

# Chapitre 3

## Recherches sur les accidents de perte de réfrigérant primaire

---

Les accidents de perte de réfrigérant primaire (APRP, ou LOCA en anglais<sup>8</sup>) font partie des conditions de fonctionnement à prendre en compte pour la conception et le dimensionnement des réacteurs à eau sous pression, dans le cadre de l'approche déterministe de sûreté. Ce sont des accidents postulés à caractère hypothétique (4<sup>e</sup> catégorie des conditions de fonctionnement<sup>9</sup>), dont l'événement initiateur est une brèche dans l'enveloppe du circuit primaire. Une telle brèche entraîne une chute plus ou moins brutale de la pression dans ce circuit et une perte d'eau. Cela conduit inexorablement à l'échauffement des crayons de combustible, malgré l'arrêt des réactions nucléaires à la suite de la chute automatique des barres de commande, à cause de la chaleur résiduelle qui se dégage dans le combustible. Cet échauffement doit rester limité pour que l'endommagement du combustible ne mette pas en cause le refroidissement du cœur du réacteur et ne conduise pas à sa fusion. Les accidents de perte de réfrigérant primaire « dimensionnent » notamment le système d'injection (d'eau) de sécurité RIS (débit, etc.), certains composants mécaniques du circuit primaire et l'enceinte de confinement du réacteur.

Dans les années 1970, des critères de sûreté pour les gaines des crayons de combustible (première barrière de confinement) ont été définis sur la base de l'état

---

8. *Loss of Coolant Accident.*

9. Voir l'ouvrage « Éléments de sûreté nucléaire », J. Libmann, EDP Sciences, 1996, chapitre 3.

des connaissances de l'époque. Ils sont présents dans la réglementation américaine, et en particulier dans le 10 CFR (*Code of Federal Regulations*) 50.46 et son appendice K, diffusé en 1974, et ont été retenus en France pour la construction des premiers réacteurs électronucléaires sous licence Westinghouse. La publication de ces textes constituait l'aboutissement d'années de discussions entre l'AEC (Atomic Energy Commission, ancêtre de l'U.S.NRC – United States Nuclear Regulatory Commission) et les exploitants nucléaires américains. Cependant, depuis 1974, les conditions d'exploitation des réacteurs et les combustibles ont évolué (augmentation des taux de combustion, nouveaux matériaux pour les gaines des crayons de combustible, etc.), ce qui a mené à différents programmes de recherches et de développements précisés ci-après.

Les accidents de perte de réfrigérant primaire mettent en jeu des phénomènes complexes dans le réacteur, sur trois aspects :

- la thermohydraulique dans le circuit primaire,
- la tenue mécanique des structures internes à la cuve du réacteur,
- la thermomécanique des crayons de combustible.

La tenue mécanique des structures internes est l'un des aspects particulièrement complexes de l'APRP de par la nature dynamique et dissymétrique de la décompression de l'eau du circuit primaire. La chute de pression, de 50 à 80 bars d'amplitude, se propage à travers le circuit primaire à la vitesse du son dans l'eau (de l'ordre de 1 000 m/s) sous la forme d'une onde de décompression, arrivant dans la cuve par un seul piquage. Cela engendre des chargements mécaniques importants sur les structures internes à la cuve et sur les assemblages de combustible, qui doivent conserver leur géométrie pour garantir l'arrêt du réacteur par la chute des grappes de commande et le maintien de la capacité de refroidissement du cœur. En France, depuis la conception des réacteurs à eau sous pression, la brèche correspondant à la rupture guillotine doublement débattue<sup>10</sup> d'une tuyauterie du circuit primaire – dite 2A – a été postulée systématiquement pour étudier certaines conséquences de l'APRP (capacité de refroidissement du cœur, tenue de l'enceinte, conséquences radiologiques) mais pas pour d'autres (tenue mécanique des structures internes à la cuve et des assemblages de combustible) pour lesquelles des brèches guillotines à débattement limité sont considérées. En effet, sur tous les réacteurs à eau sous pression du parc français actuellement en service, des dispositifs anti-débattement visant à limiter les débattements de tuyauterie en cas de brèches sont installés. En outre, pour la rupture postulée en sortie de pompe primaire où il n'y a pas de dispositif anti-débattement, la rigidité de la branche froide limite la section de brèche.

La recherche sur les accidents de perte de réfrigérant primaire s'est structurée selon deux axes majeurs :

- l'étude des phénomènes thermohydrauliques diphasiques intervenant lors des phases de vidange du circuit primaire, de renoyage du cœur et de remouillage des crayons de combustible ;

---

10. Il s'agit d'une rupture complète (sur 360°) de tuyauterie, dont les deux tronçons séparés sont écartés l'un de l'autre, ce qui maximise le débit de fuite.

- l'étude du comportement des gaines et des combustibles dans de telles conditions accidentelles.

Des progrès considérables dans la connaissance de ces phénomènes ont été réalisés au cours des 30 dernières années. Ils se sont traduits par le développement de logiciels de simulation sophistiqués permettant d'étudier le déroulement de ces accidents à l'échelle du réacteur et de vérifier si les critères de sûreté sont satisfaits avec des marges suffisantes en regard des incertitudes qui subsistent – voire de les faire évoluer.

