

Étudier les situations accidentelles

Les réacteurs expérimentaux constituent des équipements privilégiés pour étudier le comportement des combustibles nucléaires en régime accidentel. De façon générique, ces régimes accidentels sont la conséquence d'un déséquilibre entre la puissance produite par le combustible et la puissance évacuée par le fluide **caloporteur***.

L'ensemble de ces situations peuvent être regroupées en deux catégories d'accidents, dont le déroulement et l'impact sur le comportement du combustible sont différents : l'**accident de refroidissement** ou de perte du réfrigérant et l'**accident de réactivité**. Ces accidents sont des accidents de fonctionnement, dits de « classe 4 », dont la probabilité d'occurrence est comprise entre 10^{-4} et 10^{-6} par réacteur et par an. En cas de défaillance des systèmes de protection et de sauvegarde, on entre alors dans une autre catégorie d'accident, dénommée « accident grave », caractérisée par une destruction et une fusion étendue du cœur et accompagnée d'une importante émission de radioactivité, qu'il conviendra de maintenir dans l'enceinte du réacteur.

Pour les deux premières catégories (accidents de refroidissement et accidents de réactivité), la démarche de sûreté a conduit à établir des critères d'état physique et de comportement du combustible à respecter en toute situation pour garantir le maintien du cœur du réacteur dans un état sûr et, en particulier, pouvoir en assurer son refroidissement. L'objectif des expériences conduites en réacteur expérimental consiste ainsi à simuler de tels accidents, de façon à valider la cohérence

de ces critères pour l'ensemble des situations possibles et leur applicabilité aux évolutions des combustibles, telles que l'accroissement des taux de combustion ou l'introduction de nouveaux matériaux fissiles (MOX, combustibles dopés...) et de gainage (nouveaux alliages de zirconium). Cette simulation peut se faire à échelle réduite, sur un crayon ou une grappe de crayons, ou bien explorer l'influence de certains paramètres, dans un objectif de compréhension des phénomènes physiques mis en jeu.

Pour les accidents graves, les études en réacteur expérimental ou en laboratoire de haute activité visent à mieux comprendre les phénomènes physiques complexes de dégradation du combustible et le relâchement associé des produits de fission, afin de mettre en œuvre des moyens efficaces de mitigation de tels accidents.

L'accident de refroidissement

Ce type d'accident résulte d'un défaut de refroidissement du cœur. Il s'agit d'accidents à cinétique relativement lente pouvant durer entre une dizaine de minutes et plusieurs heures.

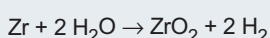
Pour les réacteurs à eau sous pression, par exemple, on considère comme accident enveloppe de cette catégorie l'Accident de Perte de Réfrigérant Primaire (APRP, ou LOCA, en anglais : « *Loss of Coolant Accident* »), résultant de la rupture avec débattement d'une canalisation principale du circuit primaire. Cette rupture entraîne la dépressurisation de ce cir-

cuit, conduisant à une vaporisation de l'eau. Malgré l'arrêt des réactions de fission induit par l'**effet de vide*** sur le **modérateur*** et la chute des **barres de commande***, le combustible du cœur continue de chauffer sous l'action de la **puissance résiduelle***, due à l'accumulation des produits de fission. Il est alors impératif d'évacuer cette énergie par la mise en œuvre immédiate du système d'injection d'eau de secours.

Depuis la perte du réfrigérant, jusqu'au renoyage et au refroidissement du cœur, les conditions thermohydrauliques du combustible vont évoluer selon les phases suivantes, schématisées sur la figure 113, ci-après :

- **Phase de décompression et de montée rapide en température.** La température des gaines croît rapidement pendant quelques dizaines de secondes, avec une cinétique de plusieurs dizaines de °C/s. Dans le même temps, la dépressurisation du circuit primaire soumet la gaine à une pression interne due à l'hélium de remplissage du crayon combustible et au relâchement complémentaire des gaz de fission, pouvant engendrer des ballonnements locaux limitant la section de passage de l'eau à travers l'assemblage. Pour de forts ballonnements, un tassement de la colonne fissile, accompagné d'une re-localisation de fragments de combustibles peut se produire, modifiant alors le gradient axial de puissance dans le crayon et pouvant conduire localement à un point chaud, voire à un risque de re-criticité. Par ailleurs, la gaine peut rompre pendant cette phase initiale ; dans ce cas, une partie de l'inventaire des produits radioactifs disponibles dans le crayon est relâchée dans le circuit primaire. Il s'agit essentiellement des gaz rares xénon et krypton ;

- **palier de température sous vapeur d'eau.** Un palier de température s'établit ensuite, entre 900 et 1200 °C, selon les crayons, et dure plusieurs dizaines de secondes. Ces conditions accélèrent l'oxydation externe de la gaine par la vapeur d'eau, réaction exothermique entraînant la formation de zircone et la production d'hydrogène :



- **renoyage sous eau et refroidissement final du cœur.** Le refroidissement brusque des crayons intervient lors du renoyage du cœur par les systèmes de refroidissement de secours. Pendant cette phase finale, la gaine, fragilisée par l'oxydation, peut se rompre sous l'effet du choc thermique de la trempe, provoquant un relâchement additionnel de produits de fission radioactifs par « lessivage » : gaz rares, mais aussi produits de fission volatils, tels que l'iode, le césium et le tellure. De fins débris de combustible peuvent également être transportés dans le circuit primaire ;

- **gestion post-accidentelle :** les assemblages de combustible doivent pouvoir être manutentionnés sans risque de rupture supplémentaire de crayons.

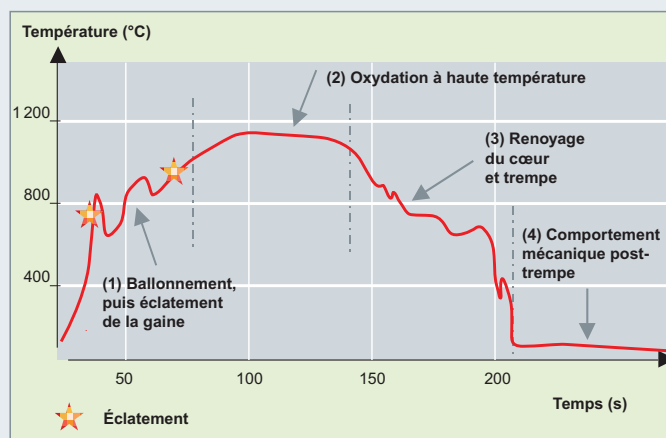


Fig. 113. Schéma d'un transitoire de température de la gaine, lors d'un accident de perte de réfrigérant primaire. Conséquences sur le comportement du gainage combustible.

Pour réduire les risques de rupture de gaine, à l'issue de la phase d'oxydation à haute température, et essayer de conserver au mieux la géométrie des crayons, afin de permettre le refroidissement du cœur, il a été établi que le combustible devait respecter les deux critères suivants :

- La température de la gaine ne doit pas dépasser 1 200 °C ;
- le taux d'oxydation de la gaine ne doit pas dépasser 17 % de son épaisseur initiale, après un éventuel ballonnement.

Ces critères évitent l'emballement de la réaction, sous l'effet de la température, et limitent ainsi le taux d'oxydation de la gaine, ce qui vise à lui préserver une ductilité suffisante pour garantir son intégrité lors du renoyage. Ils ont été établis en 1973, sur la base d'essais analytiques, avec un gainage en Zircaloy 4 vierge ou faiblement pré-oxydé. Ils ont été validés par de nombreux programmes conduits dans des installations hors-pile et dans quelques réacteurs expérimentaux. Nous pouvons citer plus particulièrement, au CEA, le programme PHÉBUS-LOCA conduit sur une grappe de 25 crayons vierges (voir, sur PHÉBUS, *infra*, p. 123-126, le chapitre intitulé « Le réacteur de recherche PHÉBUS, pour l'étude des accidents de perte de réfrigération »).

Le développement de nouveaux matériaux combustibles nécessite la révision de ces critères, qui ne sont plus adaptés aux combustibles à forts taux de combustion et à certains gainages fortement pré-hydrurés. Les réacteurs RJH (voir, *infra*, p. 131 et 132, le chapitre intitulé « Perspectives de recherches relatives aux situations accidentelles, avec le réacteur Jules Horowitz ») et PHÉBUS (voir, *infra*, p. 123-126, le chapitre intitulé « Le réacteur de recherche PHÉBUS, pour l'étude des accidents de perte de réfrigération ») du CEA Cadarache constituent le support expérimental privilégié pour de telles études.

L'accident de réactivité

L'accident de réactivité RIA, de l'anglais « *Reactivity Insertion Accident* », résulte, comme son nom l'indique, d'une insertion de **réactivité*** dans le cœur. À la différence de l'APRP, sa cinétique est très rapide, ce qui le rend très contraignant pour le dimensionnement des réacteurs.

Pour les réacteurs à eau sous pression, il peut résulter de l'éjection d'une **grappe de commande***, à la suite de la rupture et de la dépressurisation consécutive de son mécanisme de maintien. Un autre mode d'insertion de réactivité pourrait provenir d'une dilution accidentelle de l'eau borée du circuit primaire par de l'eau non borée. Pour les réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium, il y a couplage entre les deux types d'accidents de refroidissement et de réactivité, en raison du coefficient de vide positif du sodium : ainsi, le bouchage d'un canal de circulation du sodium induit un accroissement instantané de réactivité dans le cœur, compensé ensuite par une contre-réaction neutronique, appelée « **effet Doppler*** », qui vient contrebalancer l'excursion de puissance, lorsque la température du combustible augmente.

L'éjection d'une grappe de commande sur un réacteur à eau sous pression induit un transitoire de puissance quasi instantané, avec un dépôt significatif d'énergie dans les crayons combustibles situés au voisinage de la grappe éjectée (fig. 114).

