

Valider les calculs de neutronique

Comme indiqué précédemment, dès le début du développement du nucléaire, la physique des réacteurs a eu besoin d'outils expérimentaux, afin de qualifier les modèles physiques utilisés pour l'étude de la propagation et du comportement d'une population de neutrons au sein d'un réseau, et ainsi valider les calculs de dimensionnement des cœurs de réacteurs.

Ces outils, baptisés initialement « piles » (terme provenant de l'empilement de blocs de graphite pour obtenir la première divergence de cœur et une réaction en chaîne contrôlée (Enrico FERMI, décembre 1942), sont désormais connus sous le terme de « ZPR », pour *Zero Power Reactor*, ou son équivalent français : « maquettes critiques ».

Le terme « maquette » indique bien l'objectif de ces outils, à savoir une très grande flexibilité, de manière à pouvoir être facilement instrumentés, à pouvoir simuler des configurations de cœur diverses et variées et à pouvoir diverger aisément, lors de leur approche sous-critique. Le côté formation des scientifiques et ingénieurs du nucléaire est également une facette importante de ces outils.

Tous les grands pays du nucléaire ont développé, dans les années fastes, leurs maquettes critiques pour les raisons indiquées, mais on peut remarquer qu'un grand nombre d'entre elles ont été fermées.

La France a cette particularité d'avoir maintenu opérationnelles ses trois maquettes critiques les plus polyvalentes sur plus de quarante ans, sans interruption.

Au CEA, les programmes expérimentaux sur maquettes critiques s'effectuent aujourd'hui sur ces trois maquettes mettant en jeu de très faibles puissances : ÉOLE, MINERVE et MASURCA implantées à Cadarache. Le comportement neutronique des cœurs étudiés dans ces réacteurs est directement extrapolable aux phénomènes physiques rencontrés dans les réacteurs de puissance, à un *facteur de représentativité près*. Tout en étant sûres, ces maquettes sont très souples, adaptables, faciles d'accès et aisées à instrumenter.

Le retour d'expérience a montré l'importance majeure de ces outils pour l'amélioration de la compétitivité du nucléaire (on peut citer, notamment, le programme ÉPICURE, à la fin des années 80, qui a permis la qualification du chargement des cœurs de REP avec 30 % de combustible MOX, en validant notamment le calcul des interfaces entre assemblages MOX et UOX), et le CEA considère que ces outils demeureront nécessaires dans les prochaines décennies.

Le présent chapitre détaille ces trois maquettes critiques, leur fonctionnement, et illustre leur apport en physique des réacteurs.

La maquette critique en eau, ÉOLE

Objectifs de la maquette critique ÉOLE et description de l'installation

La maquette critique ÉOLE est destinée aux études neutroniques de réseaux modérés à eau légère (réacteurs à eau sous pression et réacteurs à eau bouillante) [1]. Le réacteur est formé d'une structure d'accueil constituée d'un bloc pile offrant une protection biologique et permettant un fonctionnement jusqu'à un **flux neutronique*** de 10^9 n.cm⁻².s⁻¹ dans le cœur (fig. 39). Alors que le décret de création initial mentionnait une puissance de 10 kW, la réglementation limite aujourd'hui la puissance de fonctionnement à 100 W (ou 500 W sur demande de dérogação).



Fig. 39. La maquette critique Éole. Vue d'ensemble du bloc pile.

Le réacteur s'articule autour d'une cuve en aluminium d'environ 2,3 m de diamètre et 3 m de hauteur, dimensionnée, à l'origine, pour recevoir les 12 tonnes d'eau lourde des premiers programmes expérimentaux. Depuis le programme ÉPICURE, une autre cuve plus petite (typiquement ~1,2 m de diamètre et 1 m de hauteur), dite « cuve expérimentale », vient prendre place au centre de cette cuve. Une virole à l'intérieur de la cuve expérimentale permet de recevoir, grâce à un jeu de grilles interchangeables, tout type de réseau de réacteur à eau (fig. 40). La forme et les dimensions de ce jeu de grilles, ainsi que de la cuve expérimentale, peuvent être modifiés selon les besoins des programmes expérimentaux.

Quatre barres de sécurité, situées au-dessus de la virole, permettent l'arrêt du réacteur, à tout moment. La structure (plaques ou crayons), la position et la composition de ces barres varient en fonction des cœurs étudiés et de leur réserve



Fig. 40. La maquette critique ÉOLE : vue de dessus d'un réseau combustible expérimental (expérience FUBILA).

de réactivité. La chute de ses barres, à l'aide d'un lanceur et par gravité, est extrêmement rapide.

La **criticité*** est atteinte par ajustement de la concentration en bore soluble du **modérateur*** (eau légère) ou bien par ajustement du nombre de crayons combustibles. Ces deux paramètres sont dits « paramètres critiques ». Une barre de pilotage permet d'effectuer la **divergence*** et de stabiliser la puissance entre 0 W et 100 W.

De nombreux types de combustibles (MOX, UO₂ de type REP et REB, U₃Si₂ de type MTR) et de matériaux absorbants, poisons ou matériaux de structure (B₄C naturel et enrichi, AIC, Hf, UO₂-Gd₂O₃, pyrex, Zy-2, acier, etc.) sont utilisables, afin de recréer des réseaux représentatifs des situations industrielles. Les crayons combustibles sont, à la hauteur près (80 cm de hauteur fissile), identiques à ceux des réseaux utilisés dans les réacteurs de puissance.

Deux thermostations sur les circuits d'eau assurant le remplissage, la vidange et l'introduction du bore dans le modérateur permettent de fixer la température du modérateur de 5 °C à 80 °C, avec une précision de 0,1 °C, afin d'en mesurer le **coefficient de température***. Ces deux thermostations permettent également de concevoir des cœurs comportant deux zones hydrauliquement indépendantes.

En 1990, le système de contrôle commande du réacteur a été entièrement rénové, afin de disposer, en particulier, du traitement numérique des signaux neutroniques, de l'utilisation

d'automates programmables et de la visualisation sur écran des états du réacteur. En 2003, cette rénovation a été complétée par une réactualisation des baies de contrôle neutronique et du superviseur.

La recherche de l'état critique du réacteur s'effectue à la fois par montée de la solution modératrice (eau borée ou non) dans la cuve du réacteur, jusqu'à ce qu'elle circule dans les circuits de thermorégulation à la température voulue (par déversement entre la cuve et la virole), et par montée des barres de sécurité.

Les techniques expérimentales utilisées sur la maquette ÉOLE

La flexibilité de la maquette critique fait d'ÉOLE un outil incomparable pour la physique des réacteurs à eau légère, en ce sens que les techniques expérimentales utilisées sont adaptées selon les caractéristiques neutroniques des cœurs étudiés.

On distingue essentiellement deux types de mesures, auxquelles sont associées un grand nombre de techniques expérimentales :

- Les mesures dites « en ligne », c'est-à-dire essentiellement le suivi des taux de comptage de chambres à fission (en critique ou en sous-critique), et les grandeurs que l'on peut en déduire ;
- les mesures post-irradiation, effectuées directement sur les crayons combustibles (examens par **spectrométrie gamma***, dits **scrutation gamma*** ou *gamma-scanning*) ou sur des détecteurs (**dosimètres à activation** ou **détecteurs thermoluminescents**), après irradiation dans le cœur (fig. 41).



Fig. 41. Mesure post-irradiation sur un crayon combustible issu de la maquette critique ÉOLE.



Fig. 42. Chambres à fission pour la mesure de flux neutronique dans la maquette critique ÉOLE.

Les mesures de flux neutronique par **chambres à fission*** (fig. 42) se divisent en deux catégories, selon la grandeur intégrale que l'on veut obtenir :

- Les mesures de **cinétique**, essentiellement le temps de doublement et les mesures de chutes de barres absorbantes (« *rod drop* ») ;
- les mesures **quasi statiques**, où l'on analyse le taux de comptage des chambres à fission, afin d'obtenir des informations sur le niveau de criticité du cœur ou encore sur les distributions de taux de fission, ou le spectre local dans le réseau.

Les mesures de spectrométrie gamma (« **scrutation gamma*** » ou « *gamma-scanning* ») sont post-irradiation et fournissent des informations sur les taux de réaction engendrés dans le cœur. Les principaux taux mesurés sont la **fission*** (localement ou le long de traverses) et la **capture radioactive***, au travers de la mesure de l'activité gamma totale du crayon combustible considéré ou celle d'isotopes particuliers (produits de fission ou produits de la capture). Ces mesures sont complémentaires des mesures de distribution de flux par chambres à fission. La mesure par spectrométrie de dosimètres fissiles ou à activation irradiés dans le réacteur permet également de compléter ces informations par d'autres types de taux de réaction.

L'irradiation de détecteurs thermoluminescents (TLD) dans le réacteur, puis la lecture grâce à une stimulation thermique de leur émission lumineuse, permettent de réaliser la mesure de la dose gamma, paramètre physique important qui complète les paramètres neutroniques.

Les programmes expérimentaux de la maquette ÉOLE

Le décret de création d'ÉOLE, en date du 23 juin 1965, a été signé par le Premier ministre Georges POMPIDOU et le secrétaire d'État auprès du Premier ministre chargé de la Recherche scientifique et des questions atomiques et spatiales, Yvon BOURGES. Deux ans de travaux (1964-1965) précéderont la première divergence, qui aura lieu le 2 décembre 1965.

Après cinq années consacrées à l'étude de réseaux à eau lourde, notamment les réseaux CÉLESTIN, le réacteur est utilisé en tant que maquette d'essais de sûreté (1972), avec le programme CABRIOLE pour CABRI, le programme PHÉBÉE pour PHÉBUS et SCARABÉE.

Suivent ensuite des programmes pour :

- L'étude de la criticité : CRISTO I (1978) pour des stockages à pas large de combustible de réacteurs à eau sous pression, complété par CRISTO II (1980) pour l'étude des stockages compacts ;
- l'étude des coefficients de température des combustibles UOx et MOX : CRÉOLE (1979), au cours duquel 200 crayons MOX sont placés dans une boucle pressurisée (température de l'ordre de 300 °C sous une pression de 120 bars) ;
- la qualification des schémas de calcul des absorbants neutroniques (hafnium, bore, gadolinium avec différents supports, cobroyés ou en grains) dans des cœurs de type REP UOx (programme CAMÉLÉON, en 1982) ;
- l'étude des réseaux MOX serrés et sous modérés, pour des cœurs à vocation de convertisseur U 238-Pu 239 (programme ÉRASME, en 1985).