### 3.1. *Thermohydraulique diphasique*

En France, les travaux de recherche menés essentiellement dans un cadre coopératif entre EDF, le CEA, Framatome et l'IPSN ont abouti au développement du logiciel de simulation CATHARE<sup>11</sup> [1]. Ce logiciel modélise de manière détaillée le comportement de l'eau circulant dans les circuits primaire et secondaire d'un réacteur à eau sous pression, depuis les conditions normales de fonctionnement jusqu'aux limites des conditions de dimensionnement classiques, c'est-à-dire jusqu'à l'endommagement du combustible. Afin de couvrir un domaine de conditions thermohydrauliques le plus large possible, les phases liquide et vapeur sont traitées distinctement à l'aide d'un ensemble de six équations (conservation des masse, quantités de mouvement et d'énergie). À l'origine, la modélisation était essentiellement monodimensionnelle, alors que dans certaines zones de la chaudière, comme le cœur du réacteur, les écoulements peuvent ne pas être unidirectionnels du fait de la distribution de puissance non uniforme ou de modifications de géométrie au cours de l'accident. Dans les années 2000, le logiciel a évolué avec la possibilité de modéliser des écoulements multi-dimensionnels et de décrire pendant le renoyage du cœur le comportement des gouttelettes séparément de celui des phases continues de liquide et de vapeur [2]. En effet, la vapeur circulant à grande vitesse le long des gaines produit, par un phénomène de cisaillement, des gouttelettes qui circulent dans le film de vapeur et interviennent dans les transferts de chaleur.

Un tel logiciel visant une description fine des phénomènes thermohydrauliques nécessite de connaître avec précision les lois de la physique régissant les transferts de masse, de quantité de mouvement et d'énergie aux interfaces entre chacune des phases ainsi qu'entre ces phases et les parois. Aussi, le développement du logiciel s'est-il accompagné de la réalisation de nombreux essais à caractère analytique. La majorité d'entre eux s'est déroulée dans les années 1980 et 1990 dans des installations spécifiques très instrumentées construites par le CEA sur le site de Grenoble. Sans être exhaustif, nous citerons plus particulièrement :

- CANON et SUPERCANON, pour l'étude de la dépressurisation et de la vaporisation de l'eau, d'abord en géométrie circulaire puis en géométrie représentative d'un assemblage de crayons ;

---

11. Code avancé de thermohydraulique pour les accidents de réacteurs à eau.

- MOBY DICK et SUPER MOBY DICK (SMD), pour l'étude des débits diphasiques passant par des orifices représentatifs des brèches étudiées sur le circuit primaire ;
- OMEGA et APHRODITE (EDF/Chatou), pour l'étude des phénomènes de caléfaction autour des crayons ;
- DEBORA, pour l'étude d'écoulements en ébullition ;
- SMD, pour l'étude des frottements à l'interface entre le liquide et la vapeur ;
- PERICLES-2D, pour l'étude du découvrément et du renoyage d'un cœur, avec notamment la mise en œuvre d'une maquette de trois assemblages dégageant des niveaux de puissance différents ;
- ROSCO, pour l'étude des premiers instants de renoyage d'un cœur, caractérisés par un débit oscillant, comme observé expérimentalement au cours d'expériences réalisées à grande échelle sur des maquettes de réacteur (voir plus loin).

Afin de vérifier les capacités du logiciel CATHARE à prédire de manière satisfaisante le comportement d'une chaudière en situation accidentelle, le CEA, avec le support d'EDF, de Framatome et de l'IPSN, a conçu dans les années 1980 l'installation BETHSY, réalisée sur le site de Grenoble. Il s'agit d'une maquette du circuit primaire d'un réacteur de 900 MWe, à l'échelle 1 pour ce qui concerne les hauteurs des différents composants, les volumes étant eux représentés à l'échelle 1/100 (figure 3.1). Elle est constituée de trois

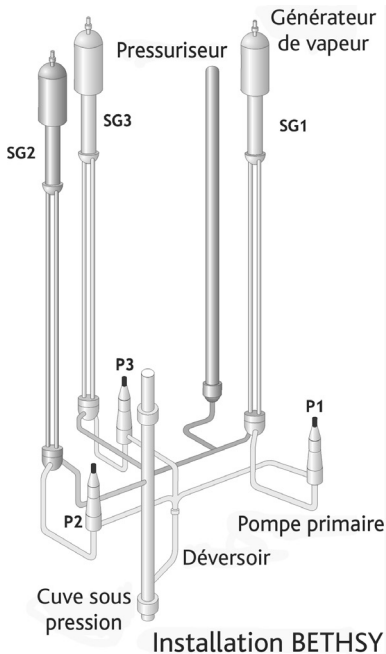


Figure 3.1. La boucle BETHSY (REP 900 MWe, trois boucles). © Georges Goué/IRSN — Source CEA (à gauche), CEA (à droite).

boucles munies chacune d'une pompe et d'un générateur de vapeur, ainsi que des éléments du circuit secondaire jugés essentiels pour les études de thermohydraulique. L'installation a été dimensionnée pour des pressions de 17,2 MPa dans le circuit primaire et de 8 MPa dans le circuit secondaire. Le cœur du réacteur est représenté à l'échelle 1/100 par un assemblage de 428 crayons, gainés en acier inoxydable et chauffés électriquement. Ils peuvent dégager une puissance de 3 MW, ce qui représente environ 10 % de la puissance nominale d'un réacteur à l'échelle considérée, permettant ainsi de simuler la puissance résiduelle du cœur juste après la chute des barres de commande. Tous les systèmes de sauvegarde ont été reproduits, comme les systèmes d'injection à haute et basse pressions, les accumulateurs, ainsi que les soupapes du circuit secondaire, etc. Des brèches pouvaient être simulées en différents points du circuit primaire : en branche froide, en branche chaude, au sommet du pressuriseur et dans le générateur de vapeur. Plus de 1 000 voies de mesure permettaient de suivre au cours des essais l'évolution des paramètres clés (températures, pressions, débits et directions des écoulements, taux de vide, etc.).