La première phase de l'accident, provoquée par l'action des **neutrons prompts*** de fission, s'étend sur quelques dizaines de millisecondes. Elle se caractérise par une forte interaction mécanique entre le combustible et la gaine, en raison de l'expansion volumique de l'oxyde induite par l'échauffement quasi adiabatique, ainsi que par la pression exercée par les gaz de fission. En cas de rupture de gaine, lors de cette phase initiale, une dispersion de combustible, sous forme de petits fragments, peut conduire à la vaporisation brutale de l'eau entou-

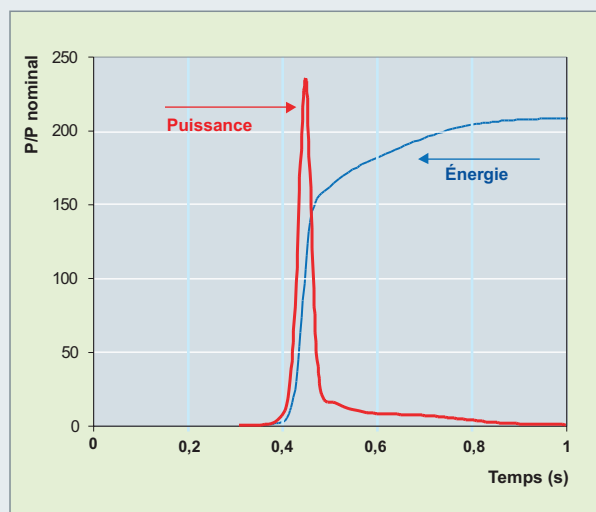


Fig. 114. Évolution de la puissance et de l'énergie injectée lors d'un accident de réactivité, en fonction du temps.

rant le crayon, avec risque d'explosion vapeur et dégradation des crayons combustibles voisins. La **réaction en chaîne*** s'arrête d'elle-même par échauffement du combustible et effet Doppler.

La deuxième phase de l'accident, gouvernée par l'évolution thermique du système, s'étend sur quelques secondes jusqu'à une dizaine de secondes. Elle conduit à un fort accroissement de la température de la gaine, avec le risque d'atteindre la **crise d'ébullition*** dans le canal d'eau qui l'entoure, et au maintien d'une forte pression interne du crayon pouvant, là encore, affecter l'intégrité de la gaine.

Les critères de sûreté actuels relatifs à cet accident, pour les réacteurs à eau, ont été établis au début des années 80 sur la base d'expériences réalisées aux États-Unis (programmes SPERT et PBF), puis au Japon (programme NSSR), sur du combustible vierge ou faiblement irradié (jusqu'à 30 GW.j/tU). Ces critères conduisent à garantir la non-dispersion du combustible et à définir une valeur limite d'enthalpie moyenne déposée dans le combustible à ne pas dépasser, au cours du transitoire (230 cal/g pour le combustible vierge et 200 cal/g pour le combustible irradié). Il s'agit de garantir à la fois l'absence de dégagement significatif d'énergie mécanique, le refroidissement du cœur, et d'éviter tout risque d'explosion vapeur.

Comme pour l'APRP, la validation de ces critères nécessite la mise en œuvre d'importants programmes expérimentaux. La majeure partie d'entre eux est réalisée en réacteur expérimental dédié, tel que le réacteur CABRI du CEA (voir, *infra*, p. 119-122, le chapitre intitulé « Le réacteur expérimental CABRI, pour l'étude des accidents de réactivité »).

C'est ainsi que ce réacteur a été utilisé, de 1978 à 2001, pour étudier les accidents de réactivité des réacteurs rapides refroidis au sodium sur des crayons combustibles uniques, en complément des études menées avec le réacteur SCARABÉE, de 1983 à 1989, qui ont permis des essais sur des assemblages comportant jusqu'à 37 aiguilles. CABRI a été, ensuite, utilisé pour la filière REP, de 1993 à 2000, pour la réalisation d'essais simulant la première phase de l'accident, au cours de laquelle une forte interaction mécanique pastille-gaine se produit sans échauffement significatif de la gaine. La phase avancée du transitoire, en conditions représentatives du réacteur (échauffement de la gaine, forte pression interne), fera l'objet du programme CIP (*Cabri International Programme*) que l'IRSN a lancé dans la future boucle à eau pressurisée (BEP) du réacteur, dans le cadre d'une large coopération internationale, sous les auspices de l'OCDE et en étroite collaboration avec EDF.

Enfin, le programme SILENE-RIA envisagé sur le réacteur pulsé du CEA Valduc est un programme analytique destiné à quantifier l'effet dynamique du relâchement des gaz de fission en RIA sur le chargement thermomécanique de la gaine (voir, *infra*, p. 127-129, le chapitre intitulé « Le réacteur SILENE, pour l'étude des accidents de criticité »).

L'accident grave

L'accident grave est, en réalité, la conséquence d'un des deux types d'accidents précédents, pour lesquels les systèmes de protection et de sauvegarde auraient été défaillants. Bien que de très faible probabilité d'occurrence, de tels accidents se sont néanmoins produits dans le passé, et nous pouvons souligner ici que les deux accidents majeurs qu'a connus l'industrie nucléaire ont eu pour événement initiateur une perte de refroidissement, pour l'accident de Three Mile Island, en 1979, et une excursion de réactivité, pour l'accident de Tchernobyl, en 1986.

Dans un tel accident, et contrairement aux précédents, on ne recherche plus à maintenir une géométrie de cœur « refroidissable », mais à limiter la fusion du combustible et les conséquences radiologiques potentielles par la mise en œuvre de procédures, dites « procédures ultimes ». Nous pouvons citer à titre d'exemple pour les réacteurs français à eau sous pression, la procédure U5 de décompression volontaire de l'enceinte, avec filtration contrôlée des rejets radioactifs, destinée à éviter la rupture de l'enceinte, en cas de suppression.

Le déroulement d'un accident grave, dans un réacteur à eau, suit la phénoménologie suivante :

- À la suite de la vidange du circuit primaire et du dénoyage du cœur, le combustible s'échauffe sous l'action de la puissance résiduelle dégagée par les produits de fission (PF) qu'il contient ; le cœur se dégrade, jusqu'à la formation d'un mélange de matériaux en fusion, appelé « **corium*** » ($UO_2 + ZrO_2$ + matériaux de structure du cœur), pouvant atteindre $3\ 000\ ^\circ C$; le corium s'écoule à travers le cœur et se relocalise dans le fond de la cuve qu'il chauffe à son tour ;
- pendant la phase de dégradation du cœur, des PF sont relâchés par les crayons combustibles, d'abord les gaz de fission et les PF volatils (iode, césium, tellure), puis une fraction des PF peu volatils et des **actinides*** ;
- les aérosols formés et les vapeurs de PF sont transportés par l'écoulement de vapeur d'eau enrichi en hydrogène vers le circuit primaire et atteignent l'enceinte de confinement. Ils peuvent se déposer partiellement et être remis en suspension, par la suite ;
- une partie des PF, sous forme d'aérosols ou de gaz, peut alors sortir de l'enceinte, *via* différents chemins de fuite, et provoquer une contamination radioactive de l'environnement : c'est le « terme source », pris en compte par les autorités de sûreté pour le dimensionnement des plans d'intervention. Parmi ces PF, l'iode joue un rôle prépondérant vis-à-vis des conséquences radiologiques, en raison de son niveau d'activité élevé dans les jours qui suivent l'accident, de sa grande volatilité et de son aptitude à former des espèces gazeuses, sous forme d'iode moléculaire ou d'iodure organique.

Deux grandes catégories d'expériences permettent de caractériser le terme source d'un accident grave : les expériences analytiques conduites en laboratoire de haute activité et les essais intégraux conduits en réacteur expérimental.

Les expériences analytiques consistent à chauffer un petit tronçon de combustible dans un environnement le plus proche possible de celui rencontré lors d'un accident grave et à mesurer en ligne ou après essais les PF relâchés. Leur principal intérêt est de pouvoir isoler les différents phénomènes physiques mis en jeu, à des fins de compréhension des mécanismes de base. Citons, dans cette catégorie, le programme VERCORS réalisé au CEA Grenoble, de 1983 à 2002, et son successeur, le programme VERDON, qui a débuté en 2011, au CEA Cadarache.

Les essais intégraux sont des essais à plus grande échelle, généralement conduits sur une grappe de plusieurs crayons introduite au centre d'un réacteur expérimental et permettant d'étudier les phénomènes relatifs à la dégradation du cœur. Au travers d'une boucle expérimentale dédiée, connectée au circuit en cœur, ces essais permettent également d'étudier l'ensemble des phénomènes physiques relatifs au transport des PF dans le circuit primaire et leur comportement à long terme dans l'enceinte. Le programme PHÉBUS-PF, conduit dans le réacteur PHÉBUS du CEA, de 1993 à 2004, en est la meilleure illustration (voir, *infra*, p. 123-126, le chapitre intitulé « Le réacteur de recherche PHÉBUS, pour l'étude des accidents de perte de réfrigération »), pour les REP, ainsi que le programme SCARABÉE, pour les RNR-Na.

Gérard DUCROS

Département d'étude des combustibles

Le réacteur expérimental CABRI, pour l'étude des accidents de réactivité

Objectifs du réacteur CABRI et description de l'installation

Le réacteur de recherche CABRI a été construit en 1962, au CEA Cadarache, pour étudier la réponse des combustibles nucléaires à une excursion de puissance. Ces « sauts » de puissance, qu'évoque le nom du réacteur, sont la conséquence directe d'un **accident de réactivité***. Il appartient à la catégorie des réacteurs d'essais en sûreté. Le CEA y réalise actuellement des programmes de R&D définis et pilotés par l'IRSN, dans le cadre de collaborations nationale et internationale.

