zones importantes, des programmes de surveillance des chaînes alimentaires et du suivi médical des populations concernées. Depuis cet accident, une plus grande attention est portée aux perturbations sociales et économiques induites sur le long terme par un accident affectant une installation nucléaire.

Enfin, dans un domaine très important, celui de l'information du public et de la communication, les difficultés rencontrées lors de l'accident de Tchernobyl ont entraîné des réflexions sur la nécessité d'une meilleure « transparence » ; l'accident de Three Mile Island avait déjà permis de pointer la nécessité de progresser dans ce domaine.

## **7.2.2. Déroulement de l'accident, rejets et conséquences**

### **7.2.2.1. Le réacteur RBMK**

La centrale de Tchernobyl en 1986 comprenait quatre réacteurs en exploitation de type RBMK (pour *Reactor Bolchoï Molchnasti Kanalnyi* en russe, ce qui signifie « réacteur de grande puissance à tubes de force ») ; deux autres réacteurs RBMK étaient en cours de construction sur le site.

Un réacteur RBMK est très différent, de par sa conception, des réacteurs électrogènes à eau sous pression exploités par EDF en France (figure 7.8). Le réacteur RBMK de 1 000 MWe (3 600 MWth) de Tchernobyl 4 était un réacteur à neutrons thermiques, modéré par un empilement de graphite (dans un réacteur à eau sous pression, c'est l'eau qui joue le rôle de modérateur<sup>6</sup>). Chaque réacteur RBMK sur le site de Tchernobyl contenait environ 190 tonnes d'oxyde d'uranium (faiblement enrichi en uranium 235, environ 2 %) gainé par un alliage zirconium-niobium. Le cœur était refroidi par de l'eau ordinaire « bouillante » circulant de bas en haut dans des tubes de force en zirconium-niobium. Le ralentissement des neutrons était assuré par le graphite. L'eau circulant dans les tubes de force absorbait des neutrons.

Le cœur du réacteur était placé dans une cuve cylindrique de 14 m de diamètre et de 7 m de hauteur (figure 7.9). Cette cuve était remplie d'un empilement de graphite

6. Le modérateur permet de ralentir les neutrons afin qu'ils produisent plus efficacement des réactions de fission dans le combustible (voir le § 2.1 pour plus de détail).

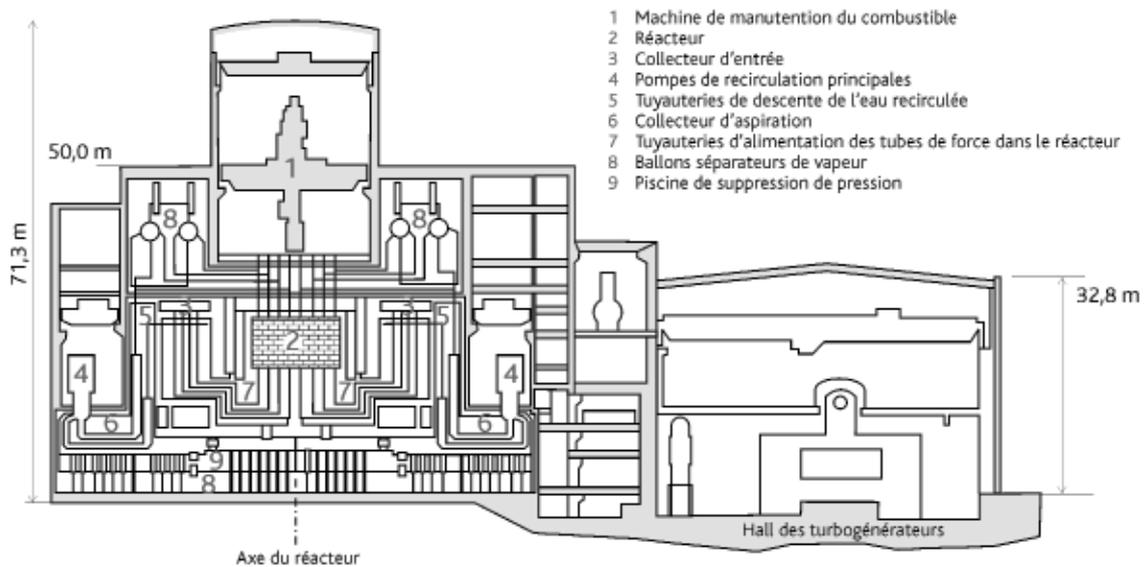


Figure 7.8. Schéma du réacteur de Tchernobyl 4.

traversé par 1 681 tubes de force où se trouvaient les assemblages combustibles et les barres de commande et où circulait l'eau de refroidissement. L'eau échauffée au contact du combustible se transformait en vapeur, envoyée par deux boucles indépendantes de refroidissement directement dans les turbines, sans circuit secondaire. La partie contenant le cœur du réacteur était fermée par une dalle supérieure en béton de 2 000 tonnes.

Le contrôle du niveau et de la répartition de la puissance dans le cœur était assuré par 211 grappes absorbantes qui occupaient des tubes de force analogues à ceux contenant le combustible, répartis dans tout le cœur du réacteur. Les grappes étaient actionnées, tant pour leur extraction que pour leur insertion dans le cœur du réacteur, par des mécanismes motorisés. La vitesse maximale des grappes était de 0,4 m/s, donc très lente ; dès lors il fallait de 18 à 20 s pour obtenir une insertion complète (dans les réacteurs à eau sous pression du type de ceux construits en France, le temps de chute des barres de commande est de l'ordre de 2 à 3 secondes). Ces grappes absorbantes étaient constituées de carbure de bore et, en partie basse, de graphite, ce qui présentait l'inconvénient suivant : lorsque les grappes étaient en position haute, leur insertion commençait par remplacer de l'eau, qui était un absorbant neutronique, par du graphite, moins absorbant que l'eau, ce qui introduisait de la réactivité dans le cœur au lieu d'en enlever.

Les avantages du réacteur RBMK étaient, selon ses concepteurs, l'absence de cuve sous pression, chaque tube de force constituant un petit circuit primaire, l'absence de générateur de vapeur, la possibilité de renouvellement du combustible de manière continue et donc la souplesse du cycle du combustible, la possibilité de régler le débit de chaque canal et de contrôler chacun d'eux tant du point de vue thermique que du point de vue de l'intégrité des gaines du combustible.

Les inconvénients du réacteur étaient la complexité du système de distribution et de collecte du fluide de refroidissement, mais surtout, ce qui est en grande partie à l'origine

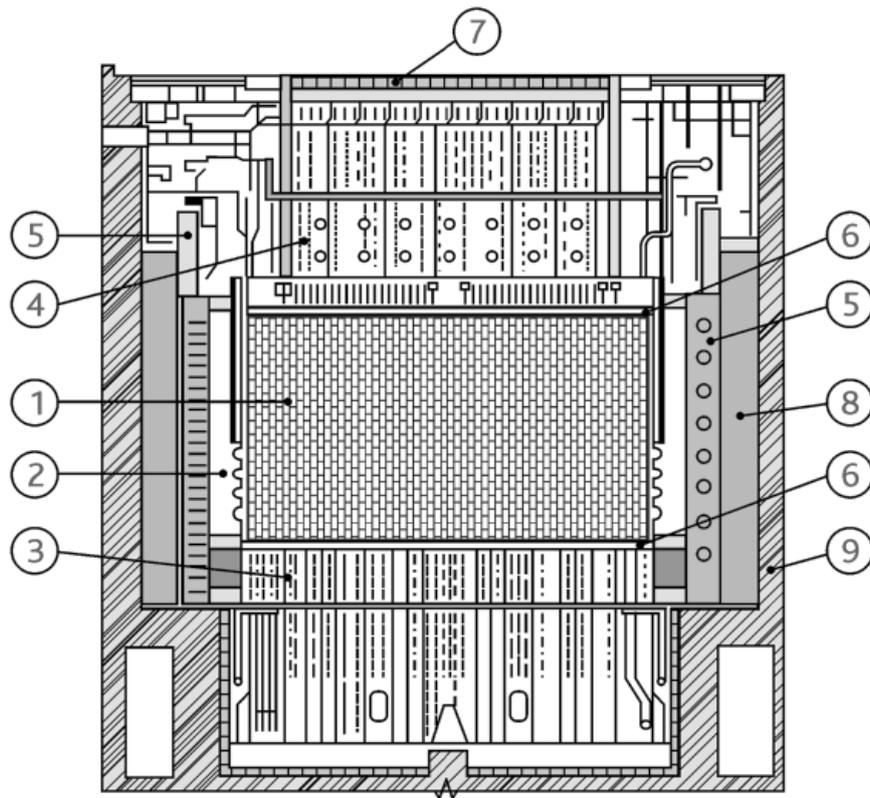
de l'accident, la difficulté et la complexité du contrôle du niveau et de la distribution de puissance. Les réacteurs RBMK étaient en effet caractérisés par :

- une possibilité d'instabilité due à des oscillations radiales et azimutales de puissance, plus marquée pour les cœurs de grande taille, dues à l'empoisonnement du cœur par le xénon<sup>7</sup> ( $^{135}\text{Xe}$ ) qui se produit après un échelon de puissance ;
- la possibilité de dépasser la prompte criticité et d'avoir un emballement de la puissance du réacteur, à cause d'un coefficient de vide positif (§ 2.1) : l'eau constitue un absorbant neutronique et une réduction du débit d'eau ou une augmentation de la production de vapeur dans le cœur entraîne une diminution de l'absorption des neutrons et une augmentation des fissions.

Lors d'une augmentation de puissance, la variation de la réactivité du cœur est le résultat d'effets positifs (liés au coefficient de vide) et d'effets négatifs (dilatation des structures sur lesquelles repose le cœur, effet Doppler<sup>8</sup> lié à l'élévation de la température du combustible). Dans les réacteurs RBMK, à puissance nominale, les effets négatifs l'emportaient du fait des températures atteintes dans le cœur. En revanche, à faible puissance thermique (au-dessous de 700 MWth), les effets du coefficient de vide positif l'emportaient, et le coefficient de puissance pouvait devenir positif (lors d'une variation volontaire du flux neutronique produite, par exemple, par une réduction de l'enfoncement des absorbants dans le cœur, accentuée notamment par la vaporisation de l'eau qui suit cette variation). L'augmentation de réactivité est normalement compensée par les barres de commande, mais, si ce n'est pas le cas, cela peut conduire à dépasser la prompte criticité et à un emballement de la puissance du réacteur (§ 2.1). Il convient de se souvenir de plus de l'inconvénient signalé plus haut concernant l'augmentation transitoire de la réactivité au début de l'introduction des barres de commande dans le cœur.

Autre inconvénient du réacteur RBMK, il n'existait pas autour du cœur du réacteur d'enceinte de confinement de grand volume pouvant résister à une surpression importante, mais seulement plusieurs compartiments de confinement conçus pour assurer le confinement des substances radioactives dans le cas d'un accident de rupture d'un tube de force (le cas d'un accident impliquant la rupture de plusieurs tubes de force n'était pas pris en compte dans le dimensionnement du confinement).

7. Dans un réacteur thermique, les réactions de fission produisent notamment de l'iode 135 qui se transforme par décroissance en quelques heures en xénon 135. Celui-ci disparaît en absorbant des neutrons provenant des réactions de fission. En fonctionnement normal, la puissance est relativement constante ; la formation et la disparition de xénon 135 s'équilibrent. En cas de diminution brutale de la puissance, et donc du nombre de fissions, les neutrons deviennent insuffisants pour entraîner la disparition du xénon 135 et celui-ci s'accumule car il continue à être produit à partir de l'iode 135 provenant des fissions antérieures à la baisse de puissance. Par la suite, si l'on tente d'augmenter la puissance du réacteur par extraction des barres de commande, la montée en puissance ne se fait pas car le xénon 135 est un absorbant neutronique. Il faut environ une dizaine d'heures pour revenir à un bilan neutronique normal.
8. L'effet Doppler correspond à un élargissement des pics d'absorption des neutrons par  $^{238}\text{U}$  dans le spectre en énergie des neutrons. Cet élargissement augmente avec la température du combustible et conduit à une diminution des réactions de fission et de la réactivité du cœur lorsqu'il s'échauffe (§ 2.1).



- 1 Blocs de graphite
- 2 Enveloppe d'acier
- 3 Structures tubulaires (dalles) supérieure et inférieure
- 4 Structures tubulaires (dalles) supérieure et inférieure
- 5 Réservoir d'eau annulaire
- 6 Blocs d'acier en tête et pied des colonnes
- 7 Dalle de chargement
- 8 Sable
- 9 Paroi en béton

Figure 7.9. Schéma du cœur du réacteur de Tchernobyl-4.

### 7.2.2.2. Déroulement de l'accident

L'accident de Tchernobyl est très bien documenté ; le lecteur peut en particulier se reporter aux références [4, 13–17].

L'accident est survenu lors d'un essai destiné à vérifier la possibilité, en cas de perte du réseau électrique extérieur, d'alimenter pendant quelques dizaines de secondes les pompes principales de recirculation du réacteur par l'un des groupes turboalternateurs ralentissant sur son inertie, donnant ainsi un délai supplémentaire avant la reprise en secours par des groupes électrogènes. Cet essai n'a été mené ni dans les conditions prévues ni dans le respect des procédures de conduite du réacteur. En particulier, plusieurs systèmes de sécurité ont été inhibés. De plus, comme explicité ci-après, alors que l'essai était prévu à une puissance moyenne, environ 700 MWth, il a été réalisé à plus basse puissance et avec un retard sur le programme prévu.