Au total, plus de 80 essais ont été réalisés entre 1987 et 1998. Ils ne se sont pas limités à l'étude de l'APRP « grosse brèche » (rupture complète de la tuyauterie). D'autres scénarios accidentels ont été étudiés, tels ceux résultant de petites brèches ou de brèches intermédiaires, ou de l'injection d'azote dans le circuit primaire après la vidange totale des accumulateurs ou encore de la perte de refroidissement à l'arrêt lorsque le circuit primaire est partiellement vidangé. L'installation a permis également de mettre au point les procédures de conduite (dans le cadre de la nouvelle approche, dite approche par états) à utiliser par les exploitants au cours de séquences accidentelles pour retrouver un état sûr.

L'essai 6.9c a été choisi en 1995 par la communauté internationale pour servir de base à l'exercice d'intercomparaison de logiciels de simulation organisé par l'OCDE/AEN, sous le nom de *International Standard Problem (ISP) 38*. Il s'agissait de l'étude du scénario d'une perte du refroidissement à l'arrêt alors que les trous d'homme du pressuriseur et de la boîte de sortie du générateur de vapeur sont ouverts pour raison de maintenance. L'ISP 38 a réuni des organismes de recherche et des exploitants de 18 pays et a comparé les résultats de cinq logiciels différents aux résultats expérimentaux. Il a permis de conclure à une bonne reproduction des principaux phénomènes physiques par les logiciels avec toutefois des variations attribuables à des défauts de modélisation des effets multidimensionnels, notamment dans le domaine des basses pressions.

À l'étranger, des installations similaires ont été construites dans les années 1970 et au début des années 1980 pour étudier le comportement thermohydraulique de différentes chaudières nucléaires en situation accidentelle. Nous citerons les plus importantes :

- LOFT (*Loss-of-Fluid Test*, États-Unis), modélisant au 1/50<sup>e</sup> le volume et la puissance d'un réacteur de 1 000 MWe, échelle 1/2 dans le sens de la hauteur, deux boucles, seule installation de ce genre disposant d'un cœur nucléaire pour chauffer l'eau ;
- PKL (*Primärkreislauf*, Allemagne), modélisant au 1/145<sup>e</sup> le volume et la puissance d'un réacteur KWU (*Kraftwerk Union*) de 1 300 MWe, échelle 1 dans le sens de la hauteur, quatre boucles et 314 crayons chauffés électriquement ;

- LSTF (*Large Scale Test Facility*, Japon), modélisant au 1/48<sup>e</sup> le volume et la puissance d'un réacteur de 1 100 MWe, échelle 1 dans le sens de la hauteur, deux boucles ;
- LOBI (Centre commun de recherche d'Ispra de la Commission européenne, Italie), modélisant au 1/700<sup>e</sup> le volume et la puissance d'un réacteur KWU-SIEMENS de 1 300 MWe, échelle 1 dans le sens de la hauteur, deux boucles et 64 crayons chauffés électriquement ;
- PSB-VVER (Russie), modélisant au 1/300<sup>e</sup> le volume et la puissance d'un réacteur VVER<sup>12</sup> de 1 000 MWe, échelle 1 dans le sens de la hauteur, quatre boucles ;
- PACTEL (*Parallel Channel Test Loop*, Finlande), modélisant au 1/305<sup>e</sup> le volume et la puissance d'un réacteur VVER de 400 MWe, échelle 1 dans le sens de la hauteur, trois boucles et 144 crayons chauffés électriquement.

Des accords internationaux, le plus souvent conclus dans le cadre des activités de recherche soutenues par l'OCDE/AEN, ont permis aux développeurs du logiciel de simulation CATHARE d'avoir accès à de nombreux résultats expérimentaux obtenus au cours des différents programmes de recherche réalisés dans ces installations. Au total, près de 300 essais ont été analysés et utilisés pour valider le logiciel de simulation sur un large spectre d'accidents de refroidissement.