Le réacteur de recherche CABRI s'est adapté, depuis sa construction, pour répondre aux besoins des études de sûreté et à la constitution du parc nucléaire français. À sa construction, CABRI était un réacteur expérimental d'irradiation refroidi à l'eau, composé d'éléments combustibles à plaques. En 1975, une reconfiguration du cœur et la mise en place d'une boucle centrale en sodium est venue compléter l'installation, ce qui a permis de réaliser des essais adaptés aux réacteurs de la filière à neutrons rapides (RNR) refroidis au sodium pendant environ une trentaine d'années. Dès 1993, des essais ont été également réalisés sur certains crayons combustibles des réacteurs de la filière à eau sous pression dans la boucle sodium, lors d'une première phase. Le besoin d'une simulation plus complète des conditions de refroidissement des réacteurs à eau sous pression, et notamment d'études de l'interaction entre le combustible et l'eau, en cas de rupture des crayons, a conduit à modifier l'installation pour y implanter une boucle d'essai à eau sous pression, en remplacement de celle au sodium. En parallèle, des travaux de remise à niveau de l'installation (jouvence mécanique, génie civil et protection incendie) ont été entrepris.

Ce réacteur expérimental est un réacteur de type piscine, constitué aujourd'hui d'un cœur à base de combustible fabriqué à partir d'oxyde d'uranium (UO_2), d'une puissance limitée à 25 MW, en régime permanent, et refroidi par un circuit d'eau (fig. 115).

Le cœur du réacteur, aux dimensions réduites (65 cm de côté sur 80 cm de haut), est composé de 40 assemblages de crayons combustibles conçus pour résister aux variations rapides de puissance, lors des essais. Pour cela, la gaine des combustibles du cœur nourricier est en acier. Le cœur est équipé, en son centre, d'une cavité verticale permettant de recevoir le dispositif d'essai contenant l'échantillon de com-



Fig. 115. Réacteur CABRI : vue de dessus du cœur dans la piscine et de la boucle d'essai qui le traverse verticalement.

bustible à tester et, horizontalement, d'un canal abritant un dispositif appelé « hodoscope », système de mesure qui permet de visualiser en temps réel les déformations et mouvements du combustible testé, par la détection des neutrons rapides qu'il émet. Le refroidissement du cœur nourricier est assuré soit par convection naturelle avec l'eau de la cuve du réacteur, soit par convection forcée par le circuit de refroidissement.

Outre les six barres de commande et de sécurité, le réacteur est équipé de quatre barres spécifiques remplies d'hélium 3 sous pression (gaz absorbant les neutrons) qui servent à réaliser, par dépressurisation, un transitoire rapide de puissance. L'effet **Doppler*** limite la durée de l'excursion de puissance à quelques millisecondes, mais la puissance instantanée, lors du transitoire, peut atteindre 20 000 MW !...

La boucle d'essai (fig. 116) est un dispositif qui permet de faire circuler un fluide en circuit fermé dans le cœur du réacteur. Elle est constituée de trois éléments :

- Une cellule en pile implantée dans la cavité centrale du cœur du réacteur, destinée à recevoir le dispositif d'essai et l'aiguille ou crayon combustible à tester ;
- un caisson contenant les circuits expérimentaux qui permettent d'obtenir les conditions thermohydrauliques choisies ;
- des tuyauteries de connexion et des circuits de collecte des effluents liquides et gazeux produits par les essais.

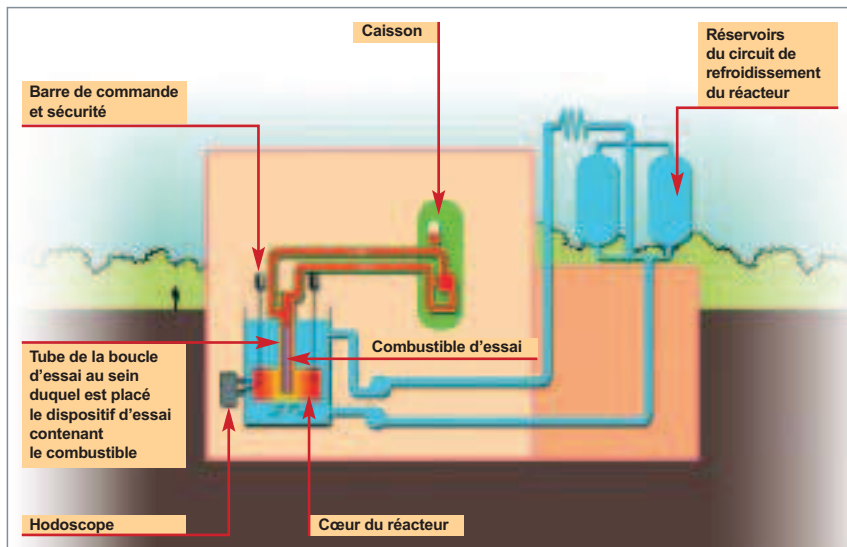


Fig. 116. Réacteur CABRI : schéma de la boucle d'essai à eau (en vert). Elle est composée du caisson destiné à reproduire les conditions thermohydrauliques nécessaires, lors des essais et du tube permettant de placer le dispositif d'essai au cœur du réacteur.

La boucle d'essai permet de reproduire les mêmes conditions de température, de pression et de vitesse d'écoulement pour le fluide qui entoure le combustible d'essai que celles présentes dans un cœur de réacteur industriel.

Les essais dans CABRI

Dans une première phase, de 1962 à 1968, CABRI a permis d'étudier les accidents de réactivité des combustibles à plaques des réacteurs expérimentaux et les limites de surpuissance sur différents types de cœur.

Dans une seconde phase, de 1968 à 1977, l'installation a été équipée de la boucle expérimentale en sodium destinée à étudier le comportement du combustible de réacteur à neutrons rapides (RNR), lors d'un accident de perte de débit primaire conduisant à une insertion de réactivité et à la fusion du cœur (Accident de Dimensionnement du Confinement [ADC] retenu pour SUPERPHÉNIX).

Quatre programmes principaux ont été menés sur le combustible RNR, entre 1978 et 2001, ce qui représente 59 essais. Ils ont permis de mettre en évidence les différents mécanismes de rupture de gaine, la contribution des gaz de fission à l'interaction mécanique combustible/gaine, et les phénomènes consécutifs à la rupture des aiguilles. L'incidence de différents paramètres a été évaluée, tels que le type de combustible, le **taux de combustion*** et le niveau de dépôt d'énergie.

Ces essais ont permis, en particulier, de valider les codes de calcul utilisés pour les études de sûreté et, d'une manière générale, ont contribué à une meilleure connaissance du comportement accidentel des combustibles RNR.

Bien que le fluide de refroidissement des réacteurs à eau sous pression (REP) soit de l'eau, la boucle en sodium de l'installation CABRI a été également utilisée pour simuler des accidents d'insertion de réactivité dans ce type de réacteur. Elle permet, en effet, de simuler dans des conditions satisfaisantes le comportement thermomécanique d'un crayon lors de la première phase de l'accident (en l'absence d'échauffement significatif de la gaine). Les premiers essais de ce type ont été réalisés en 1993, dans le cadre du programme REP-Na, pour se poursuivre jusqu'en 2000. Douze essais ont été réalisés, à ce jour, dont huit concernent du combustible d'oxyde d'uranium (UO_2) et quatre du combustible d'oxydes mixtes (MOX).

Les transitoires de puissance, lors de ces essais, laissent dans le crayon combustible une énergie de l'ordre de la centaine de J/g, ce qui suffit pour mettre le crayon à rude épreuve : compte tenu de l'extrême brièveté du transitoire, de l'ordre de la dizaine de millisecondes (fig. 117), les gradients thermiques dans le crayon sont très importants et peuvent engendrer des effets thermomécaniques suffisants pour provoquer la rupture de la gaine.

Dans ces essais REP-Na, des capteurs de température sont placés *dans* et *sur* le crayon, ainsi que dans le fluide caloporteur. On mesure également les déformations diamétrales et longitudinales du crayon, ainsi que le relâchement de gaz de fission dans le caloporteur, à la suite d'une éventuelle rupture de gaine. Les crayons sont examinés *post mortem* : on observe des ruptures de gaine, dès que le niveau d'énergie déposée par le transitoire dans le combustible dépasse quelques dizaines de J/g. Les ruptures se produisent surtout

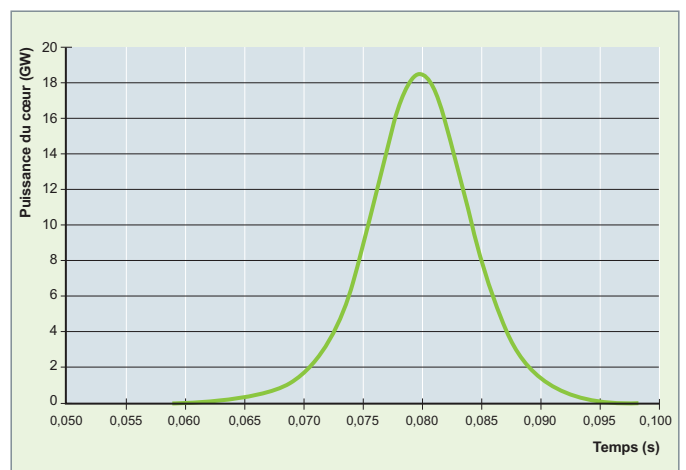


Fig. 117. Un transitoire de puissance typique dans le réacteur CABRI.

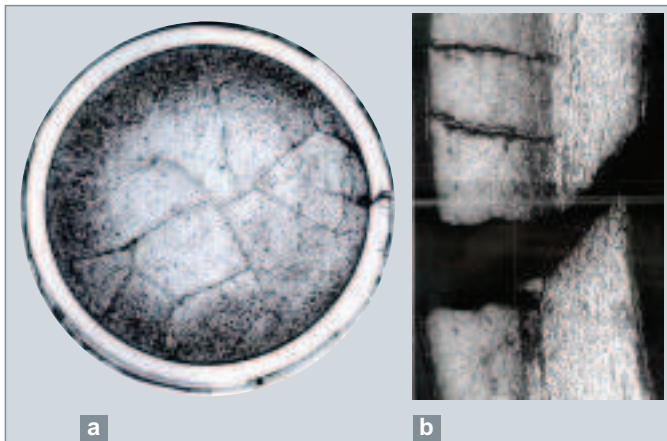


Fig. 118. Coupe d'un crayon combustible rupté, lors d'un essai « REP-Na » dans le réacteur CABRI. Le crayon a été pré-irradié avant l'essai, jusqu'à un taux de combustion de 60 GW.j/t.⁻¹, et l'on remarque la fracturation de la céramique combustible (a), ainsi que l'oxydation et l'hydruration de la gaine (a, b).

si le crayon combustible a déjà subi une irradiation importante avant le transitoire. Sa gaine est alors fragilisée par l'oxydation et l'hydruration associée (fig. 118). Nous observons aussi une décohésion des grains de la céramique par expansion des gaz de fission.