Le déroulement des événements ayant conduit à la catastrophe peut être résumé ainsi :

- la baisse de puissance du réacteur est engagée le 25 avril à 1 h 00 ; la puissance passe de 3 200 à 1 600 MWth aux environs de 13 h 00 ;
- à la demande du centre de distribution électrique de Kiev, le réacteur est alors maintenu pendant une dizaine d'heures à mi-puissance, pour alimenter le réseau. Ce maintien imprévu du réacteur à mi-puissance a entraîné un empoisonnement du réacteur par le xénon. Des barres de commande ont alors été progressivement extraites du cœur pour maintenir la puissance ;
- vers 23 h 00, la réduction de puissance reprend ;
- à 0 h 28, le 26 avril, la puissance n'est plus que de 850 MWth ; les opérateurs basculent alors sur le système de régulation à moyenne puissance. Ce basculement, mal maîtrisé, entraîne une chute de puissance excessive jusqu'à 30 MWth et accroît encore davantage l'empoisonnement du cœur par le xénon. Les opérateurs cherchent à réaliser coûte que coûte l'essai et extraient du cœur un grand nombre de barres de commande ;
- à 1 h 03 et 1 h 07, le 26 avril, les opérateurs mettent en service les deux pompes de recirculation ; l'augmentation du débit du fluide dans le cœur entraîne une baisse de la formation de vapeur et de la réactivité. Les opérateurs décident d'extraire à nouveau des barres de commande du cœur ;
- à 1 h 15, les opérateurs neutralisent des signaux d'arrêt d'urgence du réacteur pour pouvoir réaliser l'essai ;
- entre 1 h 15 et 1 h 22, de l'eau froide est injectée dans le cœur ce qui fait encore baisser la réactivité ; les barres de régulation automatique arrivent en position haute à 1 h 19 ; les opérateurs décident alors de retirer encore davantage de barres à commande manuelle, réduisant dangereusement la réserve d'antiréactivité du cœur ;
- à 1 h 22, le calculateur indique que la réserve d'antiréactivité est équivalente à seulement 6 à 8 barres de commande, alors que les consignes prescrivaient l'arrêt immédiat du réacteur et son refroidissement dès lors que la réserve d'antiréactivité équivalente était inférieure à 15 barres. Les opérateurs décident malgré tout de réaliser l'essai ;
- à 1 h 23 min et 4 s, l'essai est engagé ; le ralentissement du turboalternateur, suivi par celui des pompes primaires, entraîne une diminution du débit d'eau et une vaporisation plus importante dans le cœur, ce qui conduit à une insertion de réactivité dans celui-ci et une augmentation de puissance qui accélère encore plus la vaporisation. La situation devient divergente ;
- à 1 h 23 min et 40 s, le chef opérateur donne l'ordre d'arrêt d'urgence manuel du réacteur ; mais, compte tenu de la conception des barres (embout en graphite), leur introduction conduit à un ajout de réactivité qui est sans doute le déclencheur final de l'accident de réactivité ;

- à 1 h 23 min et 44 s, l'injection de réactivité provoque un brutal saut de puissance puis une explosion ; selon certains témoins, une seconde explosion se serait produite 2 s plus tard.

Une tentative de reconstitution du comportement du cœur du réacteur lors de l'accident a été conduite sur la base des examens réalisés *a posteriori* sur des échantillons de matériaux contenant du combustible prélevés dans l'installation accidentée et dans l'environnement. L'excursion de puissance a sans doute provoqué une fragmentation du combustible, en particulier dans la partie basse du cœur. L'eau dans le cœur a pu interagir avec les particules très chaudes de combustible dispersées, entraînant une vaporisation massive, une augmentation de pression et probablement une explosion de vapeur (§ 5.2.3). Cette explosion a pu conduire à la rupture des tubes de force, puis au soulèvement de la dalle supérieure du réacteur. L'énergie libérée par l'explosion a été estimée équivalente à celle de 30 à 40 t de TNT. L'explosion a détruit le bâtiment du réacteur et a conduit à des rejets directs de substances radioactives dans l'environnement.

Les examens réalisés *a posteriori* suggèrent que :

- des températures élevées, supérieures ou égales à 2 600 °C, ont été atteintes dans le cœur du réacteur ;
- des matériaux du cœur fondus ont coulé vers les parties basses du réacteur et formé plusieurs poches d'accumulation de « laves » résultant des interactions entre des matériaux fondus et les matériaux de structures rencontrés (acier, béton, etc.) ; ceci s'est produit sur une durée d'environ six jours après l'explosion ;
- une grande poche de matériaux en fusion résultant du drainage des poches de lave localisées s'est ensuite formée, dans une croûte en forme de creuset située au-dessus des structures en béton sous le cœur ; cette croûte stable et isolante sur le plan thermique aurait tenu pendant les quatre jours suivant la phase précédente ;
- cette croûte se serait rompue une dizaine de jours après l'explosion, formant trois écoulements. Les laves se seraient ensuite refroidies et solidifiées d'où une forte réduction de l'émission de substances radioactives.

Du fait de l'absence de confinement, une grande partie des produits radioactifs contenus dans le combustible ont été relâchés dans l'atmosphère, sur plusieurs jours (§ 7.2.2.3). Malgré les efforts de l'exploitant et des autorités pour maîtriser l'accident (du 27 avril au 2 mai, environ 5 000 t de matériaux [sable, bore, argile, plomb, dolomite, etc.] ont été déversés par hélicoptère [environ 1 800 rotations] pour recouvrir le réacteur), des rejets importants se sont produits pendant une dizaine de jours, du 26 avril au 5 mai 1986.

Dans l'installation, des débris incandescents ont été projetés par l'explosion et ont allumé différents foyers d'incendie, en particulier sur le toit du hall des turbines. Il faudra environ trois heures aux pompiers pour les éteindre ; ceux-ci ont été soumis lors de leurs interventions à de fortes expositions aux rayonnements. À environ 5 heures du matin, le feu de graphite s'est alors déclaré. De nombreux pompiers ont reçu un surcroît d'irradiation en tentant d'éteindre ce feu. L'énorme masse de graphite du cœur a brûlé pendant

une dizaine de jours après l'accident et a été sans doute pour une grande part, après l'explosion, à l'origine de la dispersion des substances radioactives à haute altitude dans l'atmosphère. Les rejets de substances radioactives se sont poursuivis sur une vingtaine de jours mais ils ont été beaucoup plus faibles après le dixième jour, lorsque le feu de graphite a finalement été éteint. Une photographie de la tranche n° 4 de la centrale prise peu après l'accident est présentée ci-dessous (voir la photographie, figure 7.10) ; elle illustre l'état de dégradation de l'installation après l'accident.

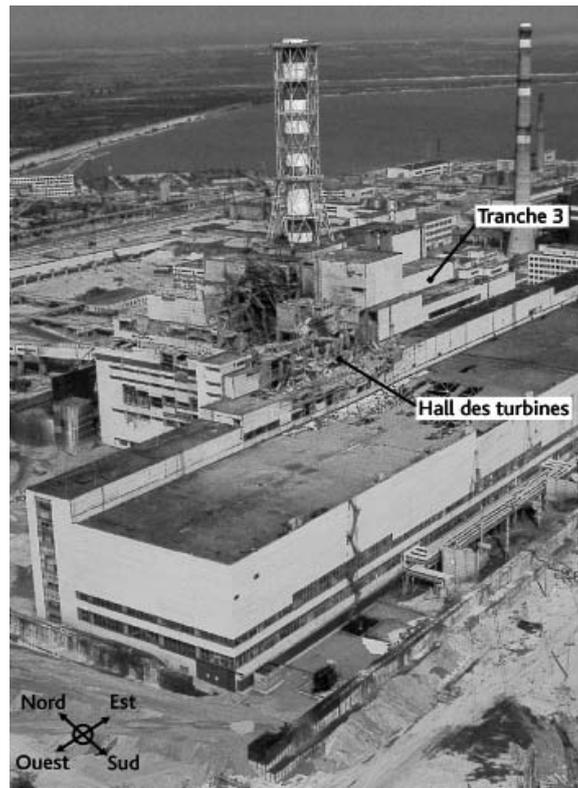


Figure 7.10. Photographie de la centrale après l'accident (crédit : DR).

### 7.2.2.3. Rejets et conséquences

Un tiers des rejets de substances radioactives a eu lieu au moment de l'explosion, entraînant la mise en contact direct du cœur du réacteur avec l'environnement. Cet important rejet initial est surtout imputable à la fragmentation mécanique du combustible lors de l'explosion. Il contenait principalement des composés volatils (des gaz rares, des iodes et des césiums). Les deux autres tiers des rejets se sont produits sur les dix jours suivants, alors que du combustible en fusion subsistait dans le réacteur et que le graphite était en feu. Les rejets ont été plus intenses entre le septième et le dixième jour lorsque les températures dans le cœur étaient les plus élevées. La forte baisse des rejets observée après dix jours est peut-être imputable à un refroidissement rapide du combustible à mesure que les matériaux fondus et les débris du cœur traversaient le bouclier inférieur et réagissaient avec d'autres matériaux plus froids dans le réacteur, mais aussi à l'extinction du feu de graphite.

Les estimations des rejets totaux réalisées à l'aide de toutes les sources possibles [16] (mesures dans l'environnement, analyses de ce qui reste dans l'installation) indiquent, en pourcentages de l'inventaire initial du cœur, le rejet de 100 % des gaz rares, de 50 à 60 % des iodes, de 20 à 40 % des césiums et de l'ordre de 3 à 6 % des autres éléments (incluant les actinides et les fragments de combustible retombés à proximité du réacteur). Ceci correspond au rejet d'environ  $2.10^{18}$  Bq d' $^{131}\text{I}$  (isotope ayant un rôle essentiel pour les effets à court terme ; sa période radioactive est de l'ordre de 8 jours) et d'environ  $10^{17}$  Bq de  $^{137}\text{Cs}$  (isotope ayant un rôle essentiel pour les effets à moyen et long termes ; sa période radioactive est de l'ordre de 30 ans).

Du fait de l'explosion et de la forte chaleur, dégagée par le combustible lui-même et par la combustion de l'hydrogène (provenant de l'oxydation du zirconium) et du graphite, les substances radioactives relâchées sont montées à des altitudes relativement élevées (entre 1 000 et 1 500 m), ce qui a contribué à réduire la contamination à courte distance, mais a entraîné une contamination sur de longues distances [17]. Les vents soufflant à cette altitude ont emporté les substances radioactives, d'abord vers la Scandinavie (la première détection de contamination a été faite en Suède, avant toute annonce officielle concernant l'accident), puis vers l'Europe centrale et occidentale. Compte tenu de la durée des rejets et des changements de conditions météorologiques, toute l'Europe (à l'exception de l'Espagne et du Portugal) a, en définitive, été touchée par une partie des rejets. Comme il y a eu de nombreuses précipitations atmosphériques, souvent très localisées, pendant les transferts de contamination, des dépôts importants se sont produits localement, entraînant une contamination hétérogène des sols et de la végétation. Le cas le plus typique est la contamination en « taches de léopard » observée en particulier dans le sud de la République de Biélorussie. Des phénomènes semblables, mais à plus faible niveau, ont également été observés en Italie, en Suisse et en France (Vosges, Corse, massif du Mercantour). La référence [17] présente une description détaillée de la dispersion des polluants radioactifs rejetés lors de l'accident à l'échelle de l'Europe et de la France et des cartes estimatives (en 2007) des dépôts d' $^{131}\text{I}$  et de  $^{137}\text{Cs}$  en France.

Au plan sanitaire, 28 personnes (principalement des pompiers qui ont combattu le feu) sont décédées rapidement à cause des très fortes doses de rayonnement qu'elles avaient reçues (trois autres personnes avaient été tuées lors de l'explosion du réacteur). Pour les 600 000 liquidateurs (personnels civils et militaires qui ont construit le sarcophage en béton rudimentaire visant à confiner le réacteur accidenté et qui ont nettoyé les sols les plus contaminés dans un rayon d'environ 30 km autour de la centrale), de nombreux troubles de santé ont été observés. Toutefois, l'absence de suivi médical systématique des liquidateurs ne permet pas d'établir de façon certaine les conséquences sanitaires de l'accident pour ces personnels. La discussion de ces aspects, fort complexes et controversés, sort du cadre de cet ouvrage.

Dans les zones les plus contaminées en Biélorussie, en Ukraine et en Russie, un effet sanitaire indiscutable des rayonnements est la très nette augmentation du taux de cancers de la thyroïde chez les enfants âgés de moins de 15 ans au moment de l'accident ; le facteur multiplicatif est compris entre 10 et 100 par rapport au taux « naturel » [17]. Les doses équivalentes à la thyroïde sont essentiellement dues à l'iode 131. Elles ont été reçues dans les trois premiers mois qui ont suivi l'accident. L'ingestion de denrées

contaminées et dans une moindre mesure l'inhalation de substances radioactives lors des rejets radioactifs ont été à l'origine des doses à la thyroïde.

Les habitants (116 000 personnes) de la zone la plus exposée, située dans un rayon de 30 km autour du réacteur accidenté, ont été évacués dans les jours qui ont suivi l'accident. Cette zone est appelée « zone d'exclusion ». Les dépôts de césium 137 (le césium 137 est le principal contributeur aux doses sur le long terme) y ont généralement dépassé les 500 000 Bq/m<sup>2</sup> et ont atteint plusieurs millions de Bq/m<sup>2</sup> dans les secteurs les plus touchés. La distribution des dépôts n'est pas uniforme autour du site ; elle suit les trajectoires successives des vents pendant les rejets.

À plus grande distance (de l'ordre de quelques centaines de kilomètres), le césium 137 s'est déposé de façon discontinue, conduisant à des taches de contamination là où les rejets ont rencontré des précipitations. Trois pays ont été affectés par des dépôts de césium 137 dépassant les 37 000 Bq/m<sup>2</sup> (limite retenue après l'accident pour définir les territoires contaminés) sur de vastes étendues : environ 41 840 km<sup>2</sup> en Ukraine, 46 450 km<sup>2</sup> en Biélorussie et 56 930 km<sup>2</sup> en Russie. Dans ces territoires, les dépôts sont variables et peuvent atteindre plusieurs centaines de milliers de Bq/m<sup>2</sup>, voire dépasser le million de Bq/m<sup>2</sup>.

En plus des personnes évacuées dans les jours qui ont suivi l'accident, 250 000 personnes supplémentaires ont été évacuées des territoires les plus contaminés entre les années 1986 et 1995. Ce nombre élevé de personnes évacuées s'explique notamment par la décision des autorités de l'ex-URSS d'évacuer les populations des zones où la contamination des sols en <sup>137</sup>Cs dépassait le seuil des 555 kBq/m<sup>2</sup> [18]. Ces évacuations ont largement contribué au traumatisme des populations.

Les conséquences de l'accident en France sont sans commune mesure avec celles observées dans les pays les plus touchés autour du site de Tchernobyl. La France a toutefois été touchée par des arrivées d'air contaminé qui se sont produites au début du mois de mai par le sud-est et par le nord-est, qui ont surtout affecté la moitié Est du pays et très peu la partie Ouest. Les sols forestiers ont été les plus contaminés surtout dans les zones de montagne et des taches de contamination de plusieurs milliers de Bq/m<sup>2</sup> ont été mesurées, surtout dans les Alpes-Maritimes, la Corse et les Vosges. Cependant, les études les plus récentes confirment que les doses reçues par la population française et les risques sanitaires associés peuvent être considérés comme faibles [17]. En particulier, les doses moyennes reçues à la thyroïde par les enfants en France sont environ 100 fois plus faibles que celles reçues par les enfants de Biélorussie pour lesquels un nombre important de cancers thyroïdiens a été observé. Aux niveaux de dose reçus en France, il n'existe pas d'étude épidémiologique mettant en évidence un excès de cancers de la thyroïde. Néanmoins, la possibilité d'un tel excès, en particulier chez les enfants, ne peut pas être exclue.