La plupart de ces installations ont été arrêtées et démantelées. Néanmoins, des incertitudes subsistaient. C'est ainsi que, dans certaines configurations, des bouchons d'eau dépourvue d'acide borique peuvent se former, par exemple par condensation de la vapeur d'eau dans les tubes de générateur de vapeur lors d'un accident de perte de refroidissement primaire, et être entraînés dans le cœur, pouvant alors déclencher un accident de criticité. Par ailleurs, les performances des systèmes de refroidissement passifs par convection naturelle envisagés dans certains réacteurs de génération III devaient être vérifiées. Les études menées pour lever ces incertitudes ont nécessité l'utilisation de logiciels multidimensionnels décrivant très finement les écoulements, les codes de CFD (ou *Computational Fluid Dynamics*). Bien entendu, il était important de vérifier les capacités prédictives de ces outils avancés sur des essais à grande échelle mettant en œuvre des systèmes aussi proches que possible de la réalité. Aussi, l'OCDE/AEN a-t-elle soutenu de nouveaux projets de recherche dans les installations PKL et LSTF, à la plupart desquels la France a participé :

- les projets PKL (2004–2007), PKL-2 (2007–2011) et PKL-3 (2012–2015) pour étudier entre autres les phénomènes de dilution de l'acide borique dans diverses situations et de convection naturelle en cas de perte de refroidissement à l'arrêt ou reproduire des situations « hors dimensionnement » correspondant à des injections d'eau de sécurité différées dans le but d'évaluer les marges de sûreté ;
- les projets ROSA<sup>13</sup> (2005–2009) et ROSA-2 (2009–2012) pour étudier les phénomènes de stratification thermique et de convection naturelle, ainsi que tester de nouvelles procédures de refroidissement en situation accidentelle.

12. Vodo-Vodianoï Energuetitcheski Reaktor.

13. *Rig Of Safety Assessment*.

Pour former les équipes qui pourraient être impliquées en cas de crise nucléaire, il était nécessaire de se doter d'outils simulant le comportement de la chaudière nucléaire. Le simulateur SIPA a été développé par l'IPSN dans les années 1990 à partir de modules du logiciel CATHARE. Il a été depuis remplacé par le simulateur SOFIA<sup>14</sup>, co-développé par AREVA et l'IRSN. Il est utilisé par l'IRSN, notamment pour élaborer les scénarios accidentels joués lors des exercices nationaux de crise.

### 3.2. *Comportement des crayons de combustible*

Les recherches concernant le comportement des crayons de combustible au cours d'un accident de perte de réfrigérant primaire ont principalement porté sur les phénomènes suivants [3, 4, 5] :

- l'oxydation par la vapeur d'eau des gaines en Zircaloy, alliage de zirconium, qui modifie leurs propriétés mécaniques et produit de l'hydrogène ainsi que de la chaleur ;
- le gonflement et la rupture des gaines ;
- la tenue mécanique des gaines oxydées au choc thermique induit par leur renoyage et aux autres sollicitations pouvant se présenter lors du refroidissement du cœur à plus long terme ;
- le comportement des pastilles de combustible à l'intérieur des gaines ballonnées, la céramique se fragmentant sous l'effet des contraintes engendrées lors du fonctionnement du réacteur.

Les premiers travaux de recherche sur l'oxydation du zirconium par la vapeur d'eau à haute température ont été réalisés aux États-Unis dans les années 1950 par Bostrom et Lemmon. Le processus physique est assez complexe : il met en œuvre l'adsorption et la dissociation de molécules d'eau à la surface de la gaine, la formation d'ions  $O_2^-$  dans la couche de zircone (oxyde de zirconium) formée à la périphérie de la gaine et leur diffusion jusqu'à l'interface entre oxyde et métal où ils vont alimenter la formation de zircone ou continuer leur diffusion dans le métal. À température constante, la croissance de la couche de zircone suit une loi parabolique avec le temps ( $m^2 = Kt$ , où  $m$  est la masse de zirconium oxydée par unité de surface et  $t$  le temps), indiquant que le phénomène dominant est la diffusion des ions dans la zircone. Le processus est d'autant plus actif que la température est élevée, le taux de réaction  $K$  dépend de la température selon une loi d'Arrhenius ( $K = e^{-c/RT}$ , où  $c$  est une constante,  $R$  la constante des gaz parfaits et  $T$  la température en Kelvin).

Baker et Just ont ré-analysé, à l'Argonne National Laboratory (ANL, États-Unis), les résultats expérimentaux et les ont complétés en réalisant d'autres expériences à des températures plus élevées avec des filaments chauffants. Ils ont établi une corrélation qui depuis fait référence, donnant le taux de réaction en fonction de la température.

---

14. Simulateur d'observation du fonctionnement incidentel et accidentel.

Leurs travaux ont été complétés par de nombreuses autres recherches effectuées dans les années 1970, utilisant différents modes opératoires et natures d'alliage de zirconium : Cathcart et Powell à l'Oak Ridge National Laboratory (ORNL, États-Unis), Brown et Healey du Central Electric Generating Board (CEGB, Royaume-Uni), Urbanic et Heidrick de l'Atomic Energy of Canada Limited (AECL, Canada), Lestikow et Schanz du Kernforschungszentrum Karlsruhe (KfK<sup>15</sup>, Allemagne), Prater et Courtright du Pacific Northwest National Laboratory (PNNL, États-Unis). Des corrélations plus précises du taux de réaction d'oxydation ont été obtenues, distinguant les différentes formes cristallines de la zircone en fonction de la température (formes monoclinique, tétragonale et cubique).