L'ensemble de ces observations a été confronté aux prédictions du code SCANAIR, qui calcule la thermique du système (évolution de la température, en fonction du temps dans le crayon et dans le caloporteur) [fig. 119], le comportement mécanique du crayon (déformations élastique et plastique) (fig. 120) et la quantité de gaz de fission libérée hors de la céramique. L'accord théorie-expérience sur les deux premières observables est bon ; celui sur les gaz de fission est un peu moins satisfaisant, mais il faut dire que la phénomé-

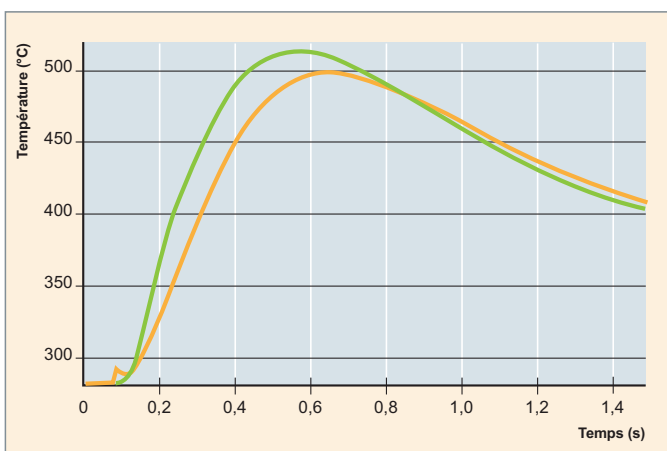


Fig. 119. Le transitoire de température sur la face externe du crayon combustible, lors d'un essai « REP Na » dans le réacteur CABRI. Comparaison avec le calcul (courbe en vert, code SCANAIR, développé au CEA).

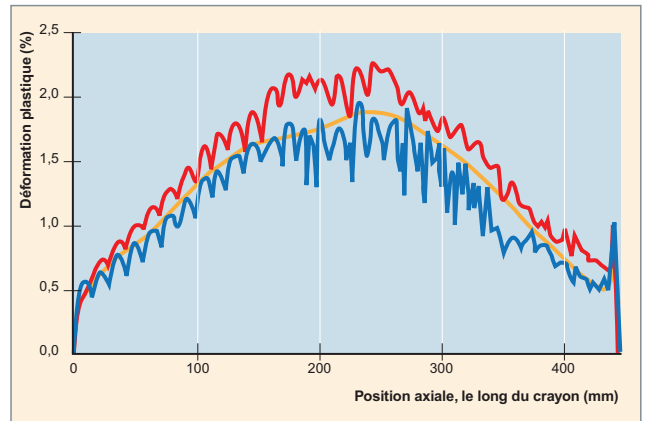


Fig. 120. Déformation plastique d'un crayon combustible, lors d'un essai « REP-Na » dans le réacteur CABRI. Comparaison avec le calcul (en orange, code SCANAIR, développé au CEA).

nologie du relâchement des gaz de fission dans une céramique polycristalline est compliquée...

Ces essais ont permis de mieux cerner les marges de résistance du combustible REP, vis-à-vis d'un transitoire de puissance. Pour autant, le programme REP Na n'a pas permis d'étudier dans sa globalité l'accident d'insertion de réactivité, du fait du manque de représentativité du réfrigérant, et notamment l'interaction combustible-réfrigérant, après rupture de gaine.

En 2002, deux essais du programme CIP (*Cabri International Program*) ont été réalisés dans la boucle sodium et ont permis de tester deux crayons REP à fort taux de combustion (75 GW.j/t), avant l'arrêt du réacteur pour rénovation et installation de la boucle à eau pressurisée.

Les expériences futures sur CABRI

La modification de l'installation, engagée en 2003, est destinée à réaliser des essais dans les conditions thermohydrauliques représentatives des réacteurs à eau sous pression (155 bar et 300 °C) et à apporter des connaissances complémentaires sur le comportement des crayons combustibles, lors d'accidents de référence pour les études de sûreté des réacteurs industriels : l'accident d'insertion de réactivité (**RIA***) et l'accident de perte de réfrigérant primaire (**APRP***).

Ainsi, le premier programme prévu dans CABRI, en configuration de boucle expérimentale à eau sous pression (cadre CIP) et piloté par l'IRSN, prévoit, à travers une dizaine d'essais, de tester le comportement en conditions de RIA des combustibles UO_2 à fort taux de combustion, mais aussi des combustibles MOX, dans le cadre des futures gestions du combustible des REP.

Au-delà du programme CIP, d'autres programmes dédiés à l'étude du comportement du combustible REP sont en cours de définition, concernant des compléments d'études en conditions RIA et des essais en conditions d'APRP. Les essais de type APRP pourraient permettre d'étudier le comportement du combustible et de la gaine, au cours des principales phases de l'accident (montée en température dans le combustible, oxydation importante de la gaine, **trempe*** du crayon résultant du renoyage...).

Enfin, l'IRSN et le CEA se préparent à examiner la possibilité de réalisation d'essais CABRI complémentaires, en support de l'analyse de sûreté des futurs réacteurs rapides refroidis au sodium.

Jérôme ESTRADÉ,

Département d'étude des réacteurs

Le réacteur de recherche PHÉBUS, pour l'étude des accidents de perte de réfrigération

Objectifs du réacteur PHÉBUS et description de l'installation

Le réacteur de recherche PHÉBUS est un réacteur expérimental construit en 1977 sur le Centre d'études de Cadarache. Il a été conçu pour étudier le comportement des combustibles des centrales nucléaires dans des situations accidentelles du type perte de réfrigérant primaire pouvant aller jusqu'à la fusion du combustible. La principale problématique associée à l'étude des accidents de perte de réfrigérant dans les réacteurs de puissance est celle de la dégradation du combustible et de ses conséquences : à partir de quelle température, au bout de combien de temps a-t-on rupture de la gaine du combustible ou pire, fusion du cœur ? Quel est le relâchement de produits de fission associé à ces deux phénomènes ?

Le réacteur PHÉBUS entre dans la catégorie des réacteurs d'essais en sûreté. L'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire est le principal commanditaire des études menées en collaboration internationale sur ce réacteur. De son côté, le CEA est l'opérateur de cet outil unique au monde.

PHÉBUS est un réacteur expérimental de type piscine dont le cœur comporte 1 816 crayons d' UO_2 faiblement enrichis en uranium 235. Il est refroidi et **modéré*** à l'eau. Sa puissance thermique maximale autorisée est de 38 MW. Le contrôle de puissance du réacteur s'effectue à l'aide de six **barres de commande*** et de sécurité (fig. 121).

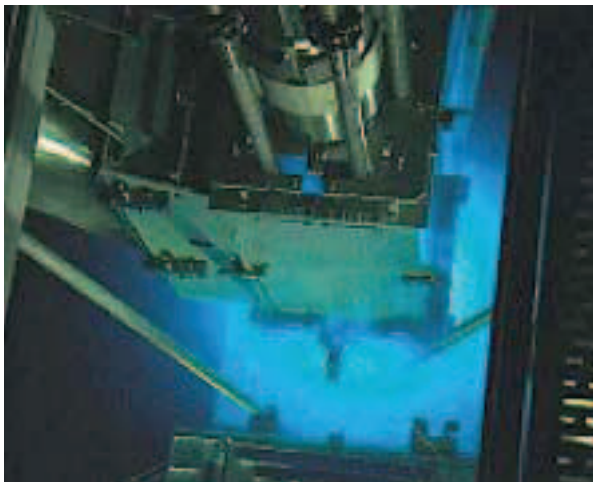


Fig. 121. Le cœur du réacteur PHÉBUS, en fonctionnement.

Le cœur est traversé, en son centre, par une cellule en pile pouvant contenir un **assemblage combustible*** d'essai (cet assemblage est composé, au maximum, de 20 crayons soit neufs, soit déjà irradiés en centrale nucléaire). Le circuit de refroidissement de cette cellule est une boucle à eau sous pression qui permet le conditionnement thermique et chimique de l'eau, au voisinage du combustible d'essai ; ce circuit de refroidissement est indépendant de celui du réacteur, ce qui permet de simuler une perte de refroidissement sur quelques crayons combustibles, tout en gardant un refroidissement nominal pour le reste du cœur.

La cellule en pile proprement dite est constituée de deux tubes concentriques traversant le cœur nourricier. Le tube interne, dit « tube de force », est en **inconel***, et le tube externe, dit « tube de sécurité », en **Zircaloy***. L'espace entre les deux tubes est maintenu sous vide, afin d'isoler thermiquement le tube de force de l'eau de refroidissement du cœur nourricier.

En 1990, l'installation a subi d'importantes modifications, de manière à pouvoir réaliser le programme PHÉBUS PF portant sur du combustible d'essai, dans les conditions des accidents graves, et destiné à valider les codes de calcul mis en œuvre pour prévoir le relâchement des produits de fission par les éléments combustibles du cœur et leur comportement dans le **circuit primaire***, le **générateur de vapeur*** et l'**enceinte de confinement*** (fig. 122, page suivante). Ce programme est mené dans des conditions représentatives de celles d'un réacteur à eau sous pression, tant en ce qui concerne la source des produits de fission que les conditions qu'ils rencontrent dans leur cheminement et l'enchaînement des phénomènes successifs survenant, lors d'un accident grave. Pour cela, un caisson métallique dit « caisson PF » (fig. 123) a été construit en extension de l'installation principale. Des circuits expérimentaux ont été mis en place, destinés à recevoir les produits de fission issus de la fusion du combustible d'essai, et à imiter leur trajet en réacteur de puissance, à travers la **gaine*** du combustible, la **cuve***, le **générateur de vapeur***, et même l'enceinte de confinement. Ils sont principalement constitués :

- D'une ligne de sortie PF acheminant les produits de fission du dispositif d'essai vers leurs réservoirs de stockage ;
- d'un générateur de vapeur constitué d'une seule épingle ;
- d'un réservoir simulant l'enceinte d'un REP à l'échelle 1/5000^e destiné à recevoir les produits de fission.