### **7.2.3. Les enseignements tirés en France en termes de sûreté**

L'accident de Tchernobyl est de nature différente de celui de Three Mile Island. À Tchernobyl, il s'agit d'un accident de réactivité largement lié aux caractéristiques

spécifiques des réacteurs RBMK (leur fonctionnement pouvant notamment conduire à un coefficient de vide positif, ce qui n'est pas le cas pour les réacteurs à eau sous pression [§ 2.1]). Néanmoins, en termes de sûreté, l'accident de Tchernobyl a conduit pour les centrales en exploitation en France :

- à la recherche et à la mise en évidence de possibilités d'accident de réactivité autres que celles traitées dans les rapports de sûreté existants ;
- à la recherche et à la mise en évidence de possibilités matérielles et humaines de fonctionner alors que des systèmes de sûreté sont inhibés ;
- au renforcement de la culture de sûreté des exploitants d'installation nucléaire visant notamment à éviter les écarts aux spécifications techniques d'exploitation et les inhibitions des systèmes de sécurité ;
- à la recherche et à la mise en évidence de situations où les spécifications techniques d'exploitation n'ont pas été respectées ;
- à renforcer les moyens permettant de mesurer les rejets radioactifs dans l'environnement ;
- au développement d'une réflexion visant à définir des mesures que les pouvoirs publics pourraient mettre en œuvre pour limiter les conséquences de rejets radioactifs à moyen et plus long termes après la phase d'urgence ;
- à une évolution vers plus de transparence de l'information : notamment par l'établissement et l'utilisation de l'échelle internationale des événements nucléaires (échelle INES de gravité des incidents et des accidents) et par une implication plus forte de la société civile (par l'entremise des Commissions locales d'information (CLI) et de l'Association nationale des CLI (ANCCLI)) dans le dispositif institutionnel chargé de la sûreté nucléaire qui comprend les pouvoirs publics (l'Autorité de sûreté nucléaire), l'expertise institutionnelle (l'IRSN) et les exploitants.

En particulier, l'accident de Tchernobyl, accident de criticité non traité par les concepteurs et inconnu des exploitants de l'ex-URSS, a conduit à réexaminer la manière dont les accidents de réactivité étaient envisagés et traités en France. Les possibilités de séquences non traitées dans les rapports de sûreté existants ont été explorées, mettant en évidence des scénarios potentiellement dangereux, notamment lorsque le réacteur est à l'arrêt. Ces scénarios comprennent l'envoi accidentel d'eau « claire » (c'est-à-dire dont la concentration en bore – absorbant neutronique – est faible) dans le cœur. Depuis, des dispositions complémentaires ont été prises en vue d'éliminer, autant que faire se peut, ce type d'accident dit de « dilution hétérogène ».

Bien que de nature différente de celui de Three Mile Island, l'accident de Tchernobyl a conduit à accélérer les travaux de recherche sur les accidents de fusion du cœur du réacteur, y compris les études et recherches examinant les possibilités de défaillance précoce du confinement. L'explosion de vapeur, l'échauffement direct de l'enceinte et l'explosion d'hydrogène qui sont les trois phénomènes pouvant conduire à une ruine brutale du confinement à court terme ont fait et continuent de faire l'objet de programmes de recherche importants (§ 5.2).

L'accident de Tchernobyl a également entraîné une prise de conscience des effets possibles à long terme d'un accident nucléaire. Pour le réacteur EPR, cela s'est traduit par la définition d'objectifs généraux de sûreté relatifs aux accidents avec fusion du cœur (voir § 4.3.4.1 pour plus de détail) :

- les accidents avec fusion du cœur qui conduiraient à des rejets précoces importants doivent être « pratiquement éliminés » ; ceci inclut les accidents avec fusion du cœur à haute pression (> 20 bars) ;
- les accidents avec fusion du cœur à basse pression doivent être traités de telle sorte que les rejets maximaux concevables associés ne nécessitent que des mesures de protection des populations très limitées en termes d'étendue et de durée.

#### **7.2.4. Les enseignements tirés en France en termes de gestion d'une « crise nucléaire »**

L'accident de Tchernobyl a posé de façon concrète le problème de l'évaluation et de la gestion d'une contamination à grande échelle par des radionucléides rejetés massivement par une installation nucléaire. En France, les enseignements tirés de l'analyse des conséquences de l'accident et les évolutions des techniques d'évaluation des contaminations de l'environnement ont permis de définir des axes de progrès dans le domaine de la gestion d'une crise nucléaire. Les enseignements portent sur deux aspects essentiels : comment évaluer, de façon suffisamment précise et réactive, les conséquences sur l'environnement et sur l'homme d'une contamination environnementale accidentelle ? Quelles sont les dispositions permettant de limiter au mieux l'impact d'une telle contamination sur la santé de la population ?

En France, après l'accident de Tchernobyl, il a été décidé de renforcer les capacités d'appréciation des conséquences radiologiques pour l'environnement et pour l'homme :

- accroissement et optimisation des moyens de détection précoce et de caractérisation de la contamination de l'air ;
- développement d'outils permettant de modéliser les transferts des radionucléides dans l'environnement (retombées au sol et contamination de la chaîne alimentaire) ;
- développement de méthodes pour évaluer et surveiller les conséquences dosimétriques sur les populations (irradiation externe par le milieu ambiant, contamination interne par inhalation et ingestion) et mise en place d'actions de protection pour limiter l'exposition interne par inhalation et ingestion.

Ces développements sont présentés dans le détail dans l'ouvrage en référence [17].

Dans le cadre des dispositions visant à renforcer la protection des populations, le gouvernement français a décidé, dix ans après l'accident, de pré-distribuer des pastilles d'iode stable aux personnes vivant à proximité d'une installation nucléaire pouvant rejeter de l'iode radioactif à ingérer, le moment venu, sur ordre du préfet ; l'absorption d'iode permet de prévenir l'apparition de cancers de la thyroïde (l'ingestion d'iode stable permet de saturer la thyroïde par de l'iode stable ; l'iode radioactif ne peut alors plus se fixer sur la thyroïde). Il est aussi apparu nécessaire de renforcer l'efficacité des plans

d'urgence internes (PUI) mis en place par l'exploitant et des plans particuliers d'interventions (PPI) mis en œuvre par les pouvoirs publics. Des exercices de simulation plus fréquents et impliquant les populations ont été conduits pour valider et renforcer les dispositions correspondantes.

### **7.2.5. Conclusion**

La catastrophe de Tchernobyl a conduit les pays concernés à revoir la sûreté des réacteurs RBMK et, plus généralement, la sûreté de l'ensemble des centrales des pays d'Europe de l'Est. Des programmes techniques et financiers de coopération internationale ont été développés à cette fin. Sous la pression internationale, la centrale de Tchernobyl a été définitivement arrêtée à la fin de l'année 2000. D'autres réacteurs de même type ont également été arrêtés lors de l'accession à l'Union européenne de pays de l'ex-URSS.

Des enseignements ont également été tirés de l'accident de Tchernobyl pour les centrales d'Europe de l'Ouest et les réacteurs français. Des études nouvelles ont été lancées concernant les accidents de réactivité. Des mesures ont été prises pour renforcer la culture de sûreté des exploitants (visant notamment à éviter les inhibitions de système de sécurité et les écarts aux spécifications techniques d'exploitation). Cependant, cet accident a surtout montré que la contamination résultant d'un accident grave pouvait être très étendue, couvrir un continent entier et avoir des conséquences socio-économiques de grande ampleur sur le long terme. Aussi, les enseignements tirés de l'accident ont surtout porté en France sur le développement de moyens et d'outils pour traiter une crise nucléaire à la fois sur le court terme (phase d'urgence) et sur le moyen et le plus long termes (phase « post-accidentelle »). Les réseaux de surveillance de l'environnement (air, sols, produits végétaux et animaux) ont ainsi été notablement renforcés. L'étude de mesures envisageables pour limiter les conséquences d'une crise nucléaire (protection radiologique et suivi sanitaire des populations, surveillance radiologique et réhabilitation des territoires affectés, redéploiement des activités industrielles et agricoles dans ces territoires, soutien économique aux filières affectées, relations avec les autres pays concernés par les conséquences de l'accident, etc.) a été développée.

Les conséquences et les effets sanitaires de l'accident ne sont encore connus que de façon partielle ; des études épidémiologiques de grande ampleur ont en particulier été engagées pour les « liquidateurs » et les populations concernées par les évacuations.

## **7.3. Le programme Phébus-PF**

### **7.3.1. Contexte**

Depuis l'accident de Three Mile Island (TMI-2), le 28 mars 1979, qui a conduit à la fusion d'environ la moitié du cœur du réacteur, avec toutefois des rejets peu importants de produits de fission dans l'environnement, un ensemble de programmes expérimentaux de recherche en sûreté a été réalisé par de nombreux organismes à travers le monde. De nombreux modèles de simulation ont également été développés pour

calculer le déroulement d'un accident de fusion du cœur, en évaluer les conséquences et apprécier l'efficacité des différentes mesures qui pourraient être mises en œuvre pour en limiter les effets. Le programme expérimental Phébus-PF (PF pour produits de fission), initié par l'IPSN (prédécesseur de l'IRSN) en 1988, est l'un des principaux programmes de recherche consacrés aux accidents de fusion du cœur des réacteurs à eau. Le programme a été lancé en partenariat avec la Commission européenne et EDF et réalisé en étroite collaboration avec le CEA, exploitant nucléaire du réacteur Phébus. La collaboration s'est rapidement étendue aux États-Unis, au Canada, au Japon, à la Corée du Sud et à la Suisse. Le caractère collaboratif du programme a permis des échanges réguliers entre partenaires au niveau international concernant la compréhension des résultats, l'interprétation qui en est faite ainsi que la capacité des outils de simulation à les reproduire. Ceci constitue un facteur important dans la réussite du programme.

Nombre de résultats obtenus au cours de ce programme étaient inattendus. Ces résultats, importants pour les études de sûreté, sont relatifs notamment à la dégradation des crayons de combustible et à l'oxydation de leurs gaines, à l'effet des matériaux constitutifs des barres de commande sur la dégradation du combustible et sur la chimie des produits de fission, au comportement de l'iode dans le circuit primaire du réacteur et dans l'enceinte de confinement. L'analyse de l'ensemble des résultats et leur utilisation dans les études des rejets radioactifs dans l'environnement qui pourraient résulter d'un accident de fusion de cœur ont permis de dégager un certain nombre d'enseignements [21, 24, 37, 58]. Les outils de calcul permettant de simuler les différents phénomènes physiques intervenant lors d'un tel accident ont été sensiblement améliorés grâce au développement de nouveaux modèles. Des essais spécifiques à petite échelle ont été réalisés pour comprendre les phénomènes inattendus observés et valider de nouveaux modèles. À l'issue du programme Phébus-PF, une liste des principales incertitudes restantes a été établie. Le projet européen EURSAFE [50] intégré au 5<sup>e</sup> programme cadre de recherche et de développement (PCRD) européen, dont l'objectif était de conduire à une évaluation réaliste des rejets possibles dans l'environnement pour une meilleure gestion des risques associés, a permis une hiérarchisation des recherches à mener en vue de réduire ces incertitudes. Une partie de ces recherches fait l'objet du programme international lancé conjointement par l'IRSN, le CEA et EDF en 2005 : le programme international Terme Source [27, 30], qui comporte une série d'essais analytiques relatifs notamment à la chimie de l'iode, à la dégradation du combustible en présence de carbure de bore (absorbant de neutrons), à l'oxydation des gaines sous air et aux cinétiques de relâchement des produits de fission à partir du combustible et qui devrait s'achever en 2014.

### **7.3.2. Description de l'installation Phébus-PF et de la grille d'essais**

Au cours du programme Phébus-PF, cinq essais intégraux en pile ont été réalisés. L'installation permet d'étudier, dans des conditions expérimentales représentatives de celles d'un réacteur nucléaire à eau sous pression en situation d'accident de fusion du cœur [25, 57], la dégradation du combustible jusqu'à la formation d'un bain fondu, la production d'hydrogène, le relâchement et le transport des produits de fission dans le

circuit primaire, la physique des aérosols et la chimie de l'iode dans le circuit primaire et l'enceinte de confinement.

Les différents phénomènes physiques étudiés interviennent : 1) dans le cœur du réacteur simulé par 20 crayons de combustible, analogues à ceux d'un REP, et un crayon absorbant de un mètre de long ; 2) dans le circuit primaire dont le générateur de vapeur est simulé par un tube en U inversé ; 3) dans l'enceinte de confinement simulée par un réservoir de 10 m<sup>3</sup> comprenant un volume rempli d'eau en guise de puisard, un volume gazeux et des surfaces peintes. Ces trois zones sont reproduites à l'échelle 1/5 000 par rapport à un réacteur nucléaire à eau sous pression de type 900 MWe (figure 7.11).

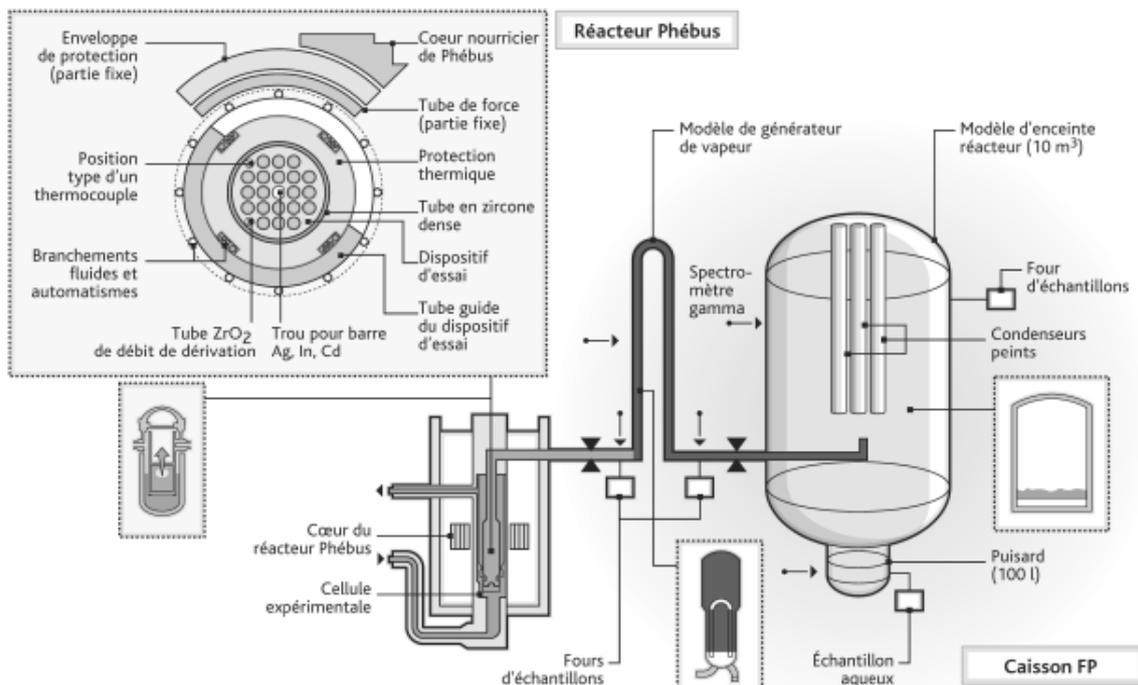


Figure 7.11. Schéma de l'installation Phébus-PF. Encart en haut à gauche : dispositif d'essai (grappe de 20 crayons combustibles).