La dépressurisation du circuit primaire et la vidange du cœur entraînent un échauffement des gaines associé à un accroissement de l'écart de pression entre l'intérieur et l'extérieur des crayons. Vers 700 °C, la résistance mécanique du Zircaloy décroît fortement alors que sa ductilité reste importante, entraînant des déformations avant rupture pouvant atteindre près de 50 %. La surface de gaine exposée à l'oxydation par la vapeur d'eau peut donc s'accroître considérablement alors que la gaine s'amincit. Par ailleurs, après sa rupture, la face interne de la gaine est exposée à la vapeur d'eau et peut également s'oxyder.

Le phénomène mécanique a été étudié au cours des années 1980 dans l'installation EDGAR du CEA au centre de Saclay. Environ 500 essais ont été effectués sur des tubes de différents alliages de zirconium, chauffés directement par « effet Joule ». Ce mode de chauffage assurait une répartition de température uniforme dans le tube. Ces essais ont permis d'établir des lois de fluage et d'allongement à rupture en fonction de la température du tube et des rampes de montée en température et en pression. Les résultats ont en particulier mis en évidence l'effet de la cinétique d'échauffement sur le changement de phase métallurgique (de phase  $\alpha$  à phase  $\beta$ ) du zirconium qui intervient entre 800 °C et 1 000 °C et modifie de manière significative les allongements à rupture. Ces lois sont utilisées dans le module du logiciel de simulation CATHARE qui calcule le comportement mécanique des crayons de combustible pendant un accident de perte de réfrigérant primaire.

D'autres travaux de recherche sur ce phénomène ont également été menés dans les années 1970 dans les installations REBEKA de KfK (Allemagne) et MRBT<sup>16</sup> de l'ORNL (États-Unis). Ces essais se distinguaient de ceux réalisés dans l'installation EDGAR essentiellement par le mode de chauffage. En effet, les tubes d'alliage de zirconium étaient munis de dispositifs électriques internes chauffant, placés à l'intérieur de boîtiers non chauffés. Ainsi, du fait de l'excentricité de l'élément chauffant à l'intérieur du tube, la température des tubes n'était pas totalement uniforme, reproduisant ainsi plus fidèlement la réalité, du moins pour des crayons de combustible à faible taux de combustion pour lesquels il existe encore un espace libre entre les pastilles de combustible et la surface interne de la gaine. Ces essais ont montré qu'un faible gradient de température azimuthal (de l'ordre d'une dizaine de degrés) pouvait modifier de manière substantielle la

---

15. Devenu ensuite FzK (Forschungszentrum Karlsruhe) puis KIT (Karlsruher Institut für Technologie).

16. *Multi-Rod Burst Test*.



déformation des gaines, le fluage se développant principalement au point le plus chaud. Il en résulte un ballonnement local et un allongement total à rupture plus faible.

Des essais ont également été réalisés dans ces installations avec une géométrie faisant intervenir plusieurs crayons avec un « pas carré » (assemblages  $5 \times 5$  et  $7 \times 7$  dans REBEKA,  $4 \times 4$  et  $8 \times 8$  dans MRBT), avec présence de tubes non chauffés. Certains assemblages en réacteur sont en effet équipés de tubes-guides permettant aux crayons absorbants des barres de commande de coulisser dans le cœur. Des essais similaires ont également été réalisés au Japon à la même époque. Ils ont montré qu'une fois le contact établi entre les crayons, les gonflements des gaines s'étendent axialement. Ils ont permis également d'obtenir des valeurs maximales du taux de bouchage de l'assemblage (jusqu'à 90 % dans un essai MRBT).

La géométrie des zones bouchées au sein des assemblages dépend du degré de coplanarité des déformations circonférentielles des gaines et de l'étendue axiale de ces déformations. Il est à redouter qu'elle puisse être telle que le refroidissement de ces zones ne soit plus convenablement assuré après le renoyage du cœur. Ce phénomène a été étudié expérimentalement à la fin des années 1970 et au début des années 1980 dans plusieurs installations : programme FLECHT-SEASET<sup>17</sup> réalisé par le Westinghouse Electric Corporation Nuclear Energy Systems (États-Unis), programmes FEBA<sup>18</sup> et SEFLEX<sup>19</sup> réalisés par le Forschungszentrum Karlsruhe (FzK, Allemagne) et programmes THETIS et ACHILLES de l'United Kingdom Atomic Energy Authority à Winfrith (Royaume-Uni). Les dispositifs expérimentaux consistaient en des assemblages de plusieurs crayons chauffés électriquement (jusqu'à 163 crayons de longueur normale dans le programme FLECHT-SEASET). Un groupe de ces crayons présentait localement une section de plus grand diamètre modélisant les gonflements de gaine attendus dans un accident de perte de refroidissement. Les paramètres étudiés étaient principalement la fraction de section droite localement bouchée, le débit de renoyage et la nature de ce renoyage (forcé, passif par gravité).