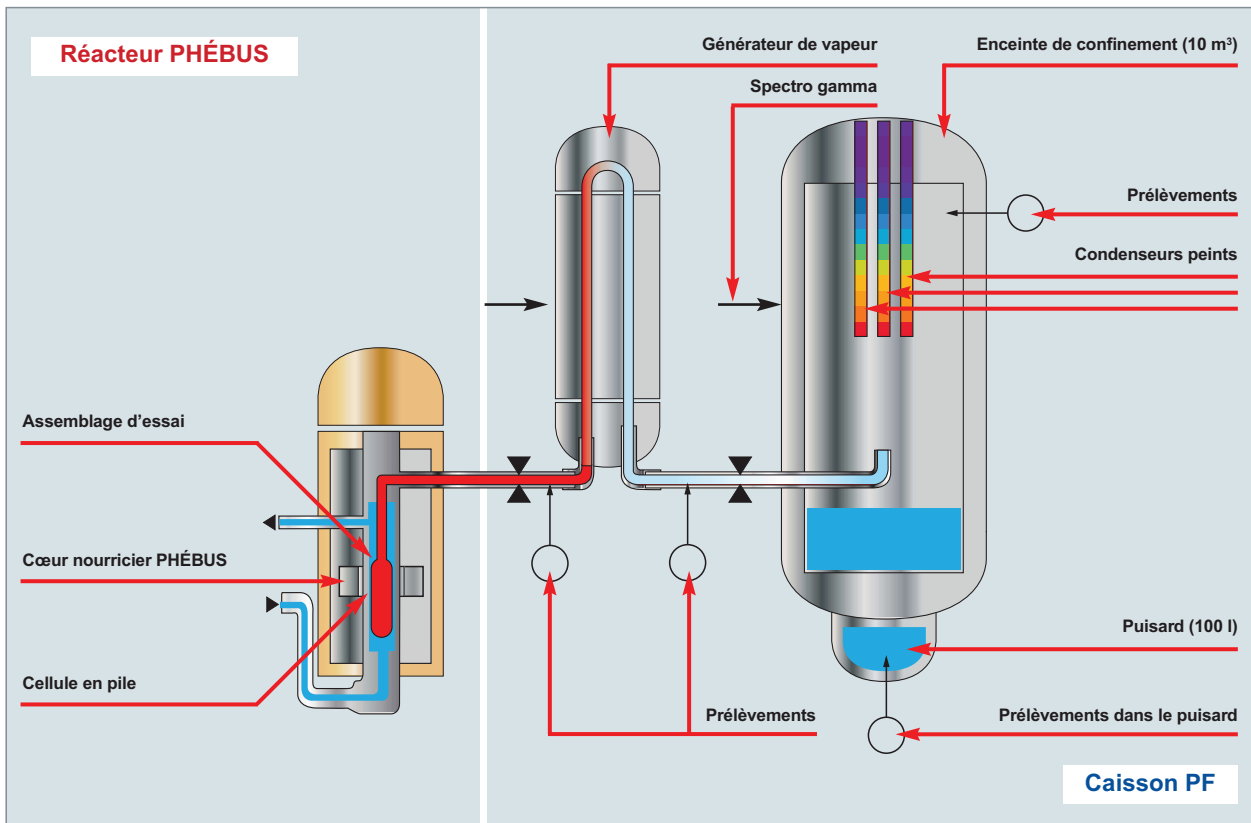


Fig. 122. Schéma de principe du réacteur PHÉBUS et de ses circuits expérimentaux.

Les essais dans PHÉBUS

La première partie du programme PHÉBUS, de juillet 1982 à décembre 1984, PHÉBUS LOCA* (*Loss Of Coolant Accident* ou accident de perte de réfrigérant primaire), a fait l'objet de six essais.

L'objectif de ce programme était l'étude du comportement d'un combustible des réacteurs à eau sous pression (REP) dans des situations de perte de réfrigérant primaire correspondant

à une situation accidentelle faisant suite à un fonctionnement aux conditions nominales. Cet accident était suivi de la mise en œuvre du refroidissement de secours. La phénoménologie étudiée était liée à l'accident de référence des REP, qui ne va pas jusqu'à la fusion du cœur.

Deux objectifs étaient recherchés : évaluer les marges relatives aux deux principaux critères retenus, dans le cadre du dimensionnement du réacteur, la température maximale et l'oxydation maximale des gaines ; valider les codes de comportement du combustible utilisés par l'analyse de sûreté et, en particulier, le module combustible du code de calcul



Fig. 123. Vue panoramique du caisson PF.

CATHARE* (développé par le CEA). L'ensemble du programme expérimental a été conduit en utilisant du combustible vierge. La température maximum atteinte a été de 1 300 °C.

Le programme PHÉBUS CSD (Cœur Sévèrement Dégadé), mené entre 1986 et 1989, a fait l'objet de six essais. Le programme visait à l'étude du comportement du combustible des REP, en situation accidentelle, mais hors dimensionnement, dite « d'accident grave ». L'objet du programme était l'étude de la dégradation du combustible pour un niveau de température supérieur à la température correspondant au critère de dimensionnement des REP et inférieur à la température de fusion de l'oxyde d'uranium. Ce programme a été utilisé dans la validation des modèles du code ICARE_1, en particulier en ce qui concerne la phénoménologie de l'oxydation des gaines. Ces connaissances sont utilisées aujourd'hui dans l'analyse de sûreté des accidents graves des REP.

Le programme PHÉBUS PF (Produit de Fission), mené entre 1993 et 2004, après modification de l'installation, traitait des phénomènes qui gouvernent l'évolution de l'état d'un REP, supposé se trouver en situation accidentelle grave. Les situations considérées postulaient la défaillance totale ou partielle des systèmes de protection et de sauvegarde du réacteur. Elles supposaient, en outre, l'échec des procédures opératoires destinées à éviter la fusion du cœur ou à en limiter les conséquences radiologiques.

Le programme présentait deux aspects :

- L'étude des phénomènes qui déterminent la dégradation du cœur, la fusion, puis la solidification des composants ;
- l'étude de l'évolution des produits de fission, sous forme de vapeur ou d'aérosols, depuis le relâchement de ces produits par le combustible jusqu'à leur diffusion dans l'atmosphère. Cette phase comprend l'étude du transport et du dépôt des produits actifs dans les circuits primaires et secondaires du réacteur et l'évolution physico-chimique de ces produits dans l'enceinte.

Ce programme expérimental a permis la validation des codes de calculs utilisés pour l'analyse de sûreté dans l'évaluation du terme source ou pour l'étude des procédures opératoires destinées à minimiser les effets de l'accident. Le programme PF s'inscrit dans le cadre du programme général de recherche et de développement, lié à la démarche retenue par l'analyse de sûreté pour prévenir et gérer les accidents graves des REP.

Les objectifs du programme PF

Un premier groupe de trois essais (FPT-0, FPT-1 et FPT-2) a permis d'étudier l'effet du taux d'irradiation et de l'environnement (oxydant ou réducteur) sur la dégradation du combustible, le relâchement et le transport des produits de fission (PF), ainsi que leur comportement dans l'enceinte de confinement. Ces trois essais ont été réalisés avec une barre de commande en alliage AG-In-Cd représentative des REP de type Westinghouse, dont il a été montré l'influence sur le comportement des produits de fission.

Un autre essai FPT-4 a concerné la phase ultime de l'accident, avec l'étude du relâchement des produits de fission peu volatils et des transuraniens, à partir d'un lit de débris et d'un bain de combustible fondu.

Le cinquième essai FPT-3 a permis de déterminer l'influence d'une barre de commande en carbure de bore (B_4C) sur la dégradation du combustible et le comportement des PF. Le B_4C est un matériau utilisé dans les REP plus récents, mais aussi dans les réacteurs à eau bouillante en service en Europe, et certains réacteurs de type VVER en service dans l'Europe de l'Est.

Les résultats des essais PHÉBUS PF sont une source importante d'amélioration de la simulation des accidents de fusion de cœur.

Déroulement d'un essai type sur PHÉBUS

Un essai se déroule sur deux phases successives :

- Une phase de dégradation du cœur, d'une durée de quelques heures, au cours de laquelle, par augmentation de la puissance du cœur PHÉBUS, la température du combustible en essai augmente jusqu'à la liquéfaction et la délocalisation des matériaux (entre 2 300 et 2 500 °C), entraînant le relâchement des produits de fission et leur transport dans le circuit et dans l'enceinte de confinement. À la fin de cette phase, le réacteur PHÉBUS est arrêté ;
- une phase « enceinte », d'une durée de quelques jours, au cours de laquelle sont mesurées les grandeurs d'intérêts pour la compréhension des phénomènes transport, de dépôts des matériaux, ainsi que de la chimie de l'iode dans le circuit et dans l'enceinte de confinement.

L'analyse et l'interprétation des résultats d'un essai s'étalent sur environ sept ans.