La grille d'essais réalisée est décrite dans le tableau 7.1. Les conditions expérimentales des deux premiers essais (FPT0 et FPT1) étaient identiques, sauf pour ce qui concerne le combustible : le combustible utilisé lors de l'essai FPT0 était vierge alors qu'il avait été irradié à 23 GWj/tU pour l'essai FPT1 (taux d'irradiation équivalent à deux cycles d'irradiation dans un réacteur REP). Les principales caractéristiques de ces deux essais étaient un débit de vapeur d'eau assez élevé à l'entrée du dispositif d'essai permettant de conserver une atmosphère plutôt oxydante durant toute la phase d'oxydation des gaines en zircaloy par la vapeur d'eau, l'utilisation d'une barre de commande en argent-indium-cadmium (absorbant de neutrons), un circuit primaire régulé à 700 °C en branche chaude et à 150 °C en branche froide, la présence de surfaces peintes dans l'enceinte de confinement pour étudier les interactions de l'iode avec les peintures (condenseurs peints), une solution aqueuse acide remplissant le puisard de l'enceinte de confinement.

Tableau 7.1. Objectifs et conditions expérimentales des essais Phébus-PF.

Essai	Objectif principal	Conditions expérimentales			
		Grappe <sup>(1)</sup> combustible	Circuit primaire	Enceinte de confinement	Date
FPT0	Formation et développement d'un bain de corium et relâchement des produits de fission dans un mélange riche en vapeur d'eau	Combustible vierge 1 crayon Ag-In-Cd « ré-irradiation » : 9 j	Pas de condensation de la vapeur d'eau dans le générateur de vapeur	Surfaces peintes Puisard à pH 5	2 décembre 1993
FPT1	Comme pour FPT0 avec du combustible irradié	Combustible irradié à 23 GWj/tU 1 crayon Ag-In-Cd « ré-irradiation » : 9 j	Comme pour FPT0	Comme pour FPT0	26 juillet 1996
FPT2	Comme pour FPT1 avec relâchement des produits de fission dans un mélange riche en hydrogène	Combustible irradié à 32 GWj/tU « ré-irradiation » : 9 j	Comme pour FPT1 avec injection d'acide borique	Comme pour FPT1 sauf puisard à pH 9 avec évaporation	12 octobre 2000
FPT3	Comme pour FPT2	Comme pour FPT1 avec un crayon en B <sub>4</sub> C combustible irradié à 24 GWj/tU « ré-irradiation » : 9 j	Comme pour FPT0	Comme pour FPT2 sauf puisard à pH 5 avec évaporation, présence d'échantillons de recombineurs H <sub>2</sub>	18 novembre 2004
FPT4	Relâchement des produits de fission peu volatils et actinides d'un lit de débris UO <sub>2</sub> + ZrO <sub>2</sub>	Combustible irradié à 38 GWj/tU pas de « ré-irradiation »	Ajout de filtres intégraux en aval du dispositif d'essai Analyses chimiques des échantillons prélevés		22 juillet 1999

(1) Le combustible était « ré-irradié » dans le réacteur Phébus afin de reconstituer l'inventaire des produits de fission à vie courte, notamment celui de I<sup>131</sup>, ces produits de fission ayant disparu du combustible depuis le déchargement du réacteur où il avait été irradié.

Lors de l'essai FPT2, le débit de vapeur d'eau injecté était beaucoup plus faible, conduisant à une atmosphère plutôt réductrice (riche en hydrogène) lors de l'oxydation des gaines des crayons de combustible et la solution aqueuse de l'enceinte de confinement était maintenue alcaline à une température supérieure à celle de la phase gazeuse de manière à obtenir de l'évaporation à partir du puisard, contrairement aux essais précédents. Les conditions expérimentales de l'essai FPT3 étaient identiques à celles de l'essai FPT2, sauf pour ce qui concerne la nature de la barre de commande qui était cette fois

en carbure de bore et le pH du puisard (acide au lieu de basique). Enfin, l'objectif principal de l'essai FPT4 était d'étudier la cinétique de relâchement des produits de fission peu volatils et des actinides à partir d'un lit de débris constitué de fragments de pastilles de combustible et de gaines oxydées, typique de celui observé lors de l'accident de TMI-2.

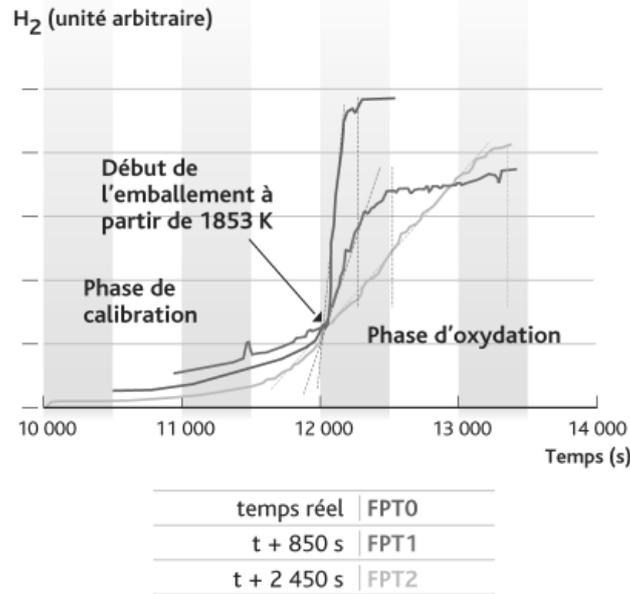
Un essai se déroulait en deux phases successives. Lors de la première phase, d'une durée de quelques heures, la température du combustible était progressivement élevée jusqu'à atteindre sa liquéfaction et la perte de géométrie de la grappe de crayons. Ceci entraînait le relâchement de produits de fission et de matériaux de structure dans l'enceinte de confinement *via* le circuit primaire. Le comportement de ces produits de fission et matériaux de structure était ensuite étudié dans l'enceinte de confinement pendant quatre jours, qu'ils soient sous forme de particules d'aérosol (phénomènes d'agglomération, de transport, de dépôt, etc.) ou sous forme gazeuse, plus particulièrement pour ce qui concerne l'iode. L'activité des produits de fission relâchés générait un débit de dose important dans l'enceinte de confinement et l'effet du rayonnement sur la chimie des produits de fission a également été étudié.

### **7.3.3. Principaux enseignements concernant la dégradation des crayons combustibles**

#### **7.3.3.1. Oxydation des gaines des crayons combustibles**

En cas d'accident de fusion du cœur d'un réacteur à eau, la dégradation du combustible débute par l'oxydation des gaines avec une élévation rapide des températures (§ 5.1.1.2). Lors du premier essai du programme Phébus-PF, FPT0, l'élévation rapide observée a été plus violente que celle précalculée, avec un taux de production d'hydrogène important, au-delà du dimensionnement des dispositifs de mesure (figure 7.12), et une augmentation de température des crayons combustibles jusqu'à un niveau très élevé, supérieur à 2 400 °C. Les premiers calculs réalisés après l'essai, avec les mêmes modèles que les précalculs et les conditions aux limites réelles de l'essai n'ont pas permis de reproduire les observations faites. Du fait de l'augmentation brutale de température des gaines, il y a eu une compétition entre leur oxydation qui progressait depuis l'extérieur des gaines avec formation d'une couche d'oxyde, et à l'intérieur de la gaine, la dissolution du combustible  $UO_2$  au contact de la partie métallique des gaines en fusion. Ces phénomènes se sont interrompus lorsque la couche extérieure d'oxyde de zirconium ( $ZrO_2$ ) est devenue trop fragile pour pouvoir contenir la couche de métal liquide (phénomène dit de dislocation des gaines). Les modèles utilisés dans les logiciels de calcul pour simuler ces phénomènes comprennent des corrélations définissant un critère de perte d'intégrité des gaines à partir de leur température et de l'épaisseur d'oxyde de zirconium. Ces corrélations ont été modifiées pour permettre un calcul correct de l'oxydation des gaines et de la production d'hydrogène associée (figure 7.12) pour les essais FPT0, FPT1, FPT2 [54], ainsi que FPT3 [56].

Par ailleurs, la cinétique de production d'hydrogène est fortement liée au débit de vapeur injecté dans l'assemblage. Si celui-ci est faible, la vapeur d'eau est presque entièrement consommée par l'oxydation des gaines en partie basse des crayons combustibles



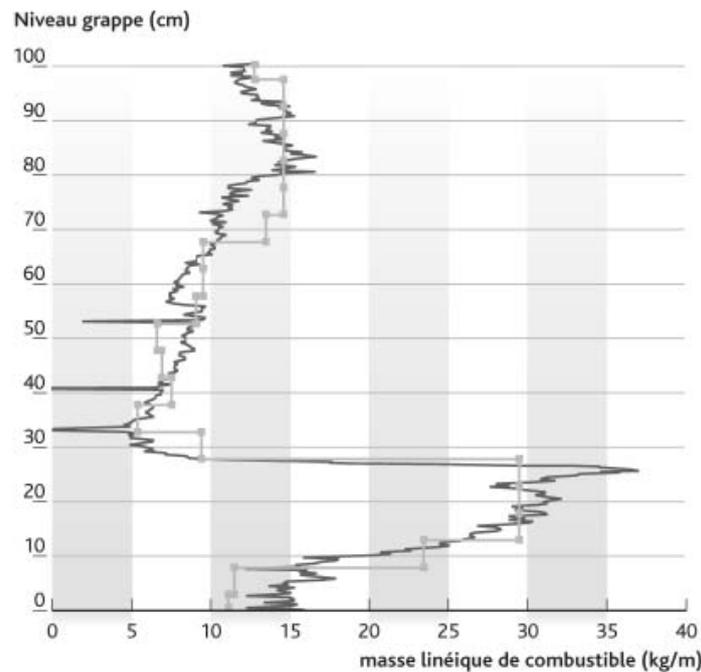
**Figure 7.12.** Cinétique de la production d'hydrogène mesurée lors des essais Phébus FPT0, 1 et 2 (traits pleins) et calculée avec les corrélations révisées à la suite des essais Phébus-PF (pentes en pointillés). Afin de faciliter la comparaison, les courbes des essais FPT1 et FPT2 sont représentées avec un décalage par rapport au temps réel depuis le début de l'essai.

et on observe un appauvrissement du fluide en vapeur d'eau en partie haute, conduisant notamment à une période de « starvation » en vapeur significative (on appelle « starvation » vapeur la phase pendant laquelle la vapeur d'eau est quasiment entièrement consommée par l'oxydation) lors des phases principales d'oxydation du gainage pour les essais FPT2 et FPT3. On constate alors une légère surestimation de la production d'hydrogène calculée par ces corrélations [56], probablement liée au couplage des phénomènes d'oxydation, de dissolution du combustible et de perte d'intégrité de la gaine.

### 7.3.3.2. Dégradation du combustible

Les expériences du programme Phébus-PF ont conduit à une dégradation du combustible plus importante que celle obtenue auparavant lors de diverses expériences intégrales du même type. Il a été en particulier observé que la liquéfaction du combustible et le passage d'une géométrie de type assemblage de crayons à un bain de matériaux fondus pouvaient se produire pour une température de 2 350 °C (à plus ou moins 200 °C), bien inférieure au point de fusion de l' $UO_2$  pur (2 830 °C) [54]. Les dégradations très importantes observées lors des essais du programme Phébus-PF semblent être liées à des interactions significatives entre le combustible et les matériaux de structure (structures en acier et gaines en zircaloy principalement), probablement intensifiées par le gonflement du combustible dû à la présence de quantités importantes de produits de fission gazeux et volatils. L'oxydation du combustible par la vapeur d'eau conduit à un changement de sa stœchiométrie (augmentation de la quantité d'oxygène par rapport à l'uranium lors des essais) diminuant sa température de fusion, ce qui semble avoir

joué un rôle particulièrement important [20]. Bien que la modélisation détaillée de ces phénomènes reste à améliorer ou à développer, les outils de calcul utilisés aujourd'hui reproduisent bien l'état final de la dégradation d'un assemblage (figure 7.13) à condition d'imposer une réduction appropriée de la température de relocalisation<sup>9</sup> des crayons combustibles [55].



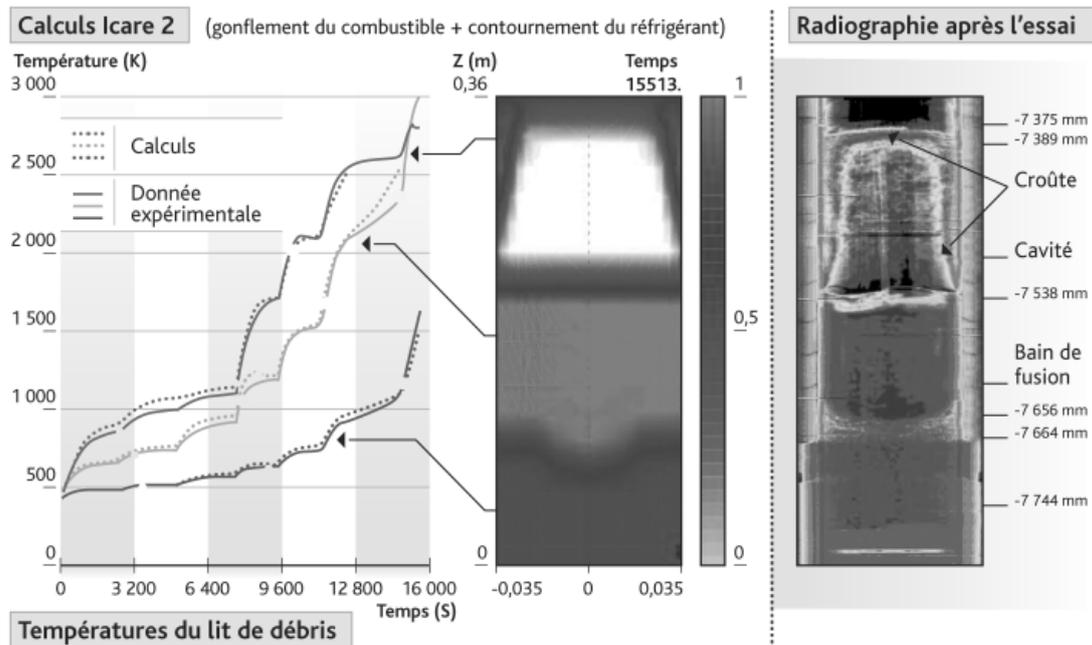
**Figure 7.13.** Exemples de distributions axiales de combustible mesurée (en violet) et calculée avec le logiciel ICARE2 (en orange) [55] à la fin de l'essai FPT2, mettant en évidence une accumulation de matériaux dans la partie basse de l'assemblage dégradé (zone où s'est formé un bain de corium) et un manque de matériaux au-dessus (zone où s'est formée une cavité).