Le réacteur ÉOLE entre ensuite dans une période dédiée à l'étude du recyclage du plutonium dans les réacteurs à eau légère.

Quatre programmes se succéderont :

1989 : programme ÉPICURE ayant pour objectif la qualification des schémas de calcul des cœurs REP chargés à 30 % d'assemblages MOX*. Le programme permettra de ramener la précision des paramètres des réseaux MOX au niveau de celle des réseaux UOx.

1995 : programme MISTRAL, en soutien aux études japonaises et françaises sur les cœurs chargés 100 % MOX, dont le rapport de modération est accru par rapport à celui des REP standards.

2000 : programme BASALA, réalisé en collaboration avec l'organisme japonais NUPEC et la COGEMA, en soutien aux

études japonaises sur les cœurs chargés 100 % MOX dans les réacteurs à eau bouillante (assemblages de 9 × 9 crayons).

2005 : programme FUBILA, en soutien à la validation des codes pour la conception des ABWR (réacteurs à eau bouillante avancés), à haut taux de combustion, recyclant du plutonium. Représentativité améliorée par rapport au programme BASALA, grâce à l'utilisation de crayons de géométrie REB et de teneurs en plutonium plus élevées.

La période de fonctionnement récente d'ÉOLE couvre des programmes en soutien aux réacteurs industriels ou au futur réacteur d'irradiation Jules Horowitz :

2004 : programme ADAPh pour la qualification de l'outil HORUS-3D-P destiné au calcul des échauffements photoniques des dispositifs du réacteur Jules Horowitz.

2006 : programme FLUOLE, destiné à fournir une base de qualification des outils de calcul de la fluence* cuve des REP-1300.

2007 : programme PERLE pour l'étude du réflecteur lourd en acier des REP de Génération III.

2009-2011 : programme AMMON pour la qualification de l'outil HORUS-3D utilisé pour les études de conception et de sûreté du réacteur Jules Horowitz.

Le programme expérimental FLUOLE, dans ÉOLE

L'allongement de la durée d'exploitation des réacteurs nucléaires est fondé, entre autres, sur la durée maximale prévisionnelle des éléments non remplaçables de l'installation, à savoir la cuve et l'enceinte. Dans ce cadre, le CEA développe des outils de calcul de prédiction de la fluence à la cuve, à l'aide du code TRIPOLI-4 et des bibliothèques ENDF/B et JEFF associées.

L'expérience FLUOLE, acronyme de FLUence dans ÉOLE, est destinée à produire une base expérimentale de qualification des outils de calcul de la fluence neutronique en protection du CEA et d'EDF dans une configuration de cœur représentative des lamellages eau-acier rencontrés dans les réacteurs 1 300 MWe du parc électronucléaire français [2]. La configuration critique du cœur FLUOLE a été obtenue en novembre 2006, et les irradiations se sont achevées en juin 2007.

Le schéma général de l'expérience FLUOLE, dans ÉOLE, est fondé sur un réseau carré de 29 × 29 crayons combustibles de type REP (UO₂ enrichi en U 235 à 3,7 %), gainés en alliage Zy-4 et placés sous double gainage en AG3, afin d'obtenir un rapport de modération représentatif des REP à chaud.

Les lamellages eau-acier rencontrés en REP entre le cœur et la cuve (cloisonnement, enveloppe et écran thermique) sont

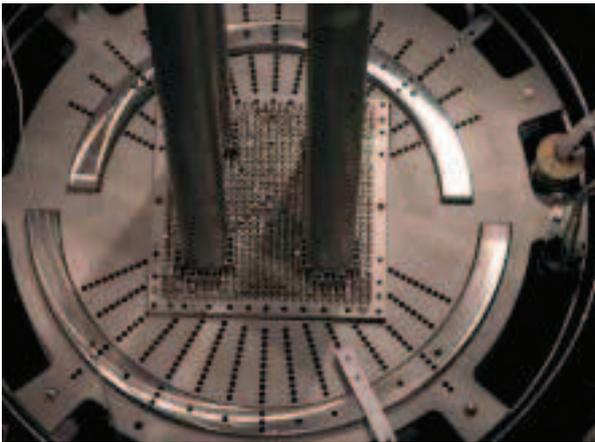


Fig. 43. L'expérience FLUOLE, dans la maquette critique ÉOLE, vue de dessus.

simulés par une plaque en acier inoxydable d'une épaisseur de 22,2 mm (identique à celle des REP), comprenant une partie de forme demi-cylindrique en acier inoxydable et une autre partie en acier inoxydable de forme demi-cylindrique, de rayon différent (fig. 43 et 44).

L'une des caractéristiques de cette expérience est la possibilité de simuler plusieurs azimuts autour du cœur et d'obtenir des mesures précises pour différents niveaux d'énergie des neutrons par une instrumentation spécifique, en fonction des épaisseurs d'eau et d'acier. Ces mesures sont réalisées par chambres à fission et par dosimétrie à activation. Cette dernière est particulièrement étoffée, afin d'obtenir le maximum d'informations sur le spectre neutronique et sa déformation dans les lamellages eau-acier.

Une collaboration avec un laboratoire du CNRS / IN2P3 de Grenoble spécialisé dans la mesure des très basses activités

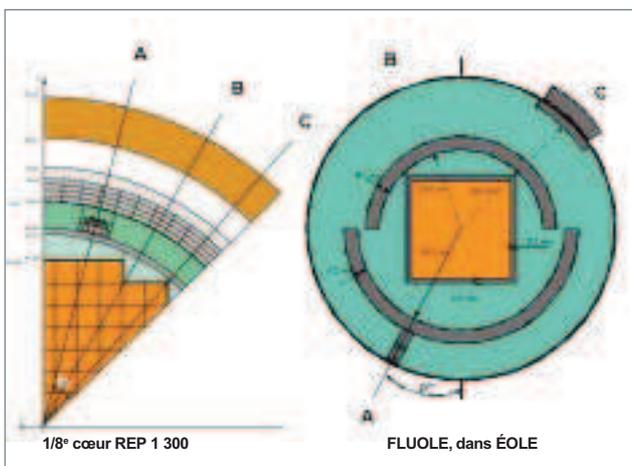


Fig. 44. L'expérience FLUOLE. Schéma de la géométrie du cœur et des réflecteurs.

a permis de consolider les résultats obtenus par dosimétrie dans ces champs neutroniques à forte atténuation. En outre, les mesures réalisées par spectrométrie gamma sur des crayons ÉOLE ont permis de caractériser finement les sources nécessaires au calcul et de participer à la validation des schémas de calcul de cœur de REP avec un cloisonnement représentatif.

Les mesures ont été spécifiquement dédiées à la détermination du flux, à l'aide de détecteurs à activation tels que In 115 (flux rapide > 1,3 MeV), Zn 64 (flux rapide > 2,8 MeV), Al 27 (flux rapide > 7,3 MeV), Au 197 et Mn 55 (flux **thermique*** et **épi-thermique***). Les taux de réaction ont été déterminés sur des traverses représentatives dans tous les matériaux du cœur (combustible, réflecteur, cloisonnement, enveloppe, écran thermique). Des chambres à fission miniatures permettant d'accéder au taux de fission d'isotopes spécifiques (p. ex. Np 237 – flux épi-thermique; U 235 – flux thermique) ont également été utilisées.

Les objectifs de l'expérience sur le plan dosimétrie ont été atteints avec plus de 810 mesures, jusque dans l'élément simulant la cuve et le porte capsule de surveillance.

Le programme expérimental PERLE, dans ÉOLE

L'ensemble des programmes expérimentaux effectués au CEA et, en particulier, sur ÉOLE, n'a, jusqu'à présent été mis en œuvre que sur des cœurs avec du modérateur en périphérie (réflecteur en eau borée ou non).

Les études de conception des REP de Génération III mettent en œuvre un réflecteur épais en acier inoxydable, généralement baptisé « réflecteur lourd », en lieu et place du baffle standard et de l'eau située entre le baffle et l'enveloppe, afin d'améliorer la réflexion des neutrons rapides et de limiter la fluence subie par la cuve.

Le programme PERLE (Programme d'Étude de Réflecteur Lourd dans ÉOLE) est destiné à la qualification des outils de calcul utilisés pour ce type de réacteur, et, en particulier, pour évaluer les erreurs de calcul liées à la présence du réflecteur en acier.

Afin de préserver une certaine cohérence avec le programme FLUOLE, il est apparu intéressant de définir le réseau (pas, taille de la surgaine) en commun. Ainsi, on introduit dans ÉOLE un cœur carré de 27 × 27 (au lieu de 29 × 29 dans le programme FLUOLE) des cellules de type REP contenant des crayons combustibles en UO₂ enrichi en U 235 à 3,7 % gainés en alliage Zy-4 et placés sous double-gainage en AG3, afin d'obtenir un rapport de modération représentatif des REP à chaud (fig. 45 et 46).

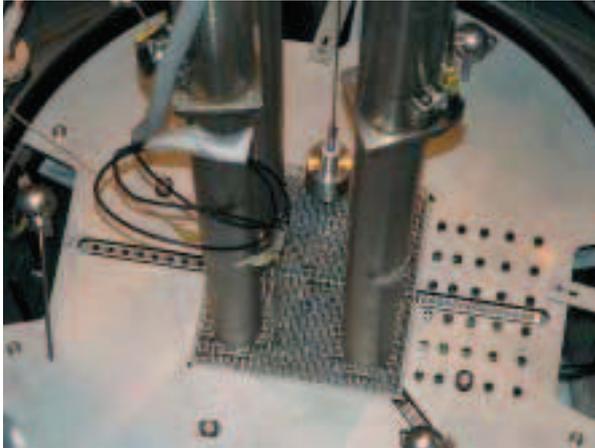


Fig. 45. Le programme PERLE, dans ÉOLE. Vue de dessus-extérieur de l'arrangement du cœur.