L'analyse de ces différents essais a nécessité l'utilisation d'outils de calcul thermo-hydraulique multidimensionnels, capables de prendre en compte des modifications locales de géométrie. Cette analyse a permis de conclure que, même dans les zones de bouchage important (90 % de section droite bouchée), les gaines pouvaient être refroidies lors du renoyage à condition que la hauteur du bouchage soit limitée (moins de 10 cm). Il est important de noter que toutes ces expériences ont été réalisées avec un élément chauffant fixe à l'intérieur des crayons. Les conclusions de ces études pourraient être remises en cause car, dans la réalité, le combustible nucléaire, après quelques mois de fonctionnement, se fragmente et, comme en attestent certains essais cités plus loin, les fragments peuvent occuper en partie l'espace laissé libre à l'intérieur des gaines ballonnées. En France, le logiciel de calcul multidimensionnel DRACCAR<sup>20</sup> est en cours de

---

17. *Full-Length Emergency Core Cooling Heat Transfer-Separate Effects Tests And System-Effects Tests.*

18. *Flooding Experiments with Blocked Arrays.*

19. *(Fuel Rod) Simulator Effects in Flooding Experiments.*

20. Déformation et renoyage d'un assemblage de crayons combustibles pendant un accident de refroidissement.

développement à l'IRSN depuis 2007, afin de calculer les taux de bouchage locaux et d'étudier l'ensemble de ces phénomènes. Le logiciel a déjà été utilisé pour analyser les dossiers de sûreté présentés par EDF concernant l'évolution prévue du référentiel d'étude<sup>21</sup> de l'APRP.

De nombreuses études expérimentales ont été menées au début des années 1970 sur la tenue mécanique d'une gaine oxydée au choc thermique produit lors du renoyage des crayons, notamment à l'Argonne National Laboratory et à l'Oak Ridge National Laboratory. Elles ont fourni les bases de données expérimentales sur laquelle ont été établis les critères de température maximale de 1 204 °C et de fraction équivalente de gaine oxydée maximale de 17 % de la réglementation américaine (10 CFR 50.46 et son appendice K). Ces critères avaient pour objectif de garantir un minimum de ductilité des gaines à des températures supérieures à 135 °C, température de saturation de l'eau lors du renoyage du cœur.

Les études expérimentales ayant porté sur des gaines neuves, il était normal de s'interroger sur les effets éventuels de la corrosion en service sur les valeurs de ces critères. En effet, au cours de leur séjour dans le cœur des réacteurs, les gaines s'oxydent et de l'hydrogène, résultant de la dissociation des molécules d'eau, migre dans leur épaisseur. Au-delà de certaines concentrations, l'hydrogène en solution réagit avec le zirconium formant des précipités d'hydrures qui fragilisent le matériau de gainage.

En France, ces phénomènes ont été étudiés expérimentalement au cours de programmes de recherche menés de 1991 à 2000 au centre CEA de Grenoble, en coopération avec EDF et l'IPSN. L'effet de la présence d'une couche de zircone à la périphérie des gaines a été étudié avec le programme TAGCIS<sup>22</sup>. Après un séjour dans une boucle à eau sous pression le temps nécessaire à la formation d'une couche externe de zircone représentative, environ 400 échantillons de gaines neuves subirent un échauffement sous vapeur d'eau jusqu'à des températures élevées avant d'être plongées dans un réservoir d'eau. Différents paramètres furent étudiés comme la vitesse de montée en température, la température maximale atteinte, l'épaisseur initiale de zircone, l'oxydation simultanée à haute température des faces externe et interne. Quelques essais furent reproduits avec des échantillons issus de gaines ayant servi dans un réacteur lors du programme TAGCIR<sup>23</sup>, certaines gaines provenant de crayons ayant atteint un taux de combustion de 60 GWj/tU.

Afin d'étudier séparément l'effet de la formation d'hydrures, des échantillons de gaine neuve subirent un traitement visant à les charger en hydrogène. Après quoi, ils furent oxydés sous vapeur d'eau à haute température (programme CODAZIR) et certains subirent ensuite une trempe (programme HYDRAZIR).

L'analyse de l'ensemble de ces résultats a montré que les effets de la corrosion en service des gaines étaient faibles pour ce qui concerne aussi bien la cinétique d'oxydation que la tenue mécanique lors du renoyage des crayons.

---

21. Méthode d'étude incluant notamment les critères à respecter.

22. Trempe en APRP de gaine de combustible à irradiation simulée.

23. Trempe en APRP de gaine de combustible irradiée.

Néanmoins, d'autres recherches effectuées depuis par le Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI<sup>24</sup>, Japon) ont permis de conclure que des phénomènes d'hydruration secondaire se produisant à haute température sur la face interne des gaines après leur rupture réduisaient considérablement leur ductilité lors du renoyage. Par ailleurs, ces recherches ont montré l'importance de reproduire les contraintes axiales s'exerçant sur les crayons, dues aux arcures et blocages des crayons dans les grilles lors du renoyage du cœur. Ces phénomènes font toujours l'objet d'études et recherches à l'IRSN et au Japan Atomic Energy Agency (JAEA) au Japon, en particulier sur la nature des contraintes à prendre en compte. Les résultats de ces études et recherches permettront d'ajuster la valeur des critères, notamment pour les gaines ayant subi une corrosion importante en service.

Pour sa part, la recherche industrielle s'est attachée à développer de nouveaux alliages de zirconium présentant une meilleure résistance à la corrosion en service, pour permettre des durées de fonctionnement en réacteur plus importantes. Il s'agit d'alliages de zirconium et de niobium avec d'autres éléments additifs qui à terme devraient remplacer l'alliage « traditionnel » Zy-4 : le Zirlo<sup>TM</sup>, l'E110 et le M5<sup>TM</sup>, développés respectivement par Westinghouse aux États-Unis, par les Russes et par AREVA en France. Certains des essais de sûreté précités ont bien sûr été répétés avec ces nouveaux matériaux afin d'évaluer précisément les marges ainsi obtenues à l'égard des événements redoutés.