La sensibilité des modèles de dégradation aux valeurs des paramètres importants (critères de dislocation des gaines et température de relocalisation du combustible) a été évaluée pour des calculs de l'accident de TMI-2 à l'aide du logiciel américain MELCOR [43]. Lors de cette étude, il a été montré que le comportement calculé du cœur dépend fortement des modèles de dégradation utilisés et des valeurs de leurs paramètres. L'utilisation d'une température de relocalisation de 2 230 °C pour le changement de géométrie, déduite des résultats des essais du programme Phébus-PF, a maintenant été adoptée pour le logiciel MELCOR et permet d'obtenir d'assez bons résultats. Les mêmes conclusions et retours d'expérience ont été tirés d'études menées avec les logiciels ICARE/CATHARE et ASTEC développés par l'IRSN (décrits aux § 5.1.1.3.2 et § 8.3).

9. On appelle « température de relocalisation du combustible » la température à laquelle on considère, dans les logiciels de simulation, que la géométrie de type « assemblage de crayons » n'est plus conservée, et qu'il y a mouvement massif du combustible vers le bas, que ceci soit dû à des phénomènes de liquéfaction ou à des écroulements de la phase solide.

La dégradation du lit de débris du dispositif FPT4, y compris le passage du lit de débris au bain de matériaux fondus, a pu être reproduite (figure 7.14) en supposant un gonflement du combustible [31] provoquant une réduction des porosités au sein du lit de débris et, par conséquent, une redistribution du débit de vapeur vers la périphérie du lit de débris (réduction des échanges thermiques par convection).

L'analyse des résultats des examens destructifs du combustible, après l'essai FPT4, montre que celui-ci a vraisemblablement été oxydé au cours du transitoire, que des interactions à l'état solide ont pu conduire à une liquéfaction partielle précoce (2 530 °C, valeur basse en l'absence de composés métalliques) et qu'une partie du corium s'est formée par fusion séparée des deux constituants ( $\text{UO}_2$  et  $\text{ZrO}_2$ ). Bien qu'on ne dispose pas d'une mesure directe de la porosité du combustible après l'essai, les observations sont cohérentes avec l'hypothèse d'un gonflement du combustible. Enfin, l'analyse de la composition des phases fondues montre que des températures supérieures à 2 700 °C ont été atteintes.



**Figure 7.14.** Évolutions des températures (calculées et mesurées) dans le lit de débris de l'essai FPT4 et état final de dégradation du combustible indiqué par le code ICARE2 (densité relative calculée) et par la radiographie après l'essai (densité relative mesurée).

L'essai FPT3 [53] a été réalisé dans des conditions très semblables à celles de l'essai FPT2, excepté la présence d'une barre de commande en carbure de bore ( $\text{B}_4\text{C}$ ) au lieu d'un absorbant à base d'alliage d'argent, d'indium et de cadmium (Ag-In-Cd). Bien que le transitoire de puissance ait été arrêté à un niveau bien inférieur à celui de l'essai FPT2 avec une dégradation beaucoup moins étendue de l'assemblage, une dégradation plus précoce s'est produite, notamment pendant la phase d'oxydation des gaines. Par ailleurs, les logiciels de calcul sont incapables de reproduire aujourd'hui correctement tous les résultats de l'essai FPT3, en particulier la durée de la phase riche en hydrogène et

pauvre en vapeur d'eau (figure 7.15). Quelques hypothèses sur le rôle possible du  $B_4C$  ont été formulées pour expliquer la dégradation précoce du gainage [28, 56], et ont été explorées par des expériences à effets séparés (partie BECARRE, terminée en 2010, du programme Terme Source [27]). Ces expériences ont montré que des projections sur les gaines des crayons combustibles voisins de la barre de commande en carbure de bore d'un mélange fondu  $B_4C$ -acier pouvaient se produire et accélérer la dégradation des gaines.

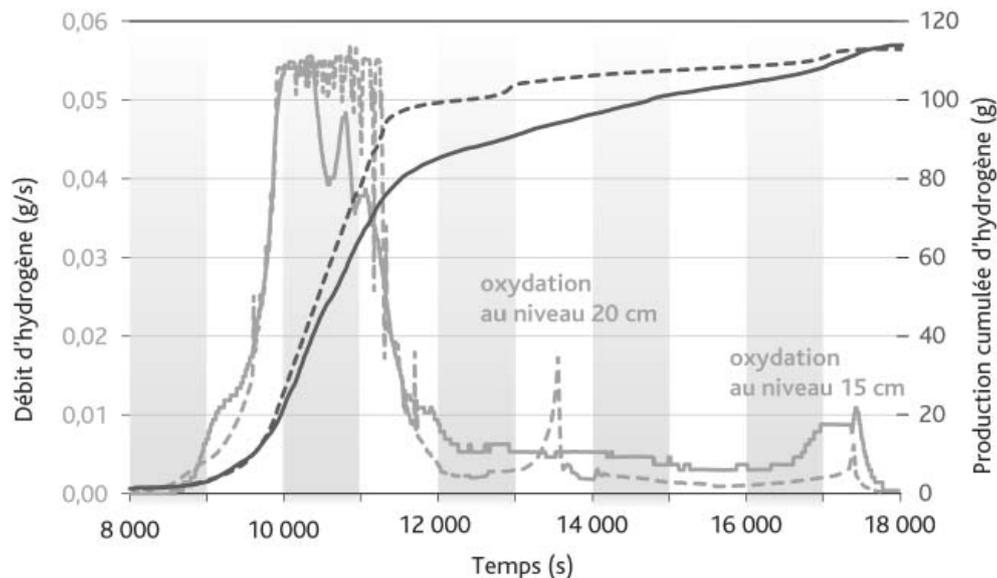


Figure 7.15. Débit de relâchement d'hydrogène et production cumulée d'hydrogène lors de l'essai FPT3. Comparaison calcul ICARE2 (---) - expérience (—).

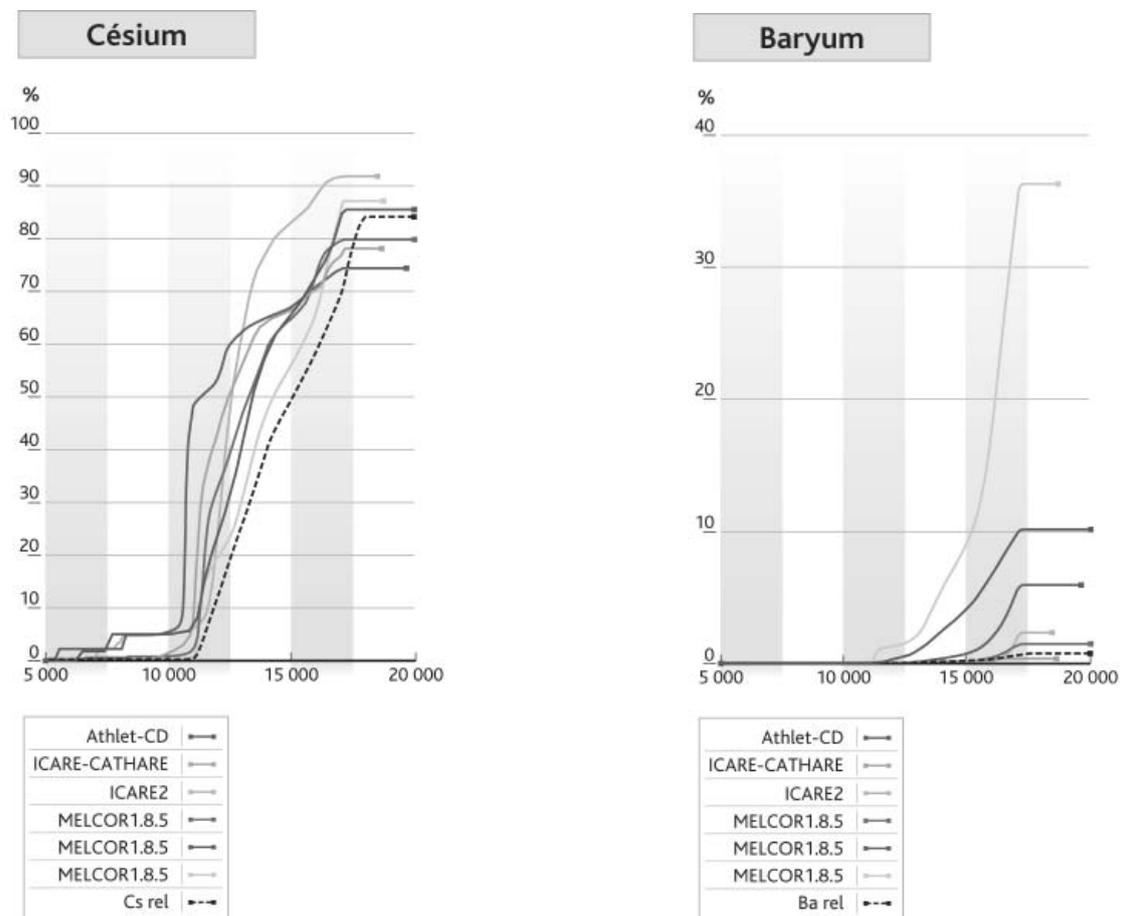
### 7.3.4. Relâchements à partir du cœur

#### 7.3.4.1. Relâchements de produits de fission

De manière générale, les pourcentages de l'inventaire des produits de fission relâchés du combustible lors des trois essais Phébus-PF FPT0, FPT1 et FPT2 sont similaires. Néanmoins, du fait du plus faible débit de vapeur injecté dans le dispositif d'essai lors de l'essai FPT2, une fraction non négligeable des produits de fission volatils relâchés (Mo, Cs, I et Te) s'est déposée dans la partie supérieure de la grappe de combustible et dans la zone non régulée thermiquement située juste au-dessus. Ceci a également été constaté lors de l'essai FPT3.

Les relâchements de produits de fission dépendent des caractéristiques du combustible  $UO_2$  (températures, degré d'oxydation, taux de combustion) ainsi que de ses interactions avec les autres éléments constitutifs du cœur à mesure que la dégradation des matériaux progresse. Ces dépendances ont été clairement mises en évidence lors des essais du programme Phébus-PF. Les relâchements de produits de fission volatils sont globalement bien prédits par l'ensemble des logiciels de calcul (voir le résultat pour le

césium figure 7.16, gauche) même si certains, notamment ceux fondés sur une approche de type CORSOR<sup>10</sup>, surestiment la cinétique de relâchement des produits de fission au début du transitoire de puissance, plus précisément lors de l'emballage de la réaction d'oxydation des gaines du combustible [26, 29]. Les codes semi-empiriques, bien que ne modélisant pas de façon détaillée l'ensemble des phénomènes, mais prenant en compte par des modèles simplifiés les phénomènes les plus influents comme par exemple l'accroissement significatif de la diffusion à l'intérieur de la matrice d'oxyde d'uranium lors de son oxydation, calculent de façon satisfaisante les relâchements de produits de fission volatils aussi bien pour les essais analytiques que pour les essais intégraux de type Phébus. C'est le cas par exemple du logiciel ASTEC.



**Figure 7.16.** Cinétiques de relâchement du césium (à gauche) et du baryum (à droite) lors de l'essai Phébus FPT1 telles que prédites par différents codes de calcul (résultats de l'ISP 46 [26]). Comparaison avec les mesures expérimentales (en pointillés noirs).

Il est à noter que, dans le cas particulier de l'essai FPT0, caractérisé par un combustible très faiblement irradié, le relâchement précoce de produits de fission volatils

10. Les modèles de type CORSOR utilisent des corrélations de relâchement en fonction de la température issues de résultats d'expérimentations à petite échelle.

observé ne peut s'expliquer que par la dissolution partielle du combustible dès la phase d'oxydation des gaines [35].

La prédiction par les logiciels semi-empiriques des cinétiques de relâchement des produits de fission semi-volatils et peu volatils, qui dépendent fortement des interactions chimiques, est beaucoup moins satisfaisante (voir les résultats pour le baryum figure 7.16, droite). Néanmoins, une meilleure compréhension des phénomènes régissant ces relâchements a pu être obtenue grâce à l'utilisation de modèles mécanistes [35] tels que ceux inclus dans le logiciel MFPR (§ 5.5.2.3 pour plus de détail). Ces connaissances sont progressivement intégrées dans les logiciels de calcul semi-empiriques sous la forme de modèles simplifiés. Les relâchements de baryum lors des essais du programme Phébus-PF réalisés avec une grappe de crayons combustibles sont beaucoup plus faibles que ceux mesurés lors des essais analytiques. La différence a été attribuée aux interactions du combustible avec les matériaux de gainage (comme le zirconium et le fer contenus dans la gaine de la barre de commande) qui entraînent une nette réduction de la volatilité du baryum [34]. Une telle hypothèse est d'ailleurs confirmée par les résultats de l'essai Phébus FPT4 (lit de débris de combustible et de fragments de gaines sans matériau de barre de commande), au cours duquel le relâchement de baryum a été plus important durant les premières phases de l'essai lorsque les matériaux étaient encore solides que lors des phases à plus haute température durant lesquelles la liquéfaction commence ainsi que les interactions entre les débris de combustible et les fragments de gaines oxydées [22].

Ainsi, les résultats des essais du programme Phébus-PF mettent clairement en évidence un lien entre la cinétique de relâchement des produits de fission et les phénomènes de dégradation du combustible.