Le programme est réalisé en deux phases :

- Une première phase caractérisée par un cœur à réseau régulier REP avec réflecteur acier homogène permet la qualification du calcul du gain de réflecteur, de l'interface cœur / réflecteur, du flux neutronique aux énergies intermédiaires dans le réflecteur et de l'échauffement gamma induit dans l'acier. Il permet, par ailleurs, la réduction des incertitudes sur les données nucléaires ;
- la seconde phase prend en compte, sur un côté du cœur, la présence de canaux d'eau de refroidissement dans le réflecteur lourd. Il s'agit ici de mesurer directement les paramètres neutroniques touchés par la présence de ces canaux d'eau, qui produisent localement une surmodération défavorable au gain de réflecteur.

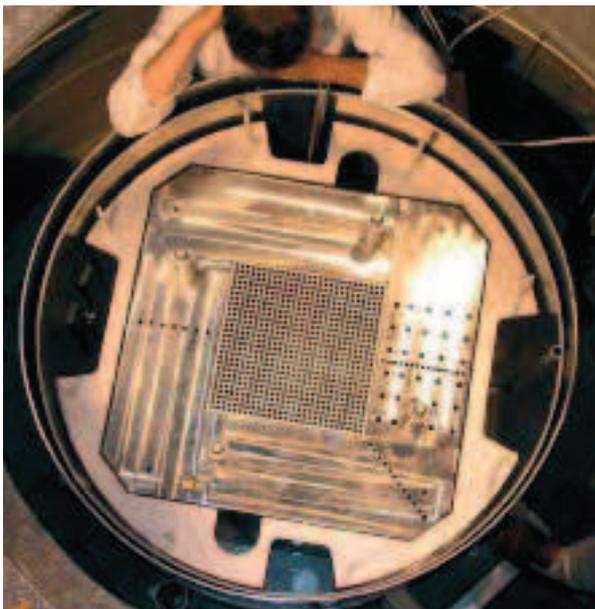


Fig. 46. Le programme PERLE, dans ÉOLE. Vue de dessus-intérieur de l'arrangement du cœur.

Les mesures expérimentales, réalisées entre août 2007 et février 2009, ont porté sur :

- Une caractérisation complète de la distribution de flux neutronique dans le cœur, obtenue par mesures de spectrométrie gamma sur les crayons combustibles ;
- des traverses de flux neutronique par chambres à fission de différents seuils et par l'irradiation de dosimètres à activation, dans le réseau combustible, ainsi que dans le réflecteur (deux traverses radiales et une diagonale) ;
- des mesures de dose gamma dans le réflecteur, obtenues par l'irradiation de détecteurs thermoluminescents.

Pérennisation du programme expérimental CRÉOLE, dans la base internationale IRPHE

Le programme expérimental CRÉOLE, réalisé dans le réacteur ÉOLE dans la période 1978-1981, vise à fournir une information différentielle précise sur le **coefficient de température*** REP entre 20 °C et 300 °C [3].

Le dispositif expérimental se compose d'une boucle centrale d'essai, dans laquelle il est possible de réaliser les conditions de fonctionnement d'un réacteur de puissance de type REP (300 °C et 120 bar), d'une zone de séparation vide et d'un cœur nourricier de taille variable entouré par un réflecteur en eau.

Le coefficient de température isotherme des réseaux UOx et MOX a été mesuré de 20 °C jusqu'à 300 °C dans la boucle centrale pressurisée par la méthode de **temps de doublement***. De surcroît, l'effet en réactivité intégral lié à la variation de la température entre 20 °C et 300 °C a été obtenu, d'une part, par variation de taille critique, et, d'autre part, par empoisonnement équivalent en bore soluble dans la boucle.

Des distributions radiales de taux de fission ont été mesurées par spectrométrie gamma directe sur les crayons combustibles, et des cartes axiales de flux ont été réalisées en utilisant des chambres à fission.

Les mesures ont été réalisées dans quatre configurations expérimentales de la boucle centrale, avec 200 positions de crayons combustibles dans un pas de 1,26 cm, typique des assemblages REP 17 × 17 :

- réseau UO₂ « propre » (200 crayons enrichis à 3,1 % en U 235) ;
- réseau UO₂ « empoisonné avec 1166 ppm de bore dans l'eau » (200 crayons enrichis à 3,1 %) ;
- réseau MOX « propre » (80 crayons avec 3,2 % de teneur Pu et 120 crayons avec 2 % de teneur Pu) ;
- réseau MOX « propre avec trous d'eau » (72 crayons avec 3,2 % de teneur Pu, 108 crayons avec 2 % de teneur Pu et 20 trous d'eau).

Cinq configurations additionnelles ont été obtenues en utilisant des surgaines en aluminium pour simuler les variations de la densité d'eau.

Les mesures du programme CRÉOLE ont concerné :

- Les conditions de fonctionnement : température, pression et titre en bore ;
- les paramètres technologiques de base : géométrie et compositions des matériaux ;
- les paramètres caractérisant l'état critique à la température ambiante ;
- les coefficients de température ;
- le poids en réactivité du bore soluble, en fonction de la température ;
- les distributions de taux de réaction.

Cette expérience a été soumise à la NEA Databank et est désormais pérennisée en tant qu'« expérience de référence » (« *benchmark* ») dans la Base internationale d'expériences en physique des réacteurs IRPHE.

**Gilles BIGNAN, Jean-Christophe BOSQ, Philippe FOUGERAS,
Daniel BERETZ et Jean-Christophe KLEIN**
Département d'étude des réacteurs

► Références

- [1] P. FOUGERAS, J.-P. HUDEOT, D. RIPPET, F. MELLIER, P. BLAISE, M. ANTONY et N. HUOT, « *The place of ÉOLE, MINERVE and MASURCA facilities in the R&D and training Activities of the CEA* », PHYTRA1 : *First International Conference on Physics and Technology of Reactors and Applications*. Marrakech (Maroc), 14-16 mars 2007.
- [2] D. BERETZ, S. BOURGANEL, P. BLAISE, C. DESTOUCHES, N. HUOT, J.-M. GIRARD, C. DOMERGUE et H. PHILIBERT, « *FLUOLE: A new relevant experiment for PWR pressure vessel surveillance* », ISRD : *International Symposium on Reactor Dosimetry*. Alkmaar (Pays-Bas), 25-30 mai 2008.
- [3] M. DARROUZET, C. GOLINELLI, L. ERRADI, J. CRAY, J. DUFOUR et A. SANTAMARINA, « *CRÉOLE Experiment, measurements of moderator temperature coefficient in UO_2 and UO_2 - PuO_2 lattices* », EURATOM Report COM 4053 EN, 1983.

MASURCA : une maquette critique en air pour l'étude des réacteurs à neutrons rapides

Avec ÉOLE et MINERVE, le réacteur MASURCA constitue l'une des maquettes critiques de « puissance nulle » exploitées par le CEA sur le site de Cadarache. Construit entre 1964 et 1965 (fig. 47), dans le cadre du contrat d'association « Neutrons rapides » conclu en 1962 entre l'EURATOM et le CEA, ce réacteur a divergé, pour la première fois, le 14 décembre 1966. Il a été autorisé à fonctionner à une puissance neutronique maximale de 5 kW, en 1969, et a, depuis lors, été utilisé essentiellement pour l'étude des réacteurs à neutrons rapides* (RNR).

Objectifs de MASURCA et description de l'installation

Comme l'indique une publication faite en 1963 [1], « MASURCA est essentiellement destinée à réaliser des études neutroniques expérimentales sur des cœurs critiques de grande taille, non modérés*, de puissance nulle et utilisant le plutonium comme combustible ».

Le premier objectif de ces expériences est de fournir des données expérimentales pour la validation et la qualification des codes de calcul neutroniques, ainsi que pour l'amélioration des bibliothèques de données nucléaires associées. Ces expériences peuvent être de type analytique / paramétrique ou de type « *mock-up* », c'est-à-dire représentatif d'un cœur complet ou d'une situation particulière reproduite aussi fidèlement que possible (en termes de géométrie, dimensions et compositions des différents milieux constituants). Les possi-

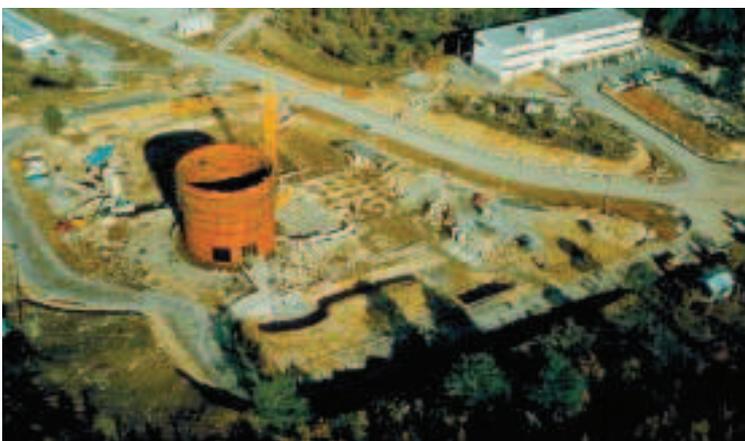


Fig. 47. Construction du réacteur MASURCA.

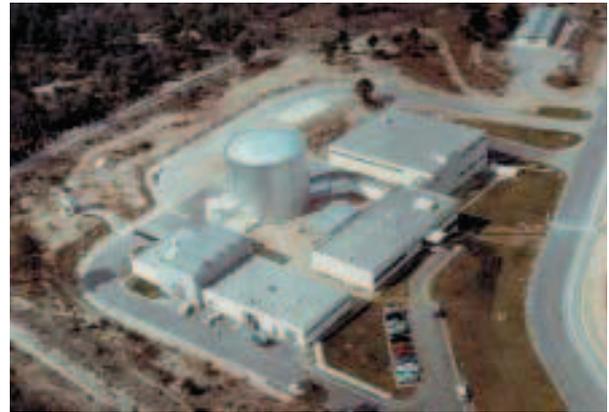


Fig. 48. Vue aérienne de la maquette critique MASURCA.

bilités de cette installation (conçue dans un souci de flexibilité et une recherche de sûreté maximale) et l'importance de son stock de matières (**fissiles***, **fertiles*** et inertes) permettent la réalisation d'un large éventail d'expériences et de configurations de cœur différentes.