Phénomènes étudiés dans le programme PHÉBUS

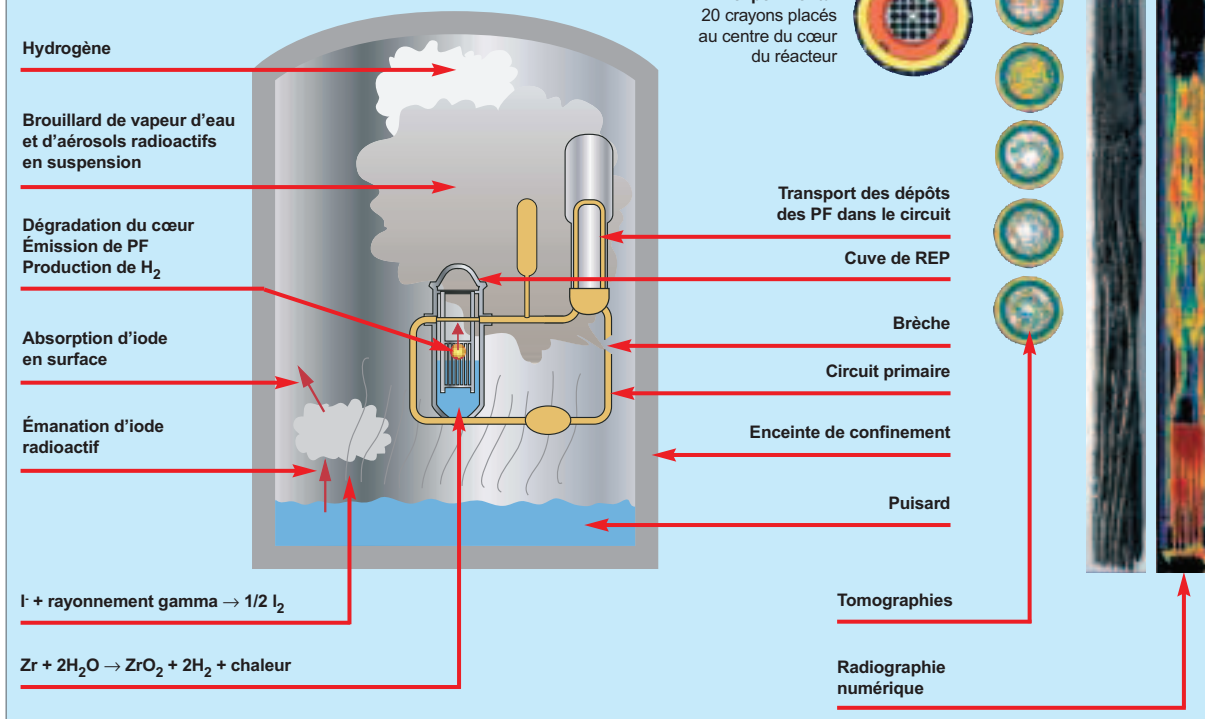


Fig. 124. Principe d'un essai sur PHÉBUS-PF et résultats sur le comportement du combustible.

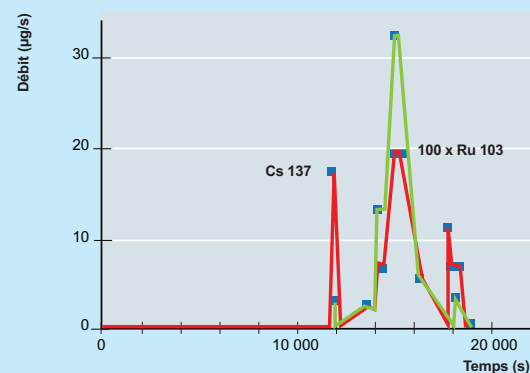
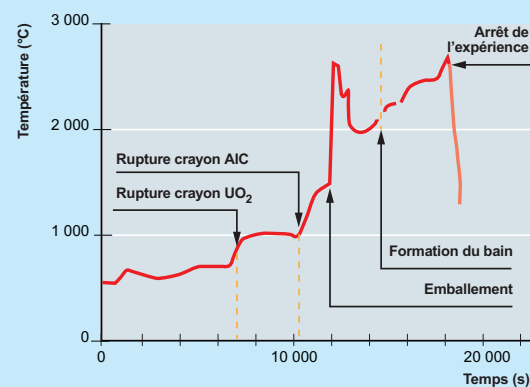
Le réacteur PHÉBUS a largement rempli sa mission. Il a permis de mieux comprendre le comportement du combustible en situation accidentelle de perte de réfrigérant, et de justifier les marges prises par rapport à ce type d'accident. Il a été mis en arrêt définitif d'exploitation, en 2009.

Jérôme ESTRADÉ,
Département d'étude des réacteurs

André CHABRE
Direction de l'énergie nucléaire

et Bernard BONIN
Direction scientifique

Série de mesures illustrant le comportement des produits de fission, au cours d'un essai PHÉBUS PF



Le réacteur SILENE, pour l'étude des accidents de criticité

Les accidents de criticité

Les accidents de **criticité*** résultent du déclenchement d'une **réaction de fission en chaîne*** non contrôlée survenant lorsque les quantités présentes de matières nucléaires fissiles (uranium et plutonium) dépassent accidentellement un seuil appelé « **masse critique*** ». Dès que l'état critique est dépassé, la réaction en chaîne devient divergente et à caractère exponentiel ; il en résulte une évolution rapide du nombre de fissions produites au sein du milieu fissile appelé « excursion de criticité ». Ce phénomène se traduit par un dégagement rapide d'énergie (fig. 125) retrouvée essentiellement sous forme de chaleur, accompagné par l'émission intense de rayonnements neutronique et gamma, ainsi que par le relâchement de gaz de fission. L'exposition à ces rayonnements intenses constitue le principal risque, en cas d'accident de criticité, et peut s'avérer fatal pour les personnels situés au voisinage immédiat des installations.

Ce type d'accident survient, le plus fréquemment, dans les installations où les masses fissiles sont susceptibles de varier : les usines du cycle du combustible et les installations de recherche, notamment les réacteurs expérimentaux de type maquettes critiques, en raison des possibilités d'intervention humaine, principales causes de ce type d'accident.

Depuis 1945, une soixantaine d'accidents de criticité ont été recensés dans le monde, 22 de ces accidents dans les usines du cycle du combustible (9 personnes tuées) et environ 36 dans les installations de recherche (12 personnes tuées). La

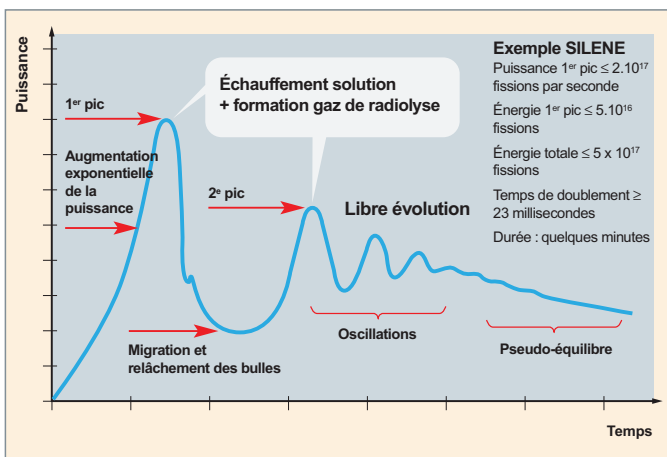


Fig. 125. Évolution de la puissance lors d'un accident de criticité : évolution caractéristique en milieu combustible liquide.

plupart d'entre eux se sont produits aux États-Unis et dans l'ex-Union soviétique.

L'étude expérimentale des accidents de criticité a donné lieu à la mise en œuvre de réacteurs expérimentaux spécifiques permettant de produire des montées rapides de réactivité par des manœuvres rapides d'absorbants, le rapprochement de masses métalliques de matières fissiles, etc. En France, le réacteur SILENE, installé au Centre du CEA de Valduc, est représentatif de ce type de réacteur.

Le réacteur SILENE

Le réacteur SILENE a été mis en exploitation en 1974, pour répondre initialement aux besoins liés aux études d'accidents de criticité en milieu liquide. Il s'agit d'un réacteur dont le combustible est constitué de nitrate d'uranium hautement enrichi confiné dans une cuve en acier, que l'on fait diverger par le retrait d'une barre de commande située en son centre (fig. 126).

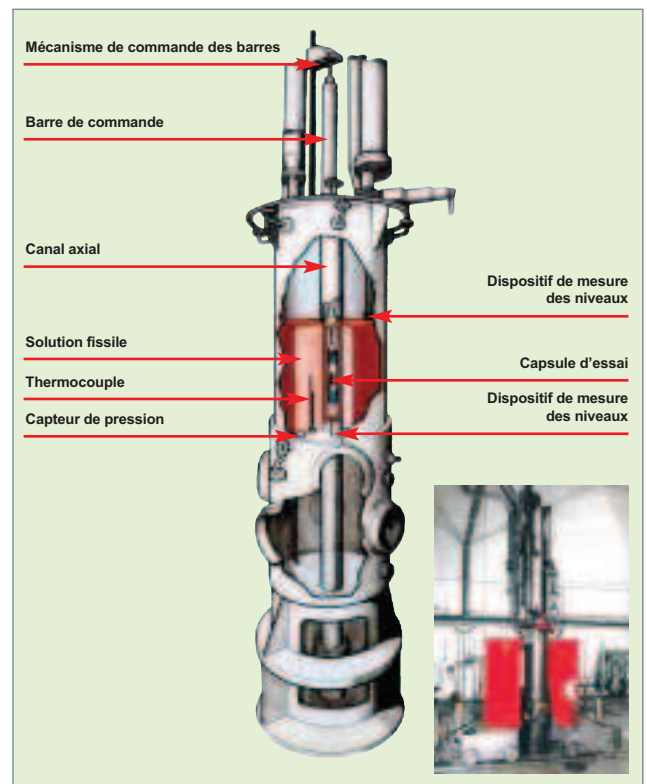


Fig. 126. Réacteur SILENE : le bloc réacteur vu en coupe.