#### 7.3.4.2. Émission d'aérosols de matériaux de structure

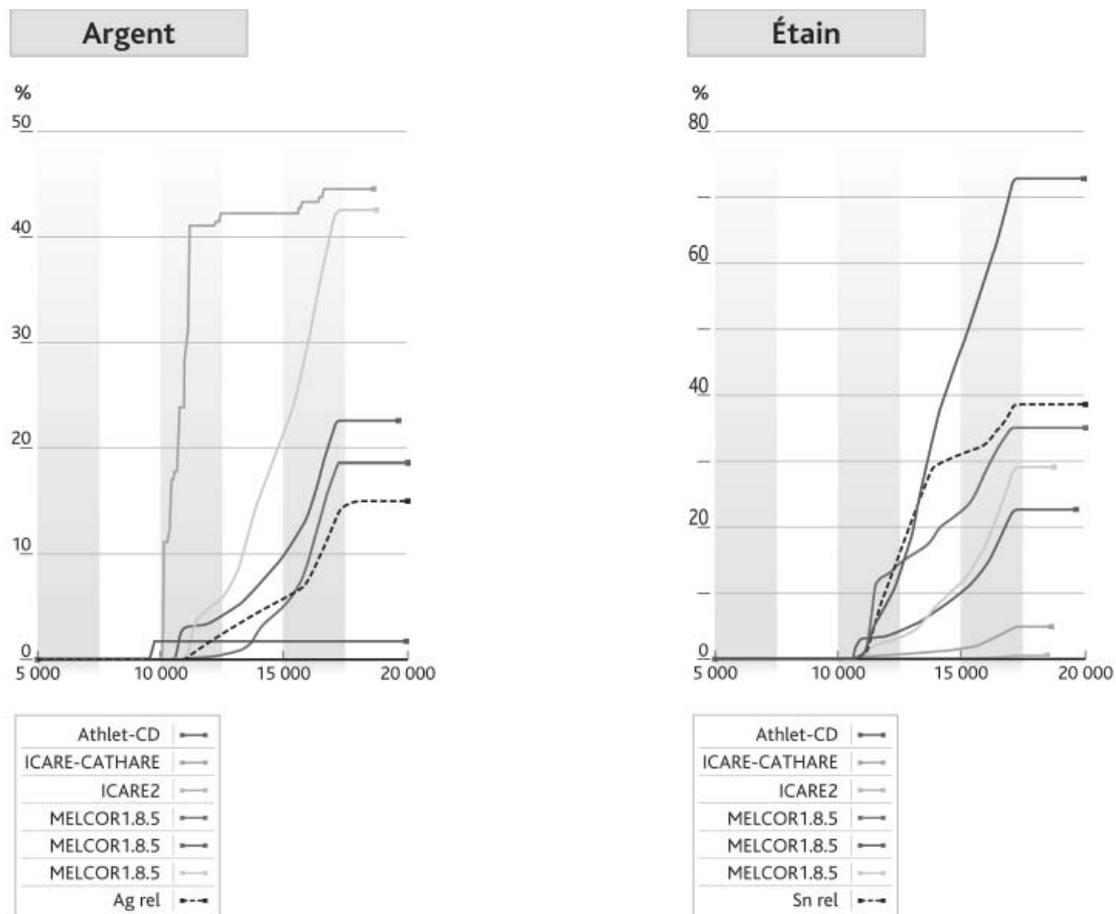
L'émission d'aérosols provenant de matériaux de structure et de barres de commande est importante à double titre :

- la masse des matériaux de structure dans le cœur est largement supérieure à celle des produits de fission. Ces matériaux constituent une part importante de la masse des aérosols circulant dans le circuit primaire et relâchée dans l'enceinte de confinement. Cette part était majoritaire lors des deux premiers essais (plus de 50 % de la masse totale des aérosols) ; elle a été plus faible lors des essais FPT2 et FPT3 (environ 35 % de la masse totale des aérosols dans l'enceinte de confinement). La masse totale d'aérosols présents dans l'enceinte de confinement au cours du temps ainsi que la cinétique de dépôt de ces aérosols dépendent donc de l'émission des matériaux de structure ;
- certains des éléments concernés interagissent avec les produits de fission (comme par exemple l'argent avec l'iode), ce qui peut modifier le comportement des produits de fission et leur volatilité.

L'émission des éléments constitutifs des barres de commande en argent-indium-cadmium était mal calculée par la plupart des logiciels de calcul [26], en particulier

celle de l'argent (figure 7.17). Les phénomènes majeurs gouvernant l'émission de ces éléments sont maintenant relativement bien compris et des modèles ont été développés et introduits dans certains logiciels tels que ICARE, ASTEC et MELCOR. Néanmoins, il reste à prendre mieux en compte l'influence de la dégradation du crayon absorbant sur l'émission de ses éléments constitutifs. L'émission d'étain contenu initialement dans le zircaloy des gaines (figure 7.17) a elle aussi été reconsidérée. Sur la base des résultats expérimentaux du programme Phébus-PF, un nouveau modèle a été élaboré qui prédit un relâchement progressif de cet élément au fur et à mesure de l'oxydation des gaines pendant un accident de fusion du cœur d'un réacteur à eau.

Enfin, les modèles d'émission de l'uranium, un des autres constituants majeurs des aérosols émis et relâchés dans l'enceinte de confinement, ont également été revus sur la base des résultats expérimentaux de l'essai Phébus FPT4. Une grande dispersion des prédictions par les différents logiciels de calcul relatives à l'émission d'uranium avait été clairement mise en évidence lors des calculs prévisionnels de l'essai, démontrant la nécessité d'améliorer les modèles. D'après les calculs réalisés après l'essai en utilisant les conditions thermiques expérimentales, l'émission d'uranium à partir de la partie inférieure du lit de débris aurait pu atteindre 60 g (pour une masse totale d'uranium dans le



**Figure 7.17.** Cinétiques de relâchement de l'argent (à gauche) et de l'étain (à droite) lors de l'essai Phébus FPT1, telles que prédites par différents logiciels de calcul (résultats de l'ISP 46 [26]). Comparaison avec les mesures expérimentales (en pointillés noirs).

lit de débris d'environ 4,5 kg) [52]. Cependant, une très large proportion de cet uranium, non mesurée, s'est déposée dans la partie supérieure du lit si bien que la fraction calculée d'uranium relâché à partir du combustible est compatible avec la valeur expérimentale, estimée à environ 11 g d'après les analyses chimiques des filtres intégraux disposés en aval du dispositif d'essai [22].

### **7.3.5. Transport des produits de fission et des aérosols dans le circuit primaire**

Au cours des essais du programme Phébus-PF, deux zones principales de rétention des aérosols et produits de fission ont été identifiées dans la partie simulant le circuit primaire. Ces zones, où les températures de la paroi et du fluide chutent brutalement, sont la portion verticale de la branche chaude située immédiatement au-dessus de la grappe de combustible (refroidissement d'environ 1 750 °C à 700 °C) et la branche ascendante du générateur de vapeur (refroidissement de 700 à 150 °C).

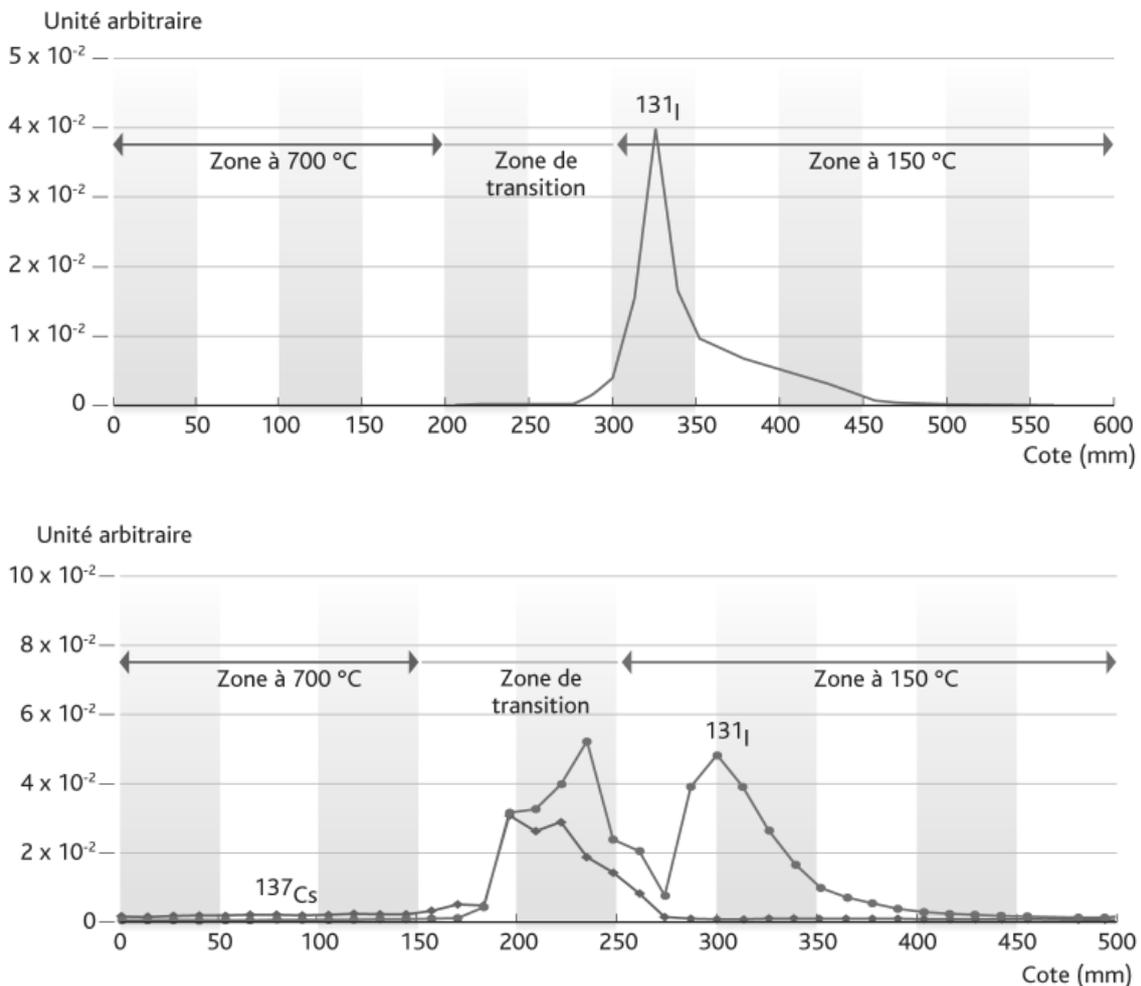
Lors des deux premiers essais du programme Phébus-PF, FPT0 et FPT1, la plupart des éléments ont été transportés sous forme d'aérosols dans la branche chaude du circuit primaire dont la température était régulée à 700 °C, à l'exception de l'iode, du cadmium et partiellement du césium. Lors de ces essais, l'iode et le cadmium se sont déposés en quantités importantes à l'entrée du générateur de vapeur par condensation de leurs vapeurs. En revanche, le césium s'est déposé en quantités égales dans chacune des deux zones à gradient thermique élevé mentionnées ci-dessus, compte tenu de sa plus faible volatilité. D'autres éléments enfin, tels que le molybdène et l'argent, moins volatils, se sont déposés principalement dans la ligne verticale du circuit située au-dessus de la grappe de combustible.

Quelques différences notables ont pu être observées lors de l'essai FPT2 par rapport aux essais précédents. En particulier, outre les trois éléments cités précédemment (I, Cs, Cd), l'indium et le tellure ont également été transportés partiellement sous forme de vapeur à 700 °C. Pour chacun de ces éléments, la fraction transportée sous forme de vapeur est relativement constante au cours de l'essai et représente plus de la moitié de sa masse totale. Une vitesse de dépôt dans la branche chaude du générateur de vapeur identique pour ces éléments, mais aussi pour le molybdène, a été mesurée.

Des phénomènes de revaporisation partielle et temporaire des dépôts dans la branche chaude du circuit ont pu être clairement mis en évidence lors des essais FPT1 et FPT2. De tels phénomènes ont surtout été observés pour le césium après la fin des relâchements à partir du combustible et s'expliquent par une baisse de la pression partielle des vapeurs des différentes espèces de césium dans le fluide.

Le tellure quant à lui semble avoir eu un comportement spécifique durant l'essai FPT2, avec en particulier une importante fraction déposée dans le circuit primaire en amont du générateur de vapeur, peut-être par chimisorption. Ces dépôts pourraient induire à long terme des relâchements d'iode (fils du tellure).

Enfin, différentes formes chimiques de l'iode, transportées au cours de l'essai FPT2 sous forme de vapeur dans la branche chaude du circuit primaire, ont pu être mises en évidence grâce à l'analyse des condensats déposés sur les parois des lignes de prélèvement, dans une zone où la température chutait de 700 °C à 150 °C. Plusieurs espèces ont pu être distinguées : l'iodure de césium détecté uniquement après la phase d'oxydation principale des gaines (détection par spectrométrie des éléments Cs et I dans les mêmes proportions) et d'autres espèces plus volatiles non identifiées dont les températures de condensation sont respectivement d'environ 200 °C et dans une fourchette de 330 à 430 °C (figure 7.18). Le cas particulier de la présence d'iode gazeux dans le circuit primaire est traité au paragraphe 7.3.7.



**Figure 7.18.** Profils de condensation des vapeurs de césium (en rose) et d'iode (en vert) dans des lignes à gradient de température entre 700 °C et 150 °C durant la première phase d'oxydation des gaines (en haut) et durant la phase d'échauffement du combustible (en bas) lors de l'essai FPT2.

Les analyses du transport des aérosols et des produits de fission dans le circuit primaire lors des essais FPT0 et FPT1 réalisées avec le logiciel de calcul ASTEC [46] montrent qu'en général, les calculs prédisent de façon satisfaisante le comportement des vapeurs et des aérosols et les quantités globales déposées dans le circuit primaire. Néanmoins, la rétention des produits de fission est sous-estimée dans la ligne verticale au-dessus de la

grappe de combustible et surestimée dans le générateur de vapeur. La sous-estimation des dépôts dans la ligne verticale peut s'expliquer par le fait que l'écoulement du fluide dans cette région n'est établi ni hydrauliquement ni thermiquement, à cause des gradients de température importants et des variations de géométrie brutales (passage d'un écoulement dans la grappe combustible à un écoulement dans une tuyauterie cylindrique). Les situations où l'écoulement du fluide n'est pas établi favorisent en effet le transfert de masse aux parois. Par ailleurs, la rétention dans la branche ascendante du générateur de vapeur est surestimée d'environ un facteur 2 par la plupart des logiciels de calcul. Si un certain nombre d'hypothèses ont été avancées pour expliquer cet écart [46], et des calculs bidimensionnels de suivi des trajectoires des particules réalisés [44], aucune amélioration significative n'a été obtenue.

Pour ce qui concerne la spéciation des produits de fission, il faut noter que, lors des essais du programme Phébus-PF, le césium est majoritairement transporté sous forme condensée dès la branche chaude du circuit primaire. Cela montre clairement que l'hydroxyde CsOH n'est pas la forme chimique prédominante, alors que cela était couramment admis avant le programme Phébus-PF. D'après les calculs d'équilibre thermodynamique, dans les conditions expérimentales des deux premiers essais du programme Phébus-PF, la formation de molybdate de césium dans le circuit primaire serait favorisée. Cette espèce est prédite par le logiciel de calcul ASTEC/SOPHAEROS (§ 5.5.6) et a été introduite dans d'autres logiciels de calcul comme MELCOR [40]. Pour ce qui concerne l'essai FPT2, l'analyse des données des tubes à gradient thermique et des lignes de prélèvement (figure 7.18) met en évidence les difficultés de calcul des espèces iodées avec en particulier la prédiction, quelle que soit la phase de l'essai, de la présence d'iodure de césium, ce qui n'est pas toujours en accord avec les résultats expérimentaux [42].