La zone MASURCA et le bâtiment réacteur

L'installation MASURCA est implantée sur le Centre de Cadarache et constitue l'Installation nucléaire de base (INB) 39. Elle comprend une plateforme de 6 000 m² incluse dans une zone d'une surface totale d'environ 3 ha entourée par une double clôture (fig. 48). L'INB 39/MASURCA est constituée de quatre bâtiments principaux, reliés les uns aux autres par des galeries souterraines ou des passages couverts en surface : le bâtiment réacteur, le bâtiment contrôle-commande (contenant les dispositifs de pilotage et de surveillance, les salles de contrôle du réacteur et de mesures), le bâtiment de stockage et manutention, ainsi que le bâtiment des auxiliaires qui abrite des ateliers et une partie des systèmes de ventilation de l'enceinte et du cœur.

Le bâtiment réacteur, en partie enterré, a une hauteur totale d'environ 25 mètres. Composé d'une virole métallique de 18 m de diamètre, surmontée d'un dôme, il comprend le cœur du réacteur supporté par de massives structures internes en béton armé servant aussi de protection biologique, les principaux équipements expérimentaux, une zone d'entreposage verticale des assemblages, ainsi que les différents moyens de manutention qui permettent le chargement ou le déchargement de ces assemblages dans le cœur du réacteur (fig. 49).

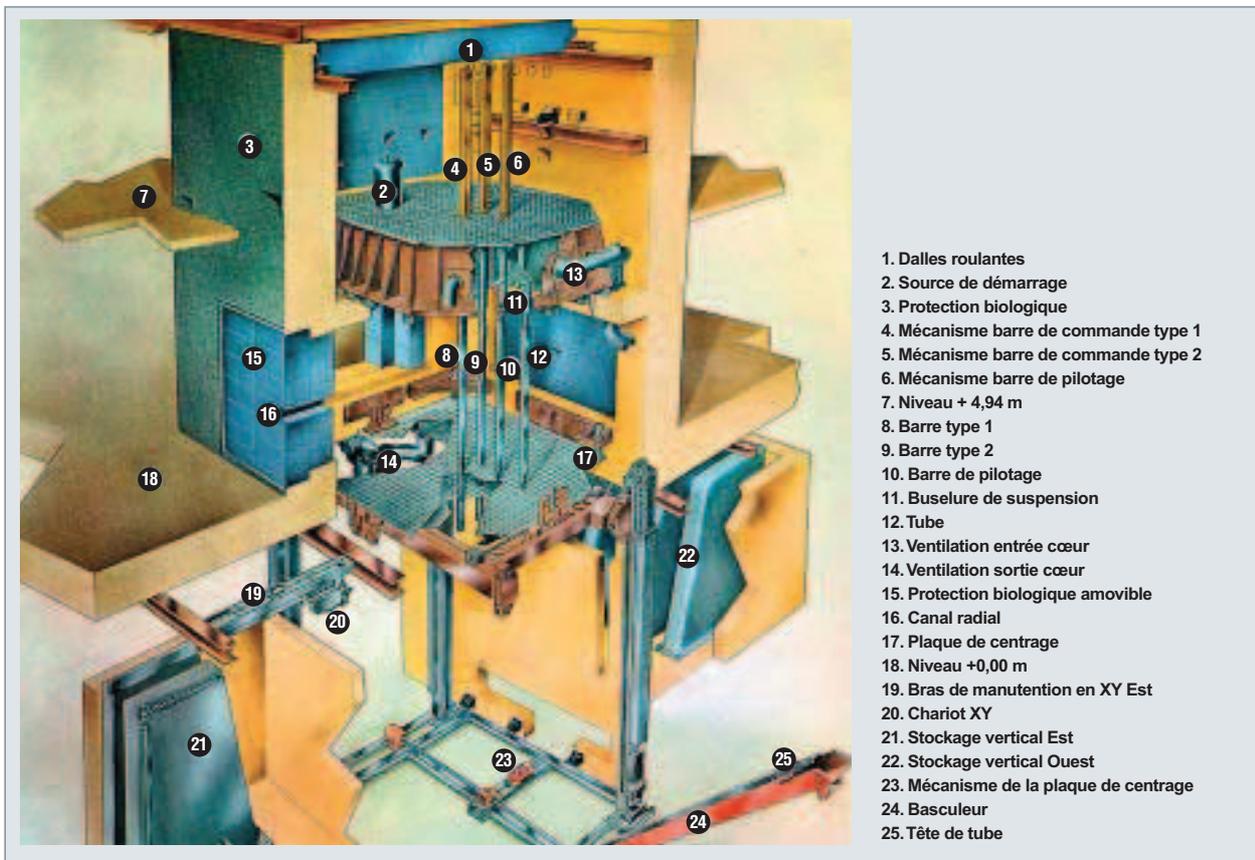


Fig. 49. Le système de manutention des assemblages du cœur de MASURCA.

Constitution des cœurs

Chaque cœur mis en place dans MASURCA est constitué d'un réseau d'assemblages en acier inoxydable dénommés « tubes de chargement », démontables, chargés en éléments de simulation des matériaux constitutifs des cœurs à étudier dans le bâtiment stockage et manutention, et accrochés en partie haute à un caisson parallélépipédique, grâce à des matériels de manutention appropriés (fig. 50).

En pratique, deux types de tubes principaux sont utilisés (fig. 51) :

- Le tube MASURCA, destiné à accueillir des éléments de simulation sous forme de réglettes et de blocs. Il est composé de deux demi-enveloppes en tôle d'acier inoxydable de 105 mm de côté et d'une longueur totale de 3,80 m (tête et pied de tube compris) ;
- le tube 4/4 composé de 4 tubes de 2" de côté reliés en tête et en pied, afin de reconstituer une géométrie globale similaire à celle des tubes MASURCA. L'utilisation de ces tubes permet une meilleure flexibilité, lorsque plusieurs motifs élémentaires doivent être mis en place dans un même tube.

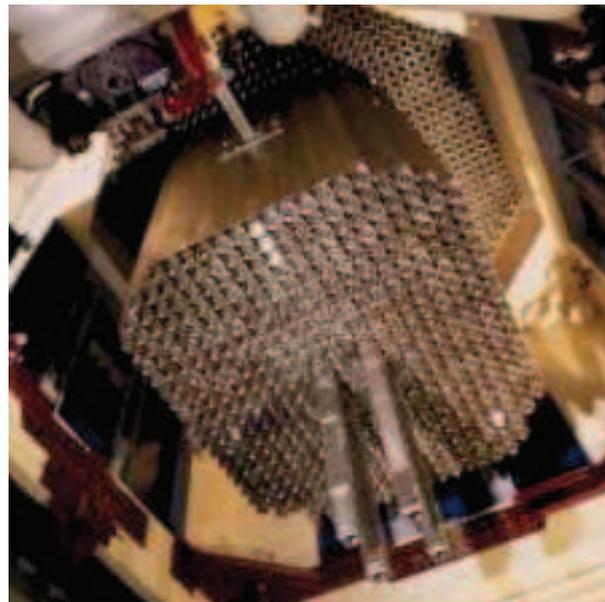


Fig. 50. Le cœur de MASURCA, en cours de montage, vu par dessous.



Fig. 51. Réalisation d'un assemblage constitutif de MASURCA, dans le bâtiment stockage et manutention.

Les matériaux de simulation

Les éléments de simulation (matériaux fissiles, fertiles, réflecteurs, inertes ou absorbants) se présentent sous la forme de :

- Réglettes de section carrée ou circulaire de 1/2 pouce de côté ou de diamètre, et de 4 à 24 pouces de hauteur (fig. 52) ;
- plaquettes à base carrée de 2" de côté et de hauteur variable (1,5 à 6 mm) ;
- blocs à base carrée de 2" ou 4" de côté et, le plus souvent, de 4, 8 ou 12" de long.

Ces éléments sont regroupés de manière à constituer des motifs élémentaires qui sont reproduits à l'intérieur des tubes. Ces motifs élémentaires (cellules) permettent de simuler les caractéristiques (pourcentage volumique des différents matériaux, enrichissement) des cœurs à étudier.



Fig. 52. Réglettes d'éléments de simulation constitutifs du cœur de MASURCA.

La liste des matériaux nucléaires actuellement disponibles à MASURCA comprend : l'oxyde de thorium, l'uranium métallique, jusqu'à 35 % d'U 235, les oxydes d'uranium (appauvri et enrichi jusqu'à 30 % d'U 235), le plutonium métallique, l'oxyde de plutonium et les oxydes mixtes d'uranium/plutonium, avec des teneurs en Pu 240 variant de 8 à 44 %. Plusieurs types de matériaux inertes (sodium, acier, graphite, plomb) sont également utilisés pour simuler le caloporteur, le réflecteur et les matériaux de structure. Les quantités disponibles permettent de construire des cœurs avec différents volumes de zone fissile : le plus petit cœur chargé dans MASURCA correspondait à un volume de 140 litres, alors que le plus gros était de 3 400 litres (à comparer aux 1 500 litres du volume du cœur de PHÉNIX).

Moyens de commande et de pilotage

Les organes de commande et de sécurité associés au cœur sont :

- Les barres de sécurité qui assurent la sécurité du réacteur en fonctionnement et en manutention ;
- la barre de pilotage qui est utilisée pour la conduite du réacteur.

Le nombre de barres de sécurité dépend des caractéristiques et de la taille des cœurs, mais un minimum de quatre est requis. Ces barres sont des tubes spéciaux, constitués d'une partie de section carrée dont le chargement est identique à celui d'un tube combustible (ou réflecteur), surmontée d'un élément cylindrique contenant les modules de matériaux absorbants (des réglettes ou des blocs de carbure de bore). Ces barres sont raccordées à un mécanisme, placé sur la taque de suspension, qui permet de mouvoir et de faire chuter la barre par gravité (fig. 53). En fonctionnement normal, ces barres sont positionnées axialement, de telle manière que leur partie fissile soit exactement en regard des empilements fissiles des autres tubes combustibles. La partie absorbante est alors complètement extraite et sans influence sur la zone combustible du cœur.