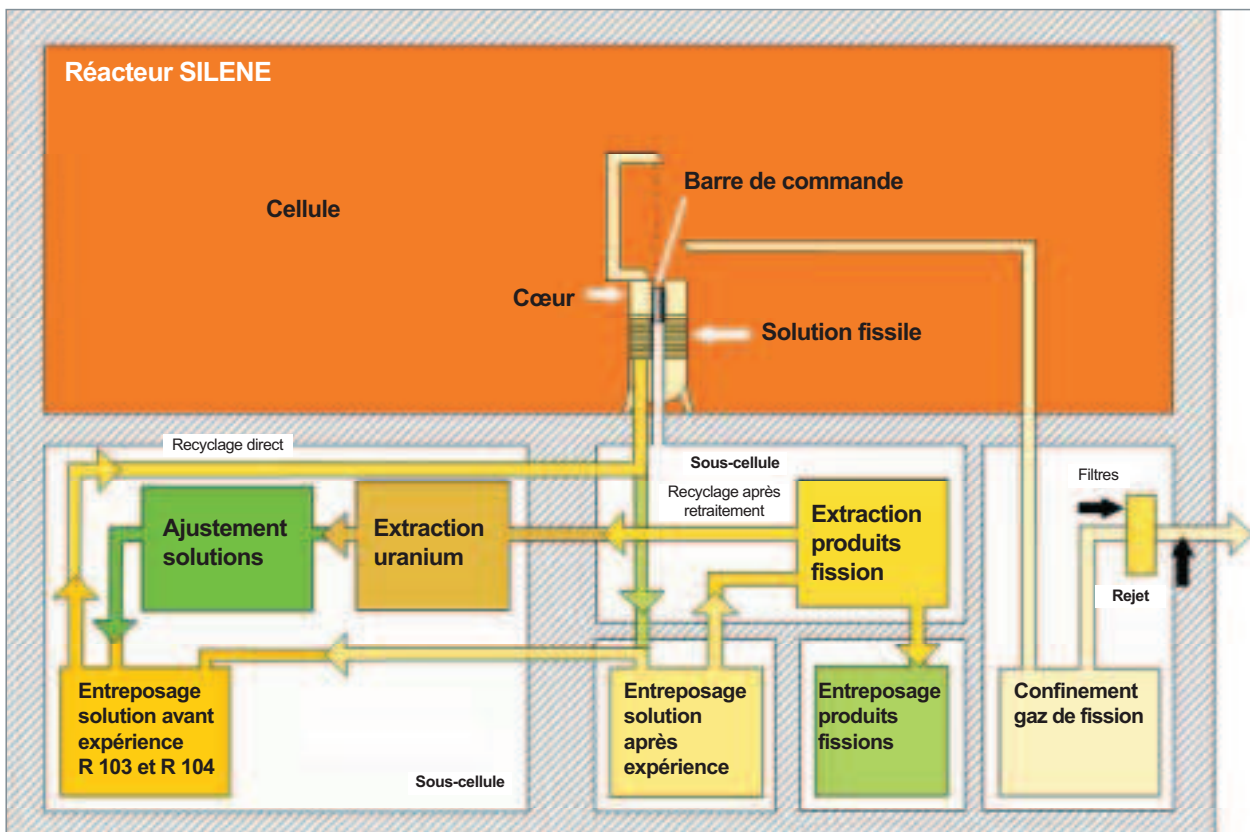


Fig. 127. Réacteur SILENE, dispositions générales.
 Cellule supérieure : réacteur proprement dit.
 Cellule inférieure : traitement du combustible, des gaz de radiolyse et des produits de fission.

Le fonctionnement du réacteur nécessite une infrastructure comportant des moyens d'entreposage, d'analyse, d'ajustement de la concentration et de recyclage de la solution fissile constituant le combustible, ainsi que des équipements spécifiques de reprise des gaz de radiolyse. L'ensemble de ces moyens est regroupé dans des locaux situés sous le réacteur (fig. 127).

La cinétique d'une divergence et les caractéristiques du rayonnement de fuite sont ajustables. Trois modes de fonctionnement sont possibles (fig. 128, page suivante) :

- En mode « salve », la cavité centrale du cœur est accessible, permettant l'irradiation d'échantillons de diamètre inférieur à 56 mm, la fluence neutronique délivrée est de l'ordre de $1,6 \cdot 10^{16} \text{ n.cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$; les rayonnements de fuite neutrons et gamma sont modifiables par l'interposition d'écrans autour du cœur. Il s'agit d'écrans de plomb, d'acier et de polyéthylène-cadmium. Les deux premiers réduisent considérablement la composante gamma, l'écran d'acier permettant, de surcroît, d'augmenter la composante intermédiaire du spectre neutrons ; le troisième réduit la composante neutronique ;

- en mode « libre évolution », on retire lentement la barre d'excursion (à une vitesse inférieure à 2 cm/s), en présence d'une source auxiliaire de neutrons permettant un amorçage déterministe de la réaction en chaîne. La montée en puissance est lente et donne lieu à un pic très vite amorti par les mécanismes de contre-réaction de température et de volume dus à la radiolyse (fig. 129). La réactivité injectée est limitée à 4 β^* , afin de ne pas provoquer l'ébullition de la solution. Après un comportement oscillatoire, réactivité et contre-réactivité finissent par s'équilibrer pour donner un palier de puissance de l'ordre de quelques centaines de watts.

Le premier intérêt du réacteur SILENE est de permettre l'étude de la phénoménologie de l'accident de criticité en milieu liquide, dans ses modes « salve » et surtout « libre évolution ». Grâce à la souplesse qu'apporte le fonctionnement de SILENE, les physiciens ont pu :

- Caractériser les dynamiques possibles de l'accident, en fonction des réactivités accidentelles susceptibles d'être injectées ;
- caractériser le champ de rayonnement émis par l'accident, développer des moyens de détection (EDAC) et définir une méthodologie de mise en sécurité des personnes (zone d'évacuation) et des biens (arrêt de l'accident) ;
- caractériser le terme source d'émission de radioéléments (aérosols et gaz de fission).

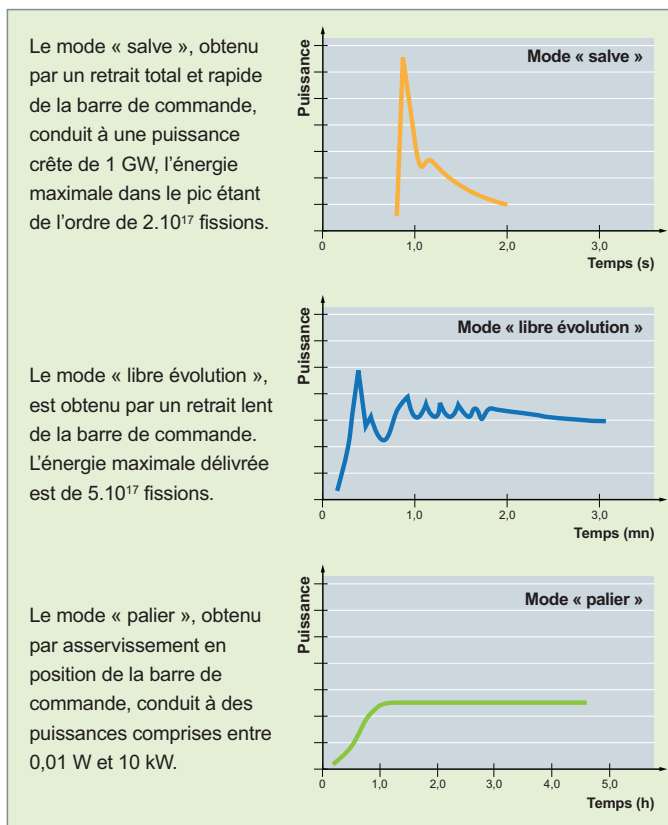


Fig. 128. Réacteur SILENE : illustration des trois modes de fonctionnement possibles.

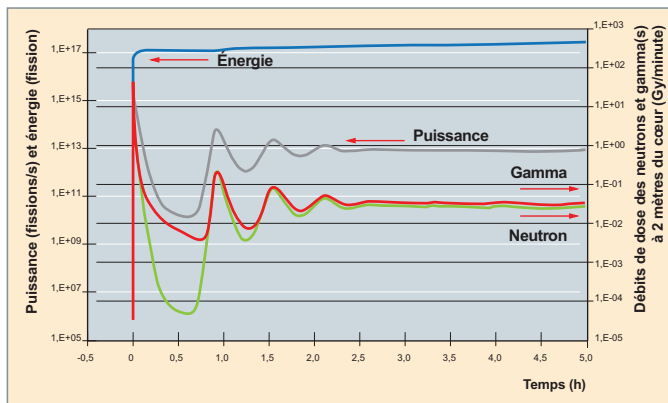


Fig. 129. Dose et débit de dose mesurés lors d'une expérience de dosimétrie sur SILENE, en mode « libre évolution ».

Un tel outil est unique. Il a permis de valider expérimentalement un certain nombre de codes de calcul d'accident de criticité (codes CHÂTEAU, CRITEX, POWDER...) Les expériences réalisées constituent des références pour la validation de ce type de codes.

Le second intérêt de SILENE et de ses différents écrans est d'être une source de rayonnements gamma et neutrons intense, continue ou pulsée, de **fluence*** et de rapport de

fluence n/g adaptable selon la demande. Les matériaux irradiés peuvent être de différente nature : biologique, électronique, matériaux nucléaires ou non nucléaires. Annuellement, un exercice d'inter-comparaison de radioprotection est réalisé autour de SILENE, et cet exercice est régulièrement étendu à la communauté internationale. En effet, il n'existe pas au monde de réacteur équivalent qui se prête à la réalisation de tels exercices impliquant des dizaines d'équipes internationales et mettant en œuvre l'irradiation simultanée de plusieurs centaines de dosimètres ou d'échantillons biologiques. De surcroît, la cavité centrale de SILENE permet de simuler des chauffages neutroniques intenses et transitoires sur des échantillons. C'est dans cette cavité qu'ont été réalisées des mesures d'équation d'état de combustible et des mesures du comportement mécanique des crayons REP placés en situation accidentelle (programme « *Reactivity Insertion Accident* » de l'IRSN).

Francis BARBRY

Expert AIEA

André CHABRE

Direction de l'énergie nucléaire

et **Patrick FOULLAUD**

Direction des applications militaires

► Bibliographie

BARBRY (F.), « *A Review of the SILENE Criticality Excursions Experiments* », Proceedings of the Topical Meeting on Physics and Methods in Criticality Safety, Nashville, Tennessee, September 19-23, 1993, American Nuclear Society, 1993.

BARBRY (F.) et al., « *Review of the CRAC and SILENE Criticality Accident Studies* », *Nucl. Sci. Eng.*, 161, p. 160-187, 2009.

MEDIONI (R.), DELAFIELD (H.J.), AEA Technology and IPSN Report HPS/TR/H/1(95) 1995 : « *An International Intercomparison of Criticality Accident Dosimetry Systems at the SILENE Reactor, Valduc* », Dijon, France, 7-18 June 1993.

VERREY (B.) et al., « *SILENE Reactor: Irradiation Tool for International Exercise of Criticality Accident Dosimetry Systems* », 9th Symposium on Neutron Dosimetry 28/9-03/10, Delft, Netherlands, 2003.

Perspectives de recherches relatives aux situations accidentelles, avec le réacteur Jules Horowitz

Le réacteur Jules Horowitz (RJH) offre une gamme étendue de possibilités expérimentales, en termes de niveau de flux de neutrons, d'emplacements disponibles dans le cœur ou dans le réflecteur. De ce fait, et bien que les programmes expérimentaux relatifs aux situations accidentelles soient plus souvent réalisés en réacteur dédié, le RJH pourra mettre à profit cette flexibilité pour traiter de telles situations, en particulier les accidents de perte de refroidissement et ceux de surpuissance. Pour cela, l'installation s'appuiera sur les développements technologiques mis en œuvre pour la construction des dispositifs expérimentaux.

En ce qui concerne le pilotage de la puissance dans la charge expérimentale, celui-ci peut se faire en plaçant le dispositif d'irradiation sur un système à déplacement (SAD) implanté dans des canaux d'eau aménagés dans le réflecteur. Ce système permet de rapprocher ou d'éloigner le dispositif, par rapport au cœur, autorisant ainsi un ajustement précis et souple de la puissance, sans interférer de façon significative avec le réacteur lui-même. On peut également placer le dispositif dans une position fixe, mais le pilotage de la puissance se fait alors par le cœur lui-même, ce qui peut pénaliser les autres expérimentations menées en parallèle.

Les défauts de refroidissement

Pour la simulation des situations de défaut de refroidissement, le protocole expérimental consiste à simuler une élévation de température qui se fait, en général, en pilotant la puissance injectée dans le dispositif. Celle-ci permet de simuler de façon représentative un défaut de refroidissement à puissance nominale. Le dispositif est conçu avec une isolation thermique ajustée destinée à garantir la sûreté de l'expérience. Les cinétiques de montée en température sont, en général, assez lentes (de quelques dixièmes de degré à quelques degrés par seconde), ce qui reste compatible avec l'étude des transitoires de perte de réfrigérant primaire.

La conception du dispositif d'irradiation dépend fortement des objectifs, selon que l'on s'intéresse au comportement du combustible et de sa gaine, à différents niveaux de température et de puissance (pouvant aller jusqu'à la fusion), ou au relâchement des produits radioactifs (également, en fonction de la température ou de l'atmosphère environnant le combustible).

De ces conditions découlent la conception du dispositif (structures, nature et épaisseur de l'isolant placé entre le combustible et les parois externes), le nombre de crayons souhaitable et leur géométrie, l'homogénéité de puissance requise dans les différents crayons d'essai. Compte tenu des technologies déjà mises en œuvre pour ce type d'expérimentation, l'installation offre des capacités en cœur qui devraient être compatibles avec des faisceaux pouvant aller jusqu'à 7 crayons dans le cœur. Dans le réflecteur, des faisceaux d'environ 15 à 20 crayons sont envisageables. Des volumes d'essai plus importants nécessiteraient des études d'implantation plus détaillées qui pourraient aller jusqu'à des adaptations du réflecteur. Des ajustements neutroniques permettent d'avoir des distributions de puissance relativement homogènes, en mettant à profit la part de flux neutronique rapide qui existe à proximité du caisson du réacteur.

Pour ce qui est du circuit, celui-ci peut être un simple moyen de contrôle des conditions thermohydrauliques (débit de vapeur, pression) ou avoir une fonction expérimentale plus complexe, en transférant, par exemple, les produits de fission émis vers des dispositifs de mesure implantés dans les « casemates expérimentales ». Les charges au sol autorisées (6 t/m²) permettent la mise en place de blindage (protection biologique) autour des lignes et des instruments de mesure, ainsi qu'autour des réservoirs de collecte des fluides. La liaison entre le dispositif d'irradiation et les circuits aura un impact important sur l'installation. En effet, l'expérience pourra être compatible ou non avec la mise en œuvre du dispositif d'irradiation sur un système à déplacement. Dans ce cas, l'expérience pourra se dérouler simultanément avec d'autres expériences. Dans le cas d'une expérimentation en cœur, le fonctionnement de l'installation devra être temporairement dédié à l'expérimentation.

À titre d'exemple, nous pouvons mentionner le dispositif « LORELEI », en cours de conception. Il est destiné aux études de sûreté relatives aux « accidents de perte de réfrigérant primaire » dans les réacteurs à eau légère (APRP ou *Loss Of Coolant Accident*, en anglais).

Les domaines étudiés concernent les aspects « thermomécaniques » du crayon combustible et les conséquences radiologiques (évaluation du terme source) dans des situations accidentelles de ce type.

Il s'agit d'un dispositif qui sera implanté dans le réflecteur du RJH, sur un système à déplacement – pour ajuster le niveau de puissance dans le dispositif – (fig. 130, page suivante).

Il se composera d'un tube externe d'environ 80 à 90 mm de diamètre dans lequel sera implanté le crayon expérimental dont la longueur sera adaptée aux phénomènes étudiés (de 40 à 100 cm). Des isolants thermiques placés entre le crayon et le tube externe permettront d'amener l'échantillon au niveau de température représentatif de ce type d'accident, soit environ 1 200 °C. Les structures internes supporteront une instrumentation adaptée à ce type d'expérience (température, pression, mesure de déformation...). Le dispositif sera relié à un circuit « hors pile » dont les fonctions seront de contrôler la pression du système, d'injecter de l'eau ou du gaz et, enfin, de collecter les fluides provenant du dispositif.

Les situations de surpuissance

Dans le domaine des expérimentations relatives aux transitoires de puissance, il est observé que les systèmes à déplacement fournissent une capacité expérimentale intéressante pour les expériences dites « de rampes de puissance » : à titre d'exemple, les caractéristiques neutroniques du cœur et performances du SAD autorisent des rampes à $600 \text{ W.cm}^{-1}.\text{min}^{-1}$ pour des combustibles à 1 % U 235 (équivalant aux forts taux de combustion).

En revanche, le RJH n'est pas dimensionné pour couvrir le domaine des accidents de réactivité (RIA), avec des pics de puissance s'étalant sur quelques dizaines de millisecondes. Le réacteur CABRI est mieux adapté pour ce type de simulation. On peut cependant mettre à profit le fort flux de neutrons présent dans le cœur pour étudier analytiquement certains mécanismes associés aux transitoires thermiques rapides, sans, toutefois, atteindre des conditions représentatives du RIA. Pour ce faire, on pourrait, par exemple, concevoir un dispositif contenant des capsules chargées d'échantillons de combustible qui traverseraient la zone de flux, selon une cinétique courte et précise. Cette technique permettrait d'atteindre des cinétiques d'échauffements de quelques centaines de degrés par seconde dans le combustible.

En conclusion, le RJH permettra, bien que ce ne soit pas là sa mission première, l'approfondissement des études sur l'accident de perte de réfrigérant primaire entreprises dans PHÉBUS et sera complémentaire des études menées sur CABRI, en ce qui concerne les transitoires rapides.

Christian GONNIER

Département d'étude des réacteurs

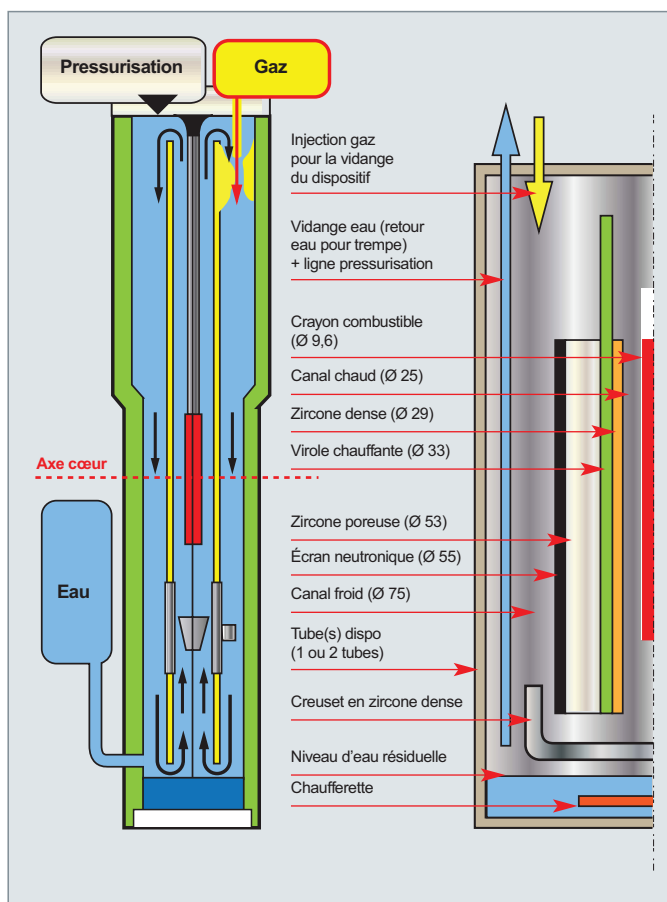


Fig.130. Schéma de principe du dispositif expérimental LORELEI, pour l'étude des accidents APRP. Un tronçon de crayon combustible est placé dans le réflecteur du RJH, dans des conditions représentatives d'un combustible de réacteur à eau, puis soumis à un scénario d'accident de perte de réfrigération primaire. Le crayon est dénoyé, ce qui conduit à sa dégradation. Le dispositif LORELEI permet l'analyse du comportement du crayon et des produits de fission libérés lors de cette séquence accidentelle.