### **7.3.6. Thermohydraulique et comportement des aérosols dans l'enceinte de confinement**

La thermohydraulique dans le réservoir de l'installation Phébus simulant une enceinte de confinement était principalement gouvernée par les débits d'injection et de condensation de la vapeur d'eau. Les calculs simplifiés réalisés avec un maillage grossier de cette enceinte (un ou quelques compartiments) reproduisent assez bien les résultats des mesures thermohydrauliques (températures, pressions, taux d'humidité, etc.) ainsi que la répartition des aérosols à la fin de l'essai [26]. Conformément aux résultats des mesures expérimentales, ils prédisent que la majeure partie des aérosols a sédimenté sur le fond elliptique de l'enceinte de confinement, le reste ayant été déposé sur les surfaces où se condensait la vapeur d'eau. Dans les calculs, lors des deux premiers essais, une faible fraction se dépose sur les parois latérales de l'enceinte de confinement (parois chauffées pour éviter la condensation de vapeur d'eau). La cinétique et la répartition des dépôts d'aérosols mesurées lors de l'essai FPT2 diffèrent quelque peu des résultats des essais précédents, avec en particulier une cinétique de dépôt (tous phénomènes confondus) plus lente, une fraction moins importante déposée sur les surfaces où se condense la vapeur d'eau et une fraction plus importante déposée sur les parois latérales de l'enceinte. Ces différences peuvent s'expliquer à la fois par un débit d'injection, donc de condensation de la vapeur d'eau dans l'enceinte, plus faible lors de cet essai et une taille

et une densité moyenne de particules plus faibles (moins de matériaux de structure) : le débit de condensation plus faible diminue les dépôts sur les surfaces condensantes et les particules d'aérosols plus petites se déposent plus facilement par diffusion brownienne sur les parois latérales.

La masse d'aérosols retenue à la fin des essais du programme Phébus sur le fond elliptique de l'enclinte et sur les surfaces condensantes est généralement bien calculée par les logiciels « points » utilisant les modèles classiques de dépôt d'aérosols par sédimentation et diffusiophorèse [26, 47], bien que, pour certains d'entre eux, les fractions respectives d'aérosols déposés suivant ces deux mécanismes ne soient pas tout à fait exactes. Un nouveau modèle de dépôt de particules par diffusion sur les parois latérales de l'enclinte, fondé sur une description de l'amortissement de la turbulence dans la couche limite aux abords de la paroi, a permis de retrouver la masse d'aérosols déposée sur ces surfaces [49]. Suivant les essais, la masse calculée varie entre 2 % et 4 % de la quantité d'aérosols dans l'enclinte. Elle est plus importante pour l'essai FPT2, conformément aux résultats des mesures expérimentales. En résumé, les logiciels de calcul « point » ont permis de prédire de manière satisfaisante la thermohydraulique dans l'enclinte de confinement [48] ainsi que la physique des aérosols au cours des essais du programme Phébus-PF.

### **7.3.7. La chimie de l'iode dans l'enclinte de confinement**

Un des résultats les plus inattendus des essais du programme Phébus-PF, important pour la sûreté, est la mise en évidence expérimentale de l'existence d'une petite fraction d'iode volatil à basse température dans l'enclinte de confinement très tôt (dès le début de la phase de relâchement des produits de fission depuis le combustible) au cours des essais Phébus FPT0, FPT1 et FPT2 [45]. L'iode gazeux mesuré dans l'enclinte de confinement durant cette phase a été interprété comme provenant du circuit primaire, contrairement aux prédictions des modèles de thermochimie qui prévoyaient que tout l'iode se trouvait sous une forme condensée (Csl) à la sortie de ce circuit. Des limitations d'ordre cinétique dans les réactions chimiques en phase gazeuse impliquant l'iode (réactions incomplètes) sont l'explication la plus plausible puisqu'aucun des calculs supposant un équilibre chimique du mélange gazeux dans le circuit primaire ne permet de reproduire les résultats expérimentaux [23, 41]. Ces limitations peuvent être induites par les conditions thermiques spécifiques du circuit primaire au cours des essais du programme Phébus-PF, avec en particulier de forts gradients thermiques à la sortie du dispositif d'essai et à l'entrée du générateur de vapeur. Ces limitations sont accentuées pour les concentrations de produits de fission les plus faibles, ce qui expliquerait la plus forte fraction d'iode volatil mesurée lors de l'essai FPT0 réalisé avec du combustible très faiblement irradié et comportant environ 50 fois moins de produits de fission en comparaison des essais FPT1 et FPT2 utilisant du combustible irradié.

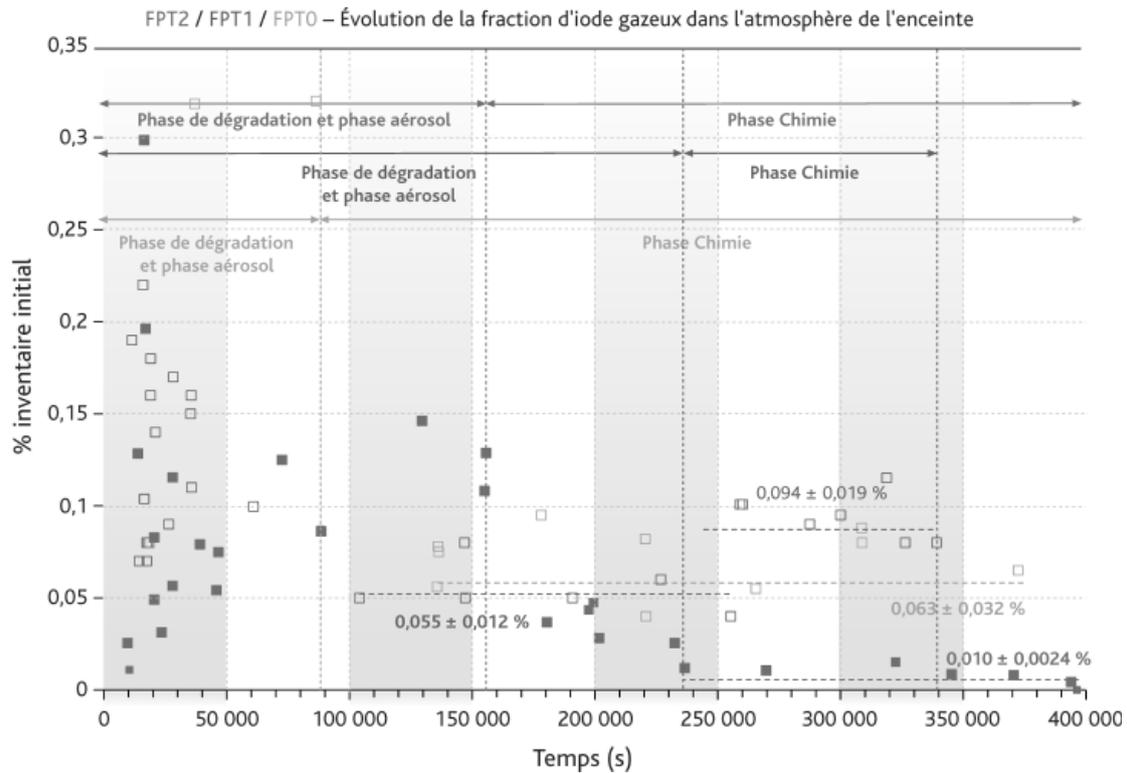
La fraction d'iode volatil s'est révélée être encore nettement plus importante lors de l'essai FPT3. Les raisons restent à élucider mais pourraient être liées au fait que l'essai FPT3 a été réalisé avec une barre de commande en carbure de bore au lieu de l'alliage Ag-In-Cd utilisé lors des essais précédents. Une étude expérimentale est en cours (CHIP)

dans le cadre du programme international Terme Source [30] pour mieux comprendre et quantifier les phénomènes en jeu.

Le rôle clé de l'argent présent dans la barre de commande a été clairement mis en évidence lors des essais du programme Phébus-PF, et plus particulièrement lors des deux premiers, caractérisés par des fractions d'argent relâchées importantes. Ainsi, lors des deux premiers essais Phébus-PF, l'iode a été détecté et mesuré dans le puisard du réservoir simulant l'enceinte de confinement essentiellement sous une forme insoluble qui a été identifiée comme de l'iodure d'argent. La cinétique de réaction de l'iode avec l'argent est, dans certaines conditions, assez rapide, ce qui conduit à inhiber la volatilisation attendue de l'iode du puisard, par suite soit de l'oxydation radiolytique des ions  $I^-$  dissous dans l'eau, soit de la formation d'iodures organiques à partir des surfaces peintes immergées (§ 5.5.6 pour plus de détail). Un ensemble de programmes expérimentaux analytiques et semi-intégraux a permis de quantifier les cinétiques des différentes réactions argent-iode et de modéliser les phénomènes mis en jeu [19, 38].

L'importance des surfaces peintes non immergées de l'enceinte de confinement dans la formation d'iodures organiques a été clairement mise en évidence lors des deux premiers essais du programme Phébus-PF. Cette formation devient en effet prédominante par rapport à la formation d'iodures organiques à partir des surfaces peintes immergées lorsque la fraction d'iode soluble dans le puisard est faible (c'est-à-dire pour des fractions relâchées d'argent largement en excès par rapport à celles de l'iode) [32]. C'est pourquoi, au moins lors des deux premiers essais du programme Phébus-PF, les iodures organiques sont l'espèce d'iode volatil qui a été mesurée majoritairement dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement au bout d'environ une journée.

D'une manière générale, les essais du programme Phébus-PF ont montré que la concentration d'iode volatil dans le réservoir simulant l'enceinte de confinement à long terme (au-delà de 24 heures) dépend principalement des phénomènes physico-chimiques intervenant dans la phase gazeuse et donc de la concentration d'iode volatil provenant du circuit primaire ou formé dans l'enceinte de confinement. Au-delà d'une journée, la concentration d'iode dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement reste constante, ce qui montre qu'un équilibre est atteint entre les réactions de formation et de destruction de l'iode volatil d'une part et les processus d'adsorption et de désorption d'autre part (figure 7.19). Par ailleurs, les réactions radiolytiques en phase gazeuse, comme par exemple les réactions de destruction d'iode moléculaire et d'iode organique par les produits de radiolyse de l'air, sont déterminantes pour la spéciation des espèces iodées à long terme, donc pour l'évaluation des rejets dans l'environnement en cas de perte d'intégrité de l'enceinte de confinement d'un REP (éventage au travers de filtres ou percement du radier). En effet, l'oxydation radiolytique des iodures volatils par l'ozone, les oxydes d'azote et les différents radicaux formés par la radiolyse de l'air, conduit à la formation d'oxydes d'iode sous forme condensée [33, 39]. La concentration d'iode volatil à l'échelle d'un ou de quelques jours dans une enceinte de confinement dépend donc du devenir des produits d'oxydation radiolytique de l'iode, et en particulier de leurs affinités pour les surfaces de l'enceinte de confinement (peintures, acier, etc.).



**Figure 7.19.** Évolutions de la concentration d'iode volatil dans le réservoir simulant l'enceinte de confinement lors des essais FPT0, FPT1 et FPT2 (pourcentage de l'inventaire total dans le combustible). Les valeurs à l'équilibre sont données pour la phase aérosol et la phase chimie pour FPT1 et pour la phase chimie pour FPT0 et FPT2.

Les analyses de l'ensemble des résultats relatifs au comportement de l'iode lors des essais FPT0 et FPT1, effectuées dans le cadre du cercle d'interprétation international<sup>11</sup> dédié à la chimie de l'iode dans l'enceinte de confinement, sont résumées dans la référence [41]. Ces analyses ont contribué à l'amélioration de la compréhension du comportement de l'iode et ont notamment permis de mettre en évidence :

- l'occurrence probable de limitations d'ordre cinétique lors des réactions chimiques en phase gazeuse dans le circuit primaire, qui pourraient être à l'origine de la formation d'iode volatil à basse température ;
- le rôle clé de l'argent provenant des barres de commande dans la chimie de l'iode en phase liquide dans l'enceinte de confinement, la formation irréversible d'iodure d'argent insoluble empêchant la revolatilisation d'iode moléculaire par oxydation radiolytique des iodures et la formation d'iode organique dans la phase liquide ;
- l'importance des surfaces peintes non immergées de l'enceinte de confinement dans la production d'iodures organiques lorsque l'iode est peu soluble en phase liquide (comme par exemple lors d'un relâchement important d'argent dans l'enceinte de confinement), conduisant à la production de formes d'iode volatil majoritairement organiques ;

11. Les partenaires internationaux du programme Phébus-PF partagent leurs interprétations des résultats des essais. Ceci est réalisé dans le cadre de « cercles d'interprétation » dont un est consacré à la chimie de l'iode.

- l'équilibre atteint dans l'enceinte de confinement entre la formation et la destruction de l'iode volatil, qui conduit à des concentrations d'iode en phase gazeuse quasi stationnaires ;
- l'importance des réactions en phase gazeuse entre l'iode et les produits de radiolyse de l'air dans la spéciation de l'iode à long terme (oxydes ou nitroxydes d'iode) et par conséquent pour l'évaluation des rejets accidentels dans l'environnement en cas de fusion de cœur.

Les enseignements tirés de l'analyse des résultats relatifs au comportement de l'iode lors des essais du programme Phébus-PF ont été utilisés pour l'amélioration et le développement de modèles, par la suite intégrés dans la plupart des logiciels de calcul traitant de la chimie de l'iode dans l'enceinte de confinement d'un réacteur de puissance, comme ceux qui traitent :

- des réactions entre l'iode et l'argent en phase liquide (en prenant en compte les réactions Ag métal/ $I_2(g)$ , Ag métal/ $I^-$  et Ag oxyde/ $I^-$  mais aussi l'oxydation de l'argent par les produits de radiolyse de l'eau) ;
- de l'oxydation radiolytique de l'iode moléculaire et de l'iode organique par les produits de radiolyse de l'air et de la formation d'oxydes d'iode ;
- de la formation hétérogène d'iode organique à partir de l'adsorption d'iode moléculaire sur les surfaces peintes non immergées.

### **7.3.8. Utilisation des résultats des essais du programme Phébus-PF dans les études de sûreté**

La connaissance acquise grâce au programme Phébus-PF est capitalisée dans les logiciels de simulation des accidents graves tels que ASTEC, MELCOR ou MAAP. Ces logiciels, décrits dans le chapitre 8, sont utilisés pour réaliser des études de sûreté, les résultats du programme Phébus-PF pouvant parfois être utilisés directement. À titre d'exemple, on peut citer ce qui a été fait à l'IRSN et à l'US NRC pour ce qui concerne l'évaluation des rejets accidentels envisageables dans l'environnement. À l'IRSN, ceci concerne en particulier la quantification des rejets différés et filtrés et les études probabilistes de sûreté de niveau 2 [37]. Les résultats les plus récents sont intégrés dans les études probabilistes de sûreté de niveau 2.