Une barre dite « de pilotage » permet de rendre le réacteur critique et d'ajuster la puissance au niveau requis pour les expériences. Là encore, la conception adoptée a pour objectif de réduire au minimum les perturbations engendrées par ce dispositif. Cette barre se compose ainsi d'une partie mobile, dont le volume est restreint, insérée dans un tube dont les matériaux sont similaires à ceux des tubes voisins. Un empilement de réglettes fissiles entouré d'acier, en partie haute, et de matériau modérateur, dans sa partie basse, constitue la partie mobile. La modification du bilan neutronique induite par l'introduction progressive des blocs modérateurs dans le matériau fissile de la barre de pilotage permet d'atteindre la criticité.



Fig. 53. Vue de la taque de suspension du cœur et des mécanismes des barres de sûreté de MASURCA.

Pour satisfaire à l'objectif de non-modération des neutrons issus du cœur, les tubes sont refroidis avec de l'air. Le système associé permet, en particulier, d'assurer dans chaque tube contenant de la matière fissile un débit d'air suffisant pour évacuer la puissance dégagée, de réguler l'air, de manière à ne pas perturber les mesures physiques, d'assurer la sécurité de l'installation, du personnel et de l'environnement, en détectant et en filtrant une éventuelle contamination radioactive. La température d'entrée du circuit de ventilation du cœur peut être réglée entre 20 °C et 35 °C. Le débit total est également réglable.

Moyens de mesure

La puissance neutronique maximale autorisée est de 5 kW. Selon les cœurs, le **flux neutronique*** total maximum au centre du cœur varie alors entre quelques 10^{10} n.cm⁻².s⁻¹ et 10^{11} n.cm⁻².s⁻¹. Ces valeurs sont suffisamment hautes pour permettre la réalisation de bonnes mesures dans des temps d'acquisition raisonnables (statistique des comptages).

De nombreux moyens de mesure existent et peuvent être conçus à la demande, en fonction des besoins. Deux canaux radiaux perpendiculaires, et autant de canaux axiaux que nécessaire (1 par tube), peuvent ainsi être aménagés dans le cœur. Ces canaux sont généralement de dimension équivalente à une règle carrée de 1/2 pouce de côté (1,27 cm).

Des canaux radiaux de plus grande dimension peuvent être aménagés à l'image de ceux mis en place lors des programmes RACINE (configuration IRMA) et MUSE-4.

Ils permettent d'introduire et de déplacer dans le cœur : des chambres à fission, des dosimètres inertes ou fissiles, des sources de neutrons, ainsi que des détecteurs thermo-luminescents et des chambres à ionisation pour des mesures d'échauffement gamma. *In fine*, ces canaux permettent d'accéder à des distributions spatiales de taux de réaction, données particulièrement intéressantes pour les équipes en charge de la validation et de la qualification des systèmes de calcul neutroniques.

Par ailleurs, de nombreux compteurs et thermocouples peuvent être répartis dans les différentes zones du cœur. Ces moyens permettent de suivre les mesures de manière redondante et consolident l'analyse des phénomènes étudiés au cours des expériences.

Les programmes expérimentaux de MASURCA

Après une phase d'exploitation initiale dédiée à la quantification des performances de l'installation et à la mise au point des premières techniques expérimentales de mesures (1967-1969), on peut identifier trois grandes périodes de programmes expérimentaux :

- Une première phase (1969 à 1994) de soutien au développement des réacteurs à neutrons rapides (RNR) refroidis au sodium (RAPSODIE, PHÉNIX, SUPERPHÉNIX) ;
- une seconde phase (1994-2000) dédiée aux études d'incinération d'actinides dans ce type de réacteur (cœurs « brûleurs de plutonium ») ;
- une dernière phase (2000-2006) dédiée à l'étude du comportement des cœurs à spectre rapide de réacteurs sous-critiques (type **ADS*** : *Accelerator Driven System*).

Première phase : soutien au développement de la filière RNR (1969-1994)

Une fois le réacteur MASURCA parfaitement caractérisé, les programmes se sont concentrés, au fur et à mesure de la disponibilité des matières fissiles, sur des études de base, en soutien au réacteur PHÉNIX, qui a démarré en 1973, et au réacteur SUPERPHÉNIX, qui a démarré en 1985.

Jusqu'au milieu des années 70, les expériences ont consisté en des études paramétriques de base sur des cœurs homogènes. La nature du combustible simulé (métal ou oxyde d'uranium ou uranium / plutonium), le ratio hauteur sur diamètre de la zone combustible, la teneur en matériau fissile et les caractéristiques

téristiques des **couvertures fertiles*** (uranium appauvri, oxyde d'uranium, acier/sodium) étaient les principaux paramètres modifiés lors des expériences. Les premières études ont conduit à la mise au point et à la qualification d'un formulaire de calcul neutronique pour les réseaux à spectre rapide (baptisé CARNAVAL) permettant de dimensionner les cœurs de RNR avec forte teneur en Pu et **zonage*** de cette teneur.

À titre d'illustration, on peut citer le programme **PLUTO**, réalisé en s'appuyant sur la disponibilité de trois combustibles UO_2 et PuO_2 différents avec 8 %, 18 % et 44 % de Pu 240 qui visait à l'amélioration des connaissances sur les isotopes supérieures du plutonium et qui a permis l'élaboration d'une nouvelle version de référence du formulaire de calcul (CARNAVAL IV).

Les expériences en soutien au démarrage de SUPERPHÉNIX ont ensuite été dédiées à l'étude neutronique des cœurs hétérogènes axiaux (dans lesquels les assemblages fertiles sont insérés dans la zone fissile, afin d'améliorer le **gain de surgénération*** et le **temps de doublement***). Des géométries de cœur relativement simples ont été choisies, dans lesquelles l'épaisseur et la position de la couronne fertile (paramètres typiques du concept hétérogène) varient de manière systématique (fig. 54).

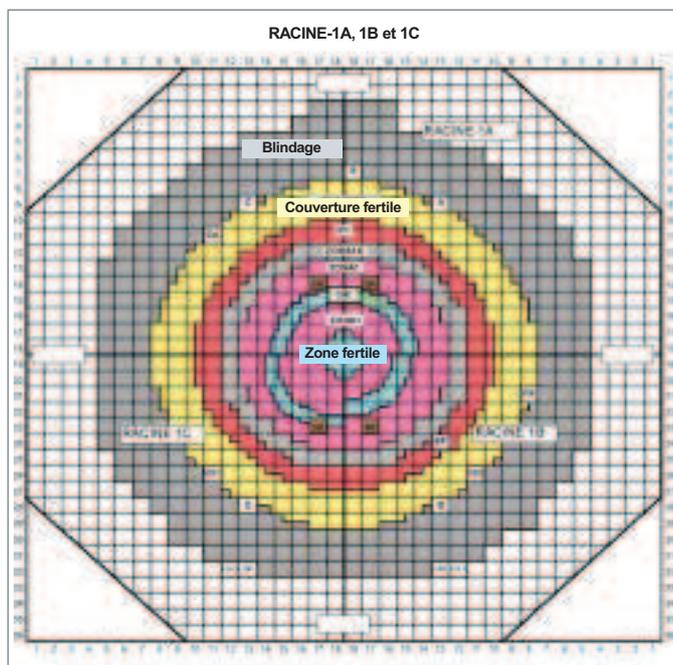


Fig. 54. Schéma du cœur de l'expérience RACINE, dans MASURCA, pour l'étude des cœurs radialement hétérogènes à neutrons rapides. Les différentes zones du cœur correspondent à des zones fissiles et fertiles, agencées selon des couronnes d'épaisseurs différentes dans les trois expériences RACINE 1 (A, B, C).

De nombreuses mesures d'**effet de vidange*** sodium (paramètre important pour la sûreté des RNR) ont été également réalisées, ainsi que la simulation du plan de chargement de l'approche sous-critique adoptée pour SUPERPHÉNIX.

Après le démarrage de SUPERPHÉNIX, les programmes ont continué avec des objectifs multiples, comme :

- Réduire l'incertitude sur la prédiction de la perte de réactivité due aux noyaux lourds ;
- améliorer les outils utilisés pour le calcul de l'échauffement gamma et le dépôt d'énergie dans les absorbants ;
- obtenir des informations complémentaires sur les effets d'hétérogénéité dus à l'arrangement géométrique des **absorbants*** dans l'assemblage de commande.

Seconde phase : les cœurs « brûleurs de plutonium » (1994-2000)

Suivant les nouvelles orientations définies par la loi française de 1991 sur la gestion des déchets radioactifs à vie longue, un programme de recherche dénommé **CIRANO** a débuté en 1994, destiné à l'étude des cœurs brûleurs de plutonium. La première partie était consacrée au remplacement des couvertures fertiles par des réflecteurs en acier / sodium. La seconde partie de ce programme a étudié les aspects liés au stockage des combustibles dans la cuve (incluant l'effet d'une rangée de tubes absorbants entre le cœur et cette zone de stockage). Enfin, la dernière partie de ce programme a impliqué le chargement de tubes avec une forte teneur en plutonium (de 25 à 48 %) et diverses compositions isotopiques du plutonium dans la zone centrale (teneur en Pu 240 de 8 à 33 %). La large base expérimentale obtenue étend le domaine de qualification du code ERANOS, nouveau code de référence du CEA pour la neutronique des RNR, devenu une référence mondiale (utilisation par l'Inde, la Chine, les États-Unis...).

Toujours en soutien aux demandes de la loi de 1991, le programme **COSMO** a été lancé à la fin des années 90 pour étudier les aspects de physique des réacteurs liés à la **transmutation*** des produits de fission à vie longue dans des **cibles*** modérées en réacteurs à neutrons rapides. Dans la première partie de ce programme, un assemblage modéré constitué d'une zone de sodium entourée d'aiguilles en $^{11}B_4C$ est placé au centre du cœur. Dans la seconde partie, l'assemblage modéré est déplacé à l'interface cœur/réflecteur. Durant la dernière partie, les effets de différents modérateurs $^{11}B_4C$, CaH_2 , ZrH_2 ont été étudiés. Pour ces configurations, des mesures de **taux de fission*** et de **spectre neutronique*** ont été réalisées au centre et au contact des assemblages modérés. Ces expériences ont aidé à la conception des expériences d'irradiation ÉCRIX dans le réacteur PHÉNIX (qui ont eu lieu en 2003 et ont permis des avancées significatives dans le domaine de la transmutation).