Compte tenu de la complexité des phénomènes étudiés, il était important de disposer d'expériences reproduisant à grande échelle et dans des conditions aussi réalistes que possible un accident de perte de réfrigérant primaire (APRP) résultant d'une grosse brèche. En France, fut construit dans les années 1970 le réacteur expérimental PHEBUS cité plus haut. Le programme Phébus-LOCA a été conçu pour étudier l'accident de perte de réfrigérant par rupture instantanée doublement débattue de la plus grosse tuyauterie du circuit primaire, ainsi que l'efficacité du refroidissement de secours. Les essais réalisés de 1979 à 1984 (trois avec un seul crayon, 22 avec 25 crayons disposés suivant un « pas carré », ces crayons n'ayant jamais fonctionné en réacteur, et la hauteur fissile étant réduite à 80 cm) ont permis d'observer le comportement du combustible dans les cas limites d'intervention des systèmes de sauvegarde. On a ainsi pu vérifier, y compris dans des conditions jugées pessimistes, que les dommages étaient limités et que le gonflement des gaines n'empêchait pas, pour des combustibles neufs, le refroidissement du cœur (figure 3.2). En effet, comme les températures des gaines ne sont pas uniformes dans un plan horizontal, la taille des ballons est inférieure à celle observée lors des travaux expérimentaux réalisés dans l'installation EDGAR citée plus haut.

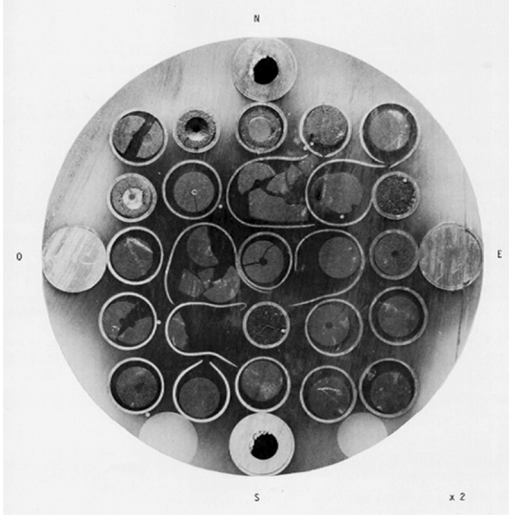
L'essai Phébus-LOCA 218 a servi de base à un exercice d'intercomparaison de logiciels de simulation, organisé par l'OCDE/AEN (ISP 19).

D'autres expériences intégrales furent réalisées en réacteur à l'étranger, certaines impliquant des portions de crayons déchargés d'un réacteur de puissance :

- essais PBF-LOC réalisés dans le réacteur *Power Burst Facility* de l'Idaho National Laboratory (INL) (États-Unis) sur un crayon unique irradié jusqu'à 16 GWj/tU ;

---

24. JAERI a fusionné avec le Japan Nuclear Cycle Development Institute (JNC) en 2005 pour former le JAEA.



Les conditions accidentelles ont été reproduites sur la base d'hypothèses pessimistes conformément à la démarche conservatrice pour l'accident de référence (perte de réfrigérant par grosse brèche du circuit primaire avec intervention des systèmes de secours). On constate que les gaines (en Zircaloy) ayant subi un transitoire de température culminant à 1 200 °C environ ont gonflé par fluage et se sont rompues (les crayons combustibles sont pressurisés en fonctionnement normal) ; la grappe garde une configuration permettant son refroidissement.

Figure 3.2. Phébus-LOCA – vue en coupe (post-mortem) d'une grappe de combustible d'essai après un transitoire de température typique de l'APRP. © IRSN.

- essais réalisés dans le réacteur FR2 du centre de KfK (Allemagne), sur un crayon unique irradié jusqu'à 35 GWj/tU ;
- essais réalisés dans le réacteur ESSOR<sup>25</sup> du Centre commun de recherche d'Ispra (Italie) avec un crayon unique non irradié ;
- essais FLASH réalisés dans le réacteur SILOE de Grenoble avec un crayon unique, l'un ayant été irradié jusqu'à 50 GWj/tU ;
- essais MT réalisés dans le réacteur NRU (*National Research Universal*) du centre de Chalk River de l'AECL (Canada) réalisés avec des assemblages de 32 crayons non irradiés ayant conservé leur longueur originale.

L'analyse des résultats de ces expériences a montré que le combustible des crayons déchargés de réacteurs de puissance se fragmente et tend à se déplacer pour occuper l'espace libéré par le gonflement des gaines. Des essais réalisés récemment dans le réacteur du centre d'Halden en Norvège confirment ces observations. Il s'agit des essais réalisés dans le cadre du programme HRP<sup>26</sup> LOCA, conduit sous l'égide de l'OCDE/AEN entre 2003 et 2012 et qui comportait 13 essais avec un crayon unique, dans des conditions représentatives d'un accident de perte de réfrigérant primaire à la suite d'une grosse brèche. Les échantillons de crayons étudiés provenaient de réacteurs à eau sous pression de types occidental et russe ainsi que de réacteurs à eau bouillante. Les taux de combustion étudiés variaient de 50 à 90 GWj/tU. Les analyses des résultats ont confirmé qu'au moment de la rupture de la gaine, des fragments de combustible se déplaçaient,

25. ESSai ORgel.

26. HALDEN Reactor Project.

entraînés par la dépressurisation du crayon. Une grande partie du combustible le plus irradié (90 GWj/tU) s'est même dispersée à travers la brèche à l'extérieur du crayon. Des recherches sur ce phénomène se déroulent au laboratoire de Studsvik en Suède, où des essais à effets séparés sur du combustible irradié permettent d'étudier la dispersion du combustible après rupture. À Halden, les programmes de recherche se poursuivent, en particulier sur des crayons issus du parc électronucléaire d'EDF ayant subis 5 ou 6 cycles d'irradiation.