À l'US NRC, une analyse critique, étayée par les résultats des essais du programme Phébus-PF, des recommandations et hypothèses rassemblées dans le rapport NUREG-1465 [59] qui traite des rejets accidentels a été menée sur la base des avis d'un groupe d'experts [36], dont certains appartenaient à l'IRSN.

Les résultats du programme Phébus-PF ont été également utilisés lors de la définition des priorités en matière de recherche sur les accidents de fusion du cœur dans le cadre du projet européen EURSAFE [50]. Les leçons qui continuent à être tirées des essais du programme Phébus-PF sont utilisées par le réseau d'excellence SARNET [51] ; en particulier, les priorités en matière de recherche y sont périodiquement revisitées [60]. Le programme international Terme Source [27] qui vise à réduire les incertitudes qui ont été mises en évidence lors du programme Phébus-PF fait partie de cet effort coopératif.

## Références

- [1] <http://www.threemileisland.org/>, en particulier le rapport suivant :  
J. Kenemy, *President's Commission Report: The need for change, the legacy of TMI*, Washington DC, US Government Printing Office, 1979.
- [2] <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/fact-sheets/3mile-isle.html>
- [3] J. Bourgeois, P. Tanguy, F. Cogné, J. Petit, *La Sûreté Nucléaire en France et dans le monde*, Polytechnica, 1996.
- [4] J. Libmann, *Éléments de sûreté nucléaire*, EDP Sciences, collection IPSN, 2000.
- [5] J. Walker, J. Samuel, *Three Mile Island: a nuclear crisis in historical perspective*, Berkeley: University of California Press, 2004.
- [6] J. Duco, *Accidents nucléaires : Three Mile Island*, techniques de l'ingénieur, BN3883, <http://www.techniques-ingenieur.fr/book/bn3883/accidents-nucleaires.html>, 2004.
- [7] G. Cenerino, F. Pichereau, E. Raimond, M. Dubreuil, L. Esteller, C. Pignolet, F. Bigot, P. Quentin, R. Gonzalez, B. Clement, K. Herviou, *L'accident de Three Mile Island et ses enseignements pour la sûreté des centrales nucléaires en France*, [www.irsn.fr](http://www.irsn.fr), 2009.
- [8] Progress Made in the last fifteen years through analyses of the TMI-2 accident performed in Members Countries, OECD/CSNI/GAMA Report, NEA/CSNI/R(2005)1, 2005.
- [9] Ability of current advanced codes to predict core degradation, melt progression and reflooding. Benchmark exercise on an alternative TMI-2 accident scenario, OECD/CSNI/NEA Report, NEA/CSNI/R(2009)3, 2009.
- [10] G. Bandini, M. Buck, W. Hering, L. Godin-Jacqmin, G. Ratel, P. Matejovic, M. Barnak, G. Paitz, A. Stefanova, N. Trégourès, G. Guillard, V. Koundy, Progress on ASTEC Validation on Circuit Thermal-Hydraulics and Core Degradation, *Progress in Nuclear Energy* 52 (1), 148-157, 2010.
- [11] N. Rasmussen *et al.*, *Reactor Safety Study*, WASH-1400, Washington DC, US NRC, 1975.
- [12] Fukushima, un an après – Premières analyses de l'accident et de ses conséquences, rapport IRSN, IRSN/DG/2012-001, disponible sur [www.irsn.fr](http://www.irsn.fr), 2012.
- [13] Site de l'AEN, Le site et la séquence accidentelle de Tchernobyl, <http://www.oecd-neo.org/rp/chernobyl/fr/>.
- [14] The chernobyl accident, AIEA, INSAG-7, 1992.

- [15] J. Duco, Accidents nucléaires, Tchernobyl (URSS), Techniques de l'Ingénieur, BN3884. <http://www.techniques-ingenieur.fr/base-documentaire/energies-th4/surete-et-protection-nucleaires-42205210/accidents-nucleaires-bn3884/>.
- [16] Agence internationale de l'énergie atomique, Environmental consequences of the Chernobyl accident and their remediation: 20 years of experience, Report of the UN Chernobyl Forum Expert Group « Environment », 2005.
- [17] P. Renaud, D. Champion, J. Brenot, *Les retombées radioactives de l'accident de Tchernobyl sur le territoire français*, Éditions TEC&DOC, Lavoisier, collection Sciences et techniques de l'IRSN, 2007.
- [18] D. Robeau, *Catastrophes et accidents nucléaires dans l'ex-Union Soviétique*, EDP Sciences, collection IPSN, 2001.
- [19] J. Ball, W.C.H. Kupferschmidt, J.C. Wren, Results from the phase 2 of the Radioiodine Test Facility experimental programme, Chemistry of Iodine in Reactor Safety, *Workshop proceedings Würenlingen*, Switzerland, 10-12 juin, NEA/CSNI/R(96)6, 1996.
- [20] M. Barrachin, P.Y. Chevalier, B. Cheynet, E. Fischer, New modeling of the U-O-Zr phase diagram in the hyper-stoichiometric region and consequences for the fuel rod liquefaction in oxidizing conditions, *Journal of Nuclear Materials* **375**, 397-409, 2008.
- [21] J. Birchley, T. Haste, H. Bruchertseifer, R. Cripps, S. Guntayand B. Jäckel, Phebus-FP: Results and significance for plant safety in Switzerland, *Nuclear Engineering and Design* **235**, 1607-1633, 2005.
- [22] P.D.W. Bottomley, P. Carbol, J-P. Glatz, D. Knoche, D. Papaioannou, D. Solatie, S. Van Winckel, A-C. Gregoire, G. Grégoire, D. Jacquemain, Fission product and actinide release from the Debris bed test Phebus FPT4: synthesis of the Post test Analyses and of the Revaporisation testing of the plenum samples performed at ITU, *International Congress on Advanced Power Plants (ICAPP-05)*, 15-19 mai, Seoul, Korea, 2005.
- [23] L. Cantrel, E. Krausmann, Reaction kinetics of a fission product mixture in a steam-hydrogen carrier gas in the Phebus primary circuit, *Nuclear Technology* **144**, 2003.
- [24] B. Clément, Summary of the Phebus FP Interpretation status, *Proc. 5th Technical seminar on the Phebus FP programme*, Aix-en-Provence, France, 24-26 juin, 2003.
- [25] B. Clément, N. Hanniet-Girault, G. Repetto, D. Jacquemain, A.V. Jones, M.P. Kissane, P. Von der Hardt, LWR severe accident simulation: synthesis of the results and interpretation of the first Phebus FP experiment FPT-0, *Nuclear Engineering and Design* **226**, 5-82, 2003.
- [26] B. Clément, T. Haste, ISP-46 – Phebus FPT-1, NEA/CSNI/R(2004)18, 2004.

- [27] B. Clément, Towards reducing the uncertainties on Source Term Evaluations: an IRSN/CEA/EDF R&D programme, *Proc. Eurosafe Forum*, Berlin, Germany, November 8-9, 2004.
- [28] B. Clément, O. De Luze and G. Repetto, Preliminary results and interpretation of Phebus FPT-3 test, MELCOR Cooperative Assessment meeting, 20-21 September, Albuquerque (NM) USA, 2005.
- [29] B. Clément *et al.*, Thematic network for a Phebus FPT-1 international standard problem (THENPHEBISP), *Nuclear Engineering and Design* **235**, 347-357, 2005.
- [30] B. Clément, R. Zeyen, The Phebus Fission Product and Source Term International Programmes, *International Conference New Energy for New Europe*, Bled, Slovenia, 5-8 septembre, 2005.
- [31] J.C. Crestia, G.Repetto and S. Ederli, Phebus FPT-4 First post test calculations on the debris bed using the ICARE V3 code, *Proc. 4th technical seminar on the Phebus FP programme*, Marseille, France, mars 2000.
- [32] S. Dickinson, H. E. Sims, E. Belval-Haltier, D. Jacquemain, C. Poletiko, S. Hellmann, T. Karjunen and R. Zilliacus, Organic Iodine Chemistry, *Nuclear Engineering and Design* **209**, 193-200, 2001.
- [33] S. Dickinson, The radiolysis of gaseous iodine species in air, Data Analysis and Modelling of Iodine Chemistry and Mitigation Mechanism, EC Report, SAM-ICHEMM-D010, 2002.
- [34] R. Dubourg and P. Taylor, A qualitative comparison of barium behaviour in the Phébus FPT-0 test and analytical tests, *Journal of Nuclear Materials* **294**, 32-38, 2001.
- [35] R. Dubourg, H. Faure-Geors, G. Nicaise, M. Barrachin, Fission product release in the first two Phebus tests FPT-0 and FPT-1, *Nuclear Engineering and Design* **235**, 2183-2208, 2005.
- [36] Energy Research, Inc., Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants: High Burnup and Mixed Oxide Fuels, ERI/NRC 02-202, October 2002.
- [37] J.M. Evrard, C. Marchand, E. Raimond, M. Durin, Use of Phebus FP Experimental Results for Source Term Assessment and Level 2 PSA, *Proc. 5th Technical seminar on the Phebus FP programme*, Aix-en-Provence, France, 24-26 juin, 2003.
- [38] F. Funke, G.-U. Greger, A. Bleier, S. Hellmann, W. Morell, The reaction between iodine and silver under severe PWR accident conditions, *Chemistry of Iodine in Reactor Safety, Workshop proceedings Würenlingen*, Switzerland, June 10-12, NEA/CSNI/R(96)6, 1996.
- [39] F. Funke, P. Zeh, S. Hellmann, Radiolytic oxidation of molecular iodine in the containment atmosphere, Iodine Aspects of Severe Accident Management,

- Workshop proceedings Vantaa, Finland 18-20 May 1999, NEA/CSNI/R(99)7, December 1999.*
- [40] R.O. Gauntt, Overview of MELCOR Development, Assessment and Applications Activities, *MELCOR Cooperative Assessment meeting*, September 20-21, Albuquerque (NM) USA, 2005.
- [41] N. Girault, S. Dickinson, F. Funke, A. Auvinen, L. Herranz, E. Krausmann, Iodine behaviour under LWR accidental conditions: lessons learnt from analyses of the first two Phebus FP tests, *Nuclear Engineering and Design* **236**, 1293-1308, 2006.
- [42] N. Girault, C. Fiche, A. Bujan, J. Dienstbier, Towards a Better Understanding of Iodine Chemistry in RCS of Nuclear Reactors, *2nd European Meeting on Severe Accident Research, ERMSAR 2007*, June 12-14, 2007.
- [43] T.Haste, E.Cazzoli, J.Vitásková, J. Birchley, TMI-2 Analysis with MELCOR 1.8.5 and SCDAPSIM, *MELCOR Cooperative Assessment meeting*, September 20-21, Albuquerque (NM) USA, 2005.
- [44] C. Housiadas, K. Müller, J. Carlsson and Y. Drossinos, Two-dimensional effects in thermophoretic particle deposition: the Phebus-FP steam generator, *Journal of Aerosol Science* **32** (suppl 1), S1029-S1030, 2001.
- [45] D. Jacquemain, N. Hanniet, C. Poletiko, S. Dickinson, C. Wren, D. Powers, E. Krausmann, F. Funke, R. Cripps, B. Herrero, An Overview of the Iodine Behaviour in the Two First Phebus Tests FPT0 and FPT1, *OECD Workshop on Iodine Aspects of Severe Accident Management*, Vantaa, Finland, May 18-20, 1999.
- [46] M.P. Kissane and I. Drosik, Interpretation of Fission-product transport behaviour in the Phebus FPT0 and FPT1 tests, *Nuclear Engineering and Design* **236**, 1210-1223, 2006.
- [47] I. Kljenak and B. Mavko, Simulation of containment phenomena during the Phebus FPT-1 test with the CONTAIN code, *Proc. Nuclear Energy for New Europe 2002*, Kranjska Gora, Slovenia, September 9-12, 2002.
- [48] V.D. Layly, P. Spitz, S. Tirini, A. Mailliat, Analysis of the Phebus FPT0 containment thermal hydraulics with the Jericho and TRIO-VF codes, *Nuclear Engineering and Design* **166**, 413-426, 1996.
- [49] V.D. Layly, Aerosol behaviour in a closed vessel: analysis of the Phebus FPT-0 test aerosol phase in the containment, Phebus report, Phebus IP 98/391, 1998.
- [50] D. Magallon *et al.*, European expert network for the reduction of uncertainties in severe accidents safety issues (EURSAFE), *Nuclear Engineering and Design* **235**, 309-346, 2005.
- [51] J.C. Micaelli *et al.*, SARNET: A European Cooperative Effort on LWR Severe Accident Research, *European Nuclear Conference 2005*, Versailles (France), 12-15 décembre, 2005.

- [52] H. Manenc, P.K. Mason and M.P. Kissane, The modelling of fuel volatilisation in accident conditions, *Journal of Nuclear Materials* **294**, 64-68, 2001.
- [53] Ph. March *et al.*, First results of the Phebus FPT-3 test, *Proc. of the 14th International Conference on Nuclear Engineering*, July 17-20, 2006, Miami, Florida, USA, 2006.
- [54] G. Repetto, B. Clément, S. Ederli, Analysis of the FPT-0, FPT-1 and FPT-2 experiments of the Phebus FP program investigating in vessel phenomena during a LWR accident, *10th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-10)*, Seoul, Korea, October 5-9, 2003.
- [55] G. Repetto, S. Ederli, Analysis of the FPT-0 and FPT-2 Phebus FP experiments using porous medium geometry with the ICARE2 code, *11th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-11)*, Avignon, France, octobre 2005.
- [56] G. Repetto, O. De Luze, J. Birchley, T. Drath, T. Hollands, M. Koch, C. Bals, K. Trambauer, H. Austregesilo, Preliminary analyses of the Phebus FPT3 experiment using Severe Accident Codes (ATHLET-CD, ICARE/CATHARE, MELCOR), *2nd European Meeting on Severe Accident Research, ERMSAR 2007*, June 12-14, 2007.
- [57] M. Schwarz, G. Hache and P. Von der Hardt, Phebus FP: a severe accident research programme for current and advanced light water reactors, *Nuclear Engineering and Design* **187**, 47-69, 1999.
- [58] M. Schwarz, B. Clément, A.V. Jones, Applicability of Phebus FP results to severe accident safety evaluations and management measures, *Nuclear Engineering and Design* **209**, 173-181, 2001.
- [59] L. Soffer, S.B. Burson, C.M. Ferrell, R.Y. Lee, J.N. Ridgely, Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants, NUREG 1465, 1995.
- [60] Schwinges *et al.*, Ranking of severe accident research priorities, *Progress in Nuclear Energy* **52**, 11-18, 2010.