Troisième phase : la neutronique des systèmes sous-critiques (2000-2006)

Dans le cadre des études sur la transmutation des produits de fission à vie longue dans les systèmes sous-critiques, dits « hybrides », car couplant un réacteur et un accélérateur (« Accelerator Driven Systems » [ADS*]), le programme MUSE (Multiplication par source externe) a pour objectif d'étudier la physique de ces concepts et la question clé du contrôle de leur réactivité. Après une période de dégrossissage, les expériences se sont poursuivies dans un cadre européen, MASURCA devenant l'outil de référence pour l'étude de la physique des systèmes sous-critiques (voir encadré, ci-dessous).

De nombreux programmes de MASURCA ont fait l'objet de collaborations internationales – avec l'Agence nationale italienne pour l'énergie atomique (ENEA), le Centre de recherches de Karlsruhe (FZK), le Laboratoire d'Argonne (ANL), le Centre de

recherches nucléaires belge (CEN-SCK...) – et d'exercices d'intercomparaison, afin de mettre en parallèle différentes techniques expérimentales et méthodes d'analyse (mesure de taux de fission et de capture, poids en réactivité d'assemblages de commande, mesure de la fraction de **neutrons retardés***).

Alain ZAETTA et Frédéric MELLIER

Département d'étude des réacteurs

► Références

[1] A.P. SCHMITT, F. STORRER, G. VEDRYES, G. TAVERNIER et J. VAN DIEVOET, « MASURCA. Maquettes critiques à neutrons rapides. Description fonctionnelle et objectifs », *Proceedings of the symposium on experimental and critical experiments held by the I.A.E.A. in Amsterdam, The Netherlands, 2-6 September 1963*, vol. 1, p. 135-155.

[2] *Global results from deterministic and stochastic analysis of the MUSE-4 experiments on the neutronics of accelerator-driven systems - Nuclear Science Engineering*, vol. 158, p. 49-67 (2008).

Le programme MUSE-4 (2000-2004)

Les expériences MUSE conduites au centre de Cadarache, dans le réacteur MASURCA, constituent une étape fondamentale pour la compréhension du comportement d'un milieu multiplicateur **sous-critique*** piloté par une source externe de neutrons (ADS* pour « Accelerator Driven System », étudiés comme des systèmes potentiellement intéressants pour la transmutation de certains actinides).

Menées dans un réacteur où la puissance est très faible (< 5 kW) et où les effets de température sont négligeables, ces expériences reposent sur l'utilisation d'une source externe de neutrons, bien connue en termes d'intensité et de spectre neutronique, permettant de séparer la validation expérimentale du milieu sous-critique de la validation expérimentale des caractéristiques de la source externe.

Les expériences préliminaires MUSE-1 puis MUSE-2, menées à l'aide d'une source de californium 252 placée au centre du cœur, ont permis de vérifier que les techniques expérimentales mises en œuvre dans des cœurs **critiques*** étaient aussi utilisables dans des configurations sous-critiques. Plus tard, les expériences MUSE-3 ont constitué la première étude paramétrique d'importance, avec la mise en œuvre de plusieurs configurations présentant des niveaux de sous-criticité croissants. Fondées, cette fois-ci, sur l'utilisation d'un générateur de neutrons du commerce placé, là encore, au centre du cœur, ces expériences ont surtout contribué à préciser les caractéristiques d'une future source de neutrons plus intense et mieux adaptée aux expériences envisagées. C'est cette source intense qui a été mise en œuvre dans l'expérience MUSE4, qui s'est déroulée dans le cadre d'une large collaboration internationale regroupant 15 organismes de 12 pays différents.

Les objectifs étaient : 1) le contrôle d'un cœur rapide sous-critique, avec une source externe de neutrons simulant la source de **spallation*** d'un ADS ; 2) la caractérisation d'un tel système, afin de fournir des données expérimentales pour la validation des outils de calcul neutronique ; 3) l'investigation des techniques et méthodes d'analyse pour le contrôle et le suivi en ligne de la réactivité du cœur sous-critique.

Toutes les configurations, représentatives d'un cœur incinérateur à neutrons rapides, ont été chargées avec du combustible MOX et du sodium comme caloporteur. Le cœur a été entouré, axialement et radialement, d'un réflecteur composé de sodium et acier. La simulation d'une cible de spallation et de la source de neutrons (le générateur de neutrons GENEPI) consistait en un faisceau horizontal de deutons de 250 keV sur une cible de titane deutéré ou tritié (TiD ou TiT) située au centre du cœur et entourée d'une zone tampon en plomb.

L'expérience a montré que le niveau de réactivité d'un ADS pouvait être calibré avec une précision de l'ordre de 10 % (avec un **facteur de multiplication*** k_{eff} de 0,95) et que le ratio « courant de l'accélérateur sur puissance du cœur » constituait un indicateur simple pour le suivi de la réactivité en ligne.

À titre d'exemple, les deux figures 55 a et b, ci-dessous, qui présentent les résultats expérimentaux et les calculs associés pour la mesure fine des taux de fissions sur une traverse radiale du cœur pour des neutrons thermiques et pour des neutrons rapides, dans le cadre du programme MUSE, indiquent le très bon niveau de validation des outils de calcul de cœur développés au CEA pour les réseaux à spectre rapide.

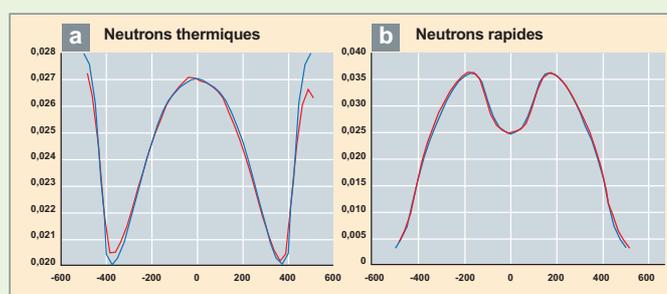


Fig. 55. Traverse radiale de taux de fission en neutrons thermiques et rapides (rouge=mesure, bleu=calcul).

La maquette critique en eau, MINERVE

Objectifs du réacteur MINERVE et description de l'installation

Le réacteur MINERVE est destiné aux études neutroniques sur des réseaux combustibles de différentes filières de réacteurs nucléaires, essentiellement pour l'amélioration de la connaissance des données nucléaires de base. Il est, par ailleurs, utilisé comme support à des activités d'enseignement et de formation (formation de futurs exploitants de réacteurs, travaux pratiques pour les ingénieurs Génie atomique...) [1].

Le réacteur est construit dans une piscine parallélépipédique en acier inoxydable de 120 m³. Le modérateur est de l'eau ordinaire déminéralisée, épurée sur des filtres et résines échangeuses d'ions. Le refroidissement du cœur, immergé sous 3 m d'eau, s'effectue par convection naturelle. La puissance maximale est de 100 W, qui correspondent à un flux thermique de 10⁹ n.cm⁻².s⁻¹.

Le cœur est divisé en deux zones (fig. 56) :

- Une zone nourricière, constituée d'assemblages à plaques d'alliage aluminium/uranium de type MTR (gainées en aluminium et assemblées en éléments contenant 9, 12 ou 18 plaques, chacun), entourée d'un réflecteur en graphite ;
- une zone de mesure recevant divers types de réseaux expérimentaux introduits dans une cavité carrée de 70 cm de côté, au centre de la zone nourricière. Cette zone expérimentale permet de reproduire des spectres neutroniques caractéristiques de différentes filières de réacteurs nucléaires.

La commande est assurée par quatre barres de commande/sécurité identiques, constituées de deux plaques en hafnium naturel gainées inox, qui coulissent au centre d'un élément combustible de 12 plaques. L'accouplement des barres aux mécanismes de montée-descente est effectué à l'aide d'électro-aimants, autorisant la chute par gravité. La salle de contrôle du réacteur et l'ensemble du système de contrôle commande, utilisant des baies SIREX, ont été rénovés en 2002.

Les principaux atouts du réacteur MINERVE résident dans :

- **la précision des mesures** réalisées par la technique d'oscillations, dans le but de déterminer le poids en réactivité d'échantillons contenant les matériaux étudiés (voir encadré, *infra*, p. 63) ;

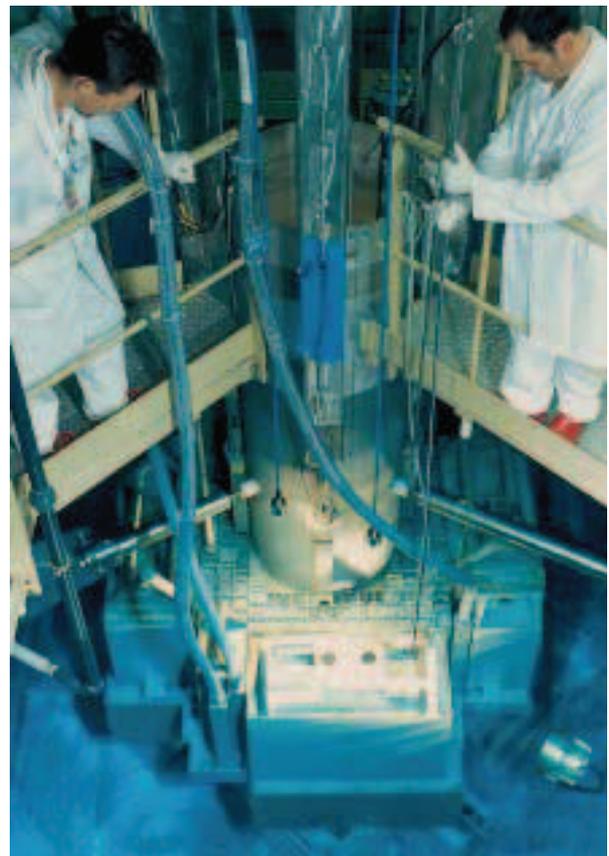


Fig. 56. Vue du dessus du réacteur MINERVE. On distingue, au centre, la zone de mesure et, en périphérie, le cœur nourricier.

- **la flexibilité en termes de spectres neutroniques.** Il est, en effet, possible de couvrir la plage entière de spectres neutroniques d'un spectre très thermalisé représentatif d'un **dissolveur*** de la chaîne de traitement du combustible usé, jusqu'à un spectre rapide, en passant par des spectres de type REP, REP-MOX, REB ou **épithermiques*** :

Tableau 9

Assemblage	Réseaux expérimentaux	Spectre neutronique
MÉLODIE	R1-UO ₂	Spectre REP UO ₂
MÉLODIE	R1-MOX	Spectre REP MOX
MÉLODIE	R2-UO ₂	Spectre dissolveur
MÉLODIE	REB	Spectre REB
CARMEN*	CARMEN	Spectre épithermique
ERMINE	ERMINE	Spectre rapide

* Assemblage en cours de conception.

- **le faible coût des expériences.** Les expériences sont généralement réalisées dans des configurations de cœur déjà existantes ou ne nécessitant pas l'approvisionnement en nouveau combustible, d'où le coût réduit des expériences. Le coût principal provient de la fabrication des échantillons d'oscillation, qui contiennent de faibles quantités de matière et restent donc relativement peu onéreux. Ces faibles quantités à mettre en jeu facilitent souvent la faisabilité de l'expérience, compte tenu de la rareté de certains d'entre eux, et permettent d'obtenir des informations intégrales sélectives quant aux isotopes étudiés.

Les assemblages couplés de la maquette MINERVE

L'assemblage MÉLODIE est un cylindre de 71,2 cm de diamètre (fig. 57). Le centre de la structure interne MÉLODIE est constitué d'une grille inférieure et une grille supérieure en aluminium, percées de 801 trous au pas de 1,26 cm, et reliées par des tubes aluminium qui servent de surgaines au combustible. Cette zone forme un cylindre de 40 cm de diamètre environ, dont le chargement en combustible peut varier selon le spectre neutronique recherché :

- réseau MÉLODIE R1-UO₂, représentatif des REP-UO₂, comprenant 776 cellules contenant un crayon UO₂ enrichi à 3 % en U 235, 24 cellules placées à la périphérie du réseau contenant des crayons aluminium et la cellule centrale accueillant la canne d'oscillation ;
- réseau MÉLODIE R1-MOX, représentatif des REP-MOX, comprenant 124 cellules centrales contenant des crayons UO₂-PuO₂ chargés à 4 % en Pu, 28 cellules en périphérie des précédentes, contenant des crayons UO₂-PuO₂ chargés à 3,6 % en Pu et placés à proximité des angles, et la cellule centrale accueillant la canne d'oscillation ;
- réseau MÉLODIE R2-UO₂, représentatif d'un dissolvant, identique à la configuration R1-UO₂, à l'exception d'un trou d'eau central de 3x3 cellules qui permet d'obtenir le spectre désiré bien thermalisé dans le canal d'oscillation ;
- réseau MÉLODIE REB, représentatif d'un réacteur à eau bouillante, identique à R2-UO₂, à l'exception de son centre constitué d'un bloc en aluminium de 11,34 cm de côté (soit l'équivalent de 9 cellules), percé en son centre d'un canal de 15,5 mm de diamètre.

Un nouvel assemblage, en cours de conception, sera introduit dans le réacteur MINERVE, en 2011. Ce massif CARMEN sera dédié à l'étude des réseaux sous-modérés.

L'assemblage ERMINE fut un massif expérimental pouvant recevoir plusieurs réseaux expérimentaux représentatifs des spectres rapides. À l'heure actuelle, ce réseau n'est plus disponible.

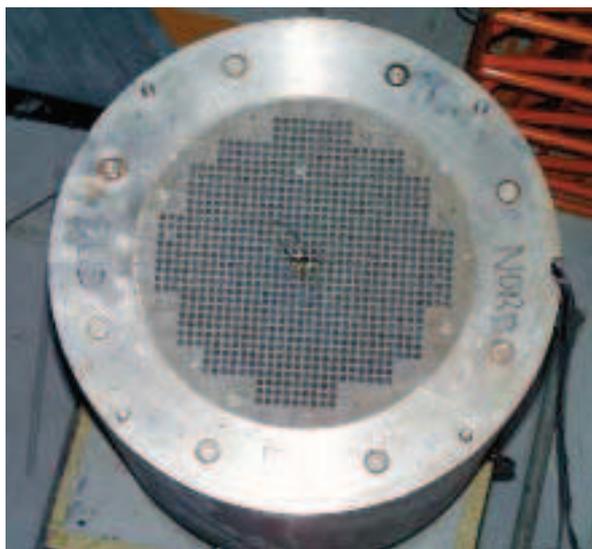


Fig. 57. Zone de mesure de la maquette critique MINERVE, équipée de l'assemblage MÉLODIE.

Les programmes expérimentaux de la maquette MINERVE

Le réacteur MINERVE a divergé le 29 septembre 1959, au CEA de Fontenay-aux-Roses.

MINERVE a d'abord été utilisé essentiellement pour les mesures de **sections efficaces*** thermiques et d'**intégrales de résonance***, ainsi que pour les études de recyclage du plutonium dans les filières à uranium naturel.

En **1966**, fut réalisé dans MINERVE le premier assemblage critique thermique-rapide de la série ERMINE (Expérience Rapide MINERVE), qui comportait une zone nourricière, une zone de transition et une zone expérimentale. MINERVE a alors été dédié aux études pour la filière des réacteurs à neutrons rapides, effectuées en plaçant dans la cavité centrale de MINERVE des volumes nettement sous-critiques de différents réseaux multiplicateurs à neutrons rapides (ERMINE 1 à 3).

À partir de novembre **1971**, ont été réalisés en alternance des cœurs « rapides » ERMINE 4 et ERMINE 5, et des cœurs MÉLODIE (eau légère) : première qualification des réseaux combustibles à eau légère, puis qualification du réseau REP type 17 x 17.

Le **30 avril 1976**, le réacteur MINERVE a fonctionné pour la dernière fois à Fontenay-aux-Roses. Son transfert et son remontage à Cadarache se sont effectués en 1976 et 1977, dans le cadre des mesures de décentralisation visant à regrouper en dehors de la Région parisienne la majeure partie des expériences critiques du CEA.

La technique d'oscillations dans le réacteur MINERVE

La technique expérimentale d'oscillations, employée dans le réacteur MINERVE, est utilisée pour mesurer de faibles variations de réactivité [2]. L'intérêt des oscillations provient du fait que l'on peut effectuer des mesures neutroniques en utilisant de très faibles quantités de matériaux, par exemple un seul élément combustible ou un petit échantillon de quelques grammes du corps ou de l'isotope étudié.

La technique consiste à faire osciller mécaniquement des échantillons étudiés au centre du réseau expérimental, dans le but de mesurer la variation de réactivité associée. L'incertitude sur la réactivité liée à la reproductibilité de l'expérience est inférieure à 1 %. Chaque échantillon est placé dans une canne d'oscillation et déplacé périodiquement et verticalement entre deux positions situées respectivement dans le plan médian et en dehors de la zone expérimentale.

Le signal du train supérieur (contenant l'échantillon étudié) est comparé au signal du train inférieur (contenant un échantillon de référence) de la canne d'oscillation (fig. 58). La différence d'effet en réactivité de deux échantillons permet, ensuite, de s'affranchir de l'effet des trains supérieur et inférieur. Chaque échantillon est généralement mesuré cinq fois, afin d'identifier les éventuels biais systématiques et de réduire l'écart type sur la moyenne des mesures. Une mesure consiste typiquement en vingt oscillations de 60 s, chacune.

La variation de flux induite par l'oscillation est détectée par une **chambre d'ionisation à dépôt de bore*** appelée « chambre pilote », placée à l'extérieur de la zone nourricière et asservie à une barre de pilotage automatique composée d'un stator et d'un rotor couverts de secteurs de cadmium : leur recouvrement, plus ou moins important, provoque une variation de réactivité pouvant atteindre ± 20 pcm environ. La correspondance entre l'angle de rotation de la barre et la réactivité est déterminée expérimentalement à l'aide d'échantillons d'étalonnage à divers enrichissements en U 235 et diverses teneurs en B 10, dont la réactivité est connue avec une incertitude inférieure à 1 %, par l'intermédiaire de calculs déterministes.

En cumulant quadratiquement les incertitudes liées à la reproductibilité des mesures (~ 1 %), au bilan matière des échantillons (~ 1 à 2 %) et à l'étalonnage de la barre de pilotage automatique (~ 2 %), l'incertitude finale sur la réactivité est de l'ordre de 3 % à 1σ .

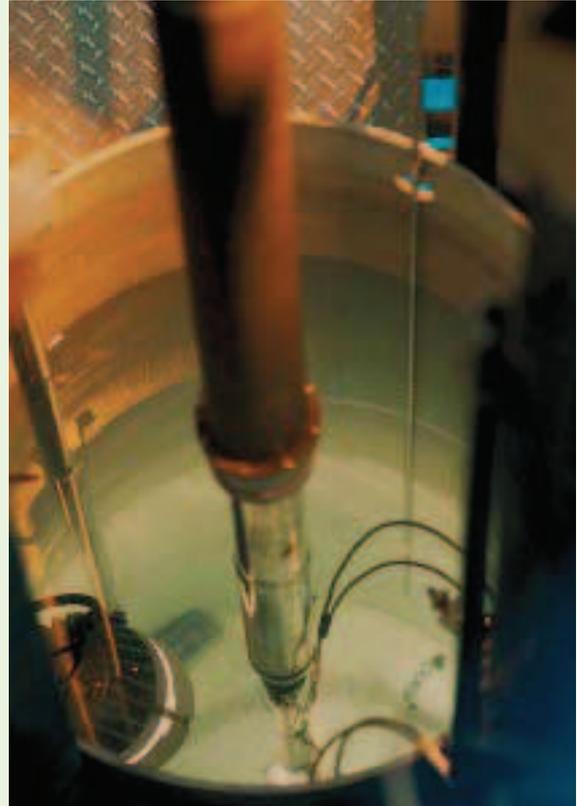


Fig. 58. vue du dispositif mécanique d'oscillation dans MINERVE.

L'amplitude moyenne du signal de la barre de pilotage automatique est déterminée pour chaque cycle d'oscillation. La comparaison des amplitudes de chaque cycle d'une même mesure donne une information sur la répétabilité de l'expérience. La comparaison de l'amplitude moyenne des cinq mesures d'un même échantillon donne une information sur la reproductibilité des mesures. L'amplitude moyenne sur l'ensemble des mesures d'un même échantillon est alors comparée à celle des échantillons d'étalonnage, afin de déterminer en relatif l'effet en réactivité de l'échantillon étudié.

Les valeurs expérimentales sont généralement interprétées par un calcul neutronique de perturbation exacte. Les effets en réactivité des échantillons étudiés sont également ramenés dans le calcul à l'effet en réactivité de l'U 235 et du bore, par l'intermédiaire des échantillons d'étalonnage.

À partir de septembre **1977**, les configurations à eau légère et rapide reprennent, en alternance, dans MINERVE : première qualification des **poisons consommables*** à base de gadolinium, programme EURATOM sur le recyclage du plutonium en REP.

À partir du second trimestre **1986**, les expériences MORGANE, destinées à l'étude des réseaux à eau légère de type

sous-modéré* (RSM), sont réalisées dans MINERVE (combustible UO_2 - PuO_2). L'objectif est de mesurer la capture globale des produits de fission par oscillation de combustibles irradiés.

1993-2001 : programme CREDIT BURN-UP ayant permis de mesurer, dans des spectres de type dissolvant, REP-UOx, REP-MOX et REB, les effets en réactivité des 15 produits de

fission les plus antiréactifs (représentant 80 % de l'empoisonnement total dus aux produits de fission), et ainsi de qualifier leurs sections efficaces de capture.

2003-2004 : programme HTC (Hauts Taux de Combustion), ayant consisté à mesurer, respectivement dans des spectres de type REP-UOx et REP-MOX, la perte de réactivité par cycle de combustibles UOx et MOX irradiés jusqu'à ~65 GW.j/t. Ce programme sera complété, en 2010, par le programme HTC-ALIX d'oscillations, dans un spectre de type REP, de combustibles UOx irradiés jusqu'à ~85 GW.j/t.

2003 : programme VALMONT (*Validation of ALuminium Molybdenum uranium fuel for NeuTronics*) pour la qualification du formulaire de calcul HORUS-3D utilisé pour les études préliminaires de sûreté du futur réacteur Jules Horowitz, et son adaptation aux spécificités du combustible UMo/Al.

2005 : programme ADAPh (Amélioration des Données de bAse Photoniques) réalisé dans un spectre REP-UOx et visant à qualifier le schéma de calcul HORUS-3D-P des **échauffements photoniques gamma*** des dispositifs du réacteur Jules Horowitz.

Depuis 2005 : deux programmes d'oscillations sont réalisés alternativement dans divers spectres neutroniques d'intérêt : le programme OCÉAN (Oscillation en Cœur d'Échantillons

d'Absorbants Neutroniques) pour l'amélioration des données de base des absorbants neutroniques et le programme OSMOSE (OScillations dans MINERVE d'isOtopes dans des Spectres Eupraxiques) pour la validation des sections efficaces d'absorption des **actinides mineurs***.

Jean-Christophe Bosq et Philippe FOUGERAS

Département d'étude des réacteurs

► Références

[1] P. FOUGERAS, J.-P. HUDELLOT, D. RIPPET, F. MELLIER, P. BLAISE, M. ANTONY et N. HUOT, « *The place of ÉOLE, MINERVE and MASURCA facilities in the R&D and training Activities of the CEA* », PHYTRA1: First International Conference on Physics and Technology of Reactors and Applications. Marrakech (Morocco), 14-16 March 2007.

[2] M. ANTONY, J. DI DALVO, A. PEPINO, J.-C. BOSQ, D. BERNARD, P. LECONTE, J.-P. HUDELLOT et A. LYOUSSI, « *Oscillation experiments techniques in CEA MINERVE experimental reactor* », ANIMMA: *Advancements in Nuclear Instrumentation, Measurement Methods and their Applications*. Marseille (France), 7-10 June 2009.

CALIBAN : un réacteur expérimental pulsé

Objectifs du réacteur CALIBAN et description de l'installation

Le réacteur CALIBAN est en exploitation depuis 1971 sur le centre CEA de la Direction des applications militaires (DAM) de Valduc, près de Dijon. Il est exploité par le Service de recherche en neutronique et criticité du Département de recherches sur les matériaux nucléaires. Ce réacteur compact et pulsé, produisant une intense bouffée de neutrons et gamma de fission, a été développé afin de simuler les effets radiatifs d'agressions nucléaires sur les composants et les systèmes électroniques et de disposer d'une source neutronique de haut flux pour les besoins de la recherche. À ce jour, environ trois mille expériences critiques et près de deux mille tirs ont été effectués sur cet assemblage.

CALIBAN est un réacteur rapide spécialement conçu pour fonctionner en régime pulsé, au voisinage de l'état **critique*** en **neutrons prompts***.

Le cœur du réacteur se présente sous la forme d'un assemblage cylindrique à axe vertical (fig. 59). Le combustible qui le compose est de l'uranium métallique hautement enrichi (93 % d'U 235), allié à du molybdène (10 % en masse). Cet assemblage est subdivisé en deux parties sensiblement identiques pesant environ 50 kg, chacune : la partie supérieure constitue le « bloc fixe » et la partie inférieure mobile est appelée « bloc de sécurité ». Le bloc mobile, au repos, est séparé du bloc fixe

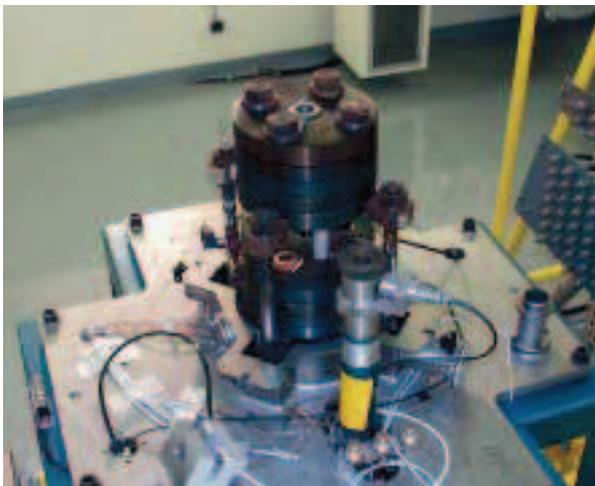


Fig. 59. Cœur du réacteur CALIBAN décapoté, lors de l'opération mensuelle de contrôles superficiels des disques combustibles.

de 70 mm. Le cœur assemblé, l'orthocylindre fissile ainsi constitué mesure 252 mm de hauteur et son diamètre est de 195 mm. Un alésage central de 30 mm de diamètre traverse l'assemblage de part en part et permet l'irradiation à la **fluence*** maximale de petits échantillons au cœur du réacteur.

Chaque bloc se compose d'un empilement de cinq disques solidaires, grâce à quatre boulons d'acier inoxydable dont les écrous sont noyés dans le combustible. Le bloc fixe est maintenu en position, à l'aide de quatre colonnettes d'acier solidaires du bâti du réacteur.

Le pilotage de la machine se fait grâce à trois barres de commande et une barre d'excursion réalisées dans le même combustible enrichi que les disques. Ces barres, d'environ 13 kg, viennent se loger dans quatre alésages qui traversent l'assemblage. Elles sont mises en mouvement par un système de vis écrou micrométrique de haute précision, excepté la barre d'excursion qui se déplace en 200 ms, sous l'action d'un vérin pneumatique.

L'introduction brutale de la barre d'excursion porte le réacteur dans un état **surcritique*** en neutrons prompts. La population neutronique croît alors de façon exponentielle, jusqu'à l'instant où la dilatation du combustible, due à l'échauffement de la matière fissile, provoque une diminution de réactivité. L'onde thermo-élastique qui se développe permet ainsi au bloc mobile maintenu en position haute, « au contact » du bloc fixe, de prendre appui sur ce dernier et de s'auto-éjecter.

Un capot constitué de deux fines feuilles d'acier, contenant de la poudre de carbure de bore, entoure le cœur du réacteur. Son rôle est de découpler l'assemblage combustible de l'environnement extérieur (objets réfléchissants modérateurs, murs de la cellule) en absorbant les neutrons thermiques. Ce capot assure également le confinement de l'azote utilisé pour refroidir le cœur, après un tir.

L'ensemble du réacteur et des mécanismes associés sont disposés sur une plateforme élévatrice qui permet de maintenir le cœur au repos dans une fosse en béton fermée par une trappe en plomb. Cette « mise en repli » du cœur permet aux expérimentateurs de pénétrer en cellule, une vingtaine de minutes après le tir.

CALIBAN est installé dans une cellule de grande dimensions (longueur : 10 m – largeur : 8 m – hauteur : 5 m) dont les murs en béton ont une épaisseur de 140 cm. La distance maximale entre l'axe réacteur et le mur le plus éloigné est de 6 m, tandis que les murs latéraux sont distants de 4 m de cet axe de référence. Une cinquantaine de connexions permettent de déporter à distance, dans un local dédié, les signaux de mesures des dispositifs placés en cellule.

Lors d'une excursion surcritique en neutrons prompts, la puissance crête atteinte est de l'ordre de 20 GW et la largeur à mi-hauteur du pulse avoisine les 60 μ s. L'échauffement du cœur de 200 °C correspond à un terme source de $6,4 \cdot 10^{16}$ fissions. Le flux maximal résultant dans la cavité centrale est alors de $5 \cdot 10^{18}$ neutrons.cm⁻².s⁻¹. Le spectre neutronique produit par ce type d'assemblage s'apparente idéalement, grâce à l'absence de matériaux modérateurs, à un spectre de fission (en moyenne, l'histoire d'un neutron ne comporte que quatre chocs inélastiques).

Les applications de CALIBAN

Construit, dans un premier temps, pour satisfaire les besoins du durcissement de l'électronique des systèmes d'armes, les programmes mettant en œuvre ce moyen d'essai abordent aujourd'hui des thématiques variées, telles que :

- La sûreté-criticité [10] [11] ;
- la dosimétrie [1] [2] [3] [4] ;
- le comportement des matériaux [9] [12] [13] ;
- les données de base de neutronique [5] [6] [7] [8] ;
- l'enseignement.

Parmi les expériences marquantes de