Jusqu'à présent, aucune expérience intégrale en réacteur n'a été réalisée avec un assemblage de crayons irradiés. Le remplissage des ballons par une partie du combustible contenu dans les crayons pourrait remettre en cause les conclusions tirées des essais de refroidissement des zones bouchées évoqués plus haut.

Afin de progresser dans la connaissance de ces phénomènes, l'IRSN, avec l'appui d'EDF et la participation du CNRS (laboratoires de recherche LEMTA<sup>27</sup> de Nancy et INSA-LaMCoS<sup>28</sup> de Lyon), a engagé en 2013 le programme de recherche PERFROI<sup>29</sup>. Ce programme d'une durée de six ans est cofinancé par l'Agence nationale de la recherche (ANR), dans le cadre des investissements d'avenir et plus particulièrement de l'appel à projets de recherche en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection (RSNR), lancé en 2012 à la suite de l'accident de Fukushima.

Les recherches portent sur l'étude des bouchages redoutés et de leur refroidissabilité dans les conditions de renoyage d'un cœur de réacteur. Elles comportent des travaux d'expérimentation et de modélisation qui permettront de valider le logiciel de simulation DRACCAR à l'horizon 2020. Le programme se déroule autour de deux axes principaux, l'étude des propriétés mécaniques des gaines et celle des écoulements diphasiques.

La première partie du programme est constituée d'essais de fluage et de rupture réalisés entre 600 °C et 1 100 °C avec des éprouvettes de différents alliages de zirconium, certaines étant pré-oxydées et pré-hydrurées pour simuler les différents états de corrosion subis en service. Ces essais seront complétés par des expériences de gonflement et de rupture de tronçons de gaine, agencés dans une configuration plus réaliste mais finement instrumentée, comportant plusieurs crayons permettant ainsi d'étudier l'effet des contacts entre crayons voisins sur les ruptures, ainsi que sur l'étendue, notamment axiale, des ballons.

La seconde partie comporte des essais de thermohydraulique mettant en œuvre des assemblages instrumentés de 49 crayons, avec simulation aussi réaliste que possible des bouchages et des relocalisations de combustible anticipés. Le défi technologique consiste à développer des éléments de chauffage électrique permettant de représenter de manière réaliste les distributions de puissance nucléaire dans les crayons déformés et partiellement remplis de fragments de combustible. Les principaux paramètres étudiés sont la géométrie des ballons, la surpuissance dans ceux-ci, la température et le débit d'eau injectée, ainsi que la pression. Certaines des géométries étudiées seront semblables à

---

27. Laboratoire d'énergétique et de mécanique théorique et appliquée.

28. Institut national des sciences appliquées-Laboratoire de mécanique des contacts et des structures.

29. Étude de la perte de refroidissement.

celles déjà expérimentées au cours de programmes de recherche exécutés par le passé (notamment le programme THETIS déjà cité) afin de disposer de données de comparaison.

## Références

- [1] F. Barré and M. Bernard, The CATHARE code strategy and assessment, *Nuclear Engineering and Design*, 124, 257–284, 1990.
- [2] P. Emonot, A. Souyri, J. L. Gandrille, F. Barré, CATHARE-3: a new system code for thermal-hydraulics in the context of the NEPTUNE project. *Nuclear Engineering and Design*, 241, 4476–4481, 2011.
- [3] C. Grandjean, A state-of-the-art review of past programs devoted to fuel behaviour under LOCA conditions. Part One. Clad swelling and rupture. Assembly Flow Blockage, 2005. [http://www.irsn.fr/EN/Research/publications-documentation/Publications/DPAM/SEMCA/Documents/IRSN\\_review-LOCA-Part1.pdf](http://www.irsn.fr/EN/Research/publications-documentation/Publications/DPAM/SEMCA/Documents/IRSN_review-LOCA-Part1.pdf).
- [4] C. Grandjean, A state-of-the-art review of past programs devoted to fuel behaviour under LOCA conditions. Part Two. Impact of clad swelling upon assembly cooling, 2006. [http://www.irsn.fr/EN/Research/publications-documentation/Publications/DPAM/SEMCA/Documents/IRSN\\_review-LOCA-Part2.pdf](http://www.irsn.fr/EN/Research/publications-documentation/Publications/DPAM/SEMCA/Documents/IRSN_review-LOCA-Part2.pdf).
- [5] Nuclear Fuel Behaviour in Loss-of-Coolant Accident (LOCA) conditions. State-Of-the-Art Report, OECD 2009, NEA No. 6846, 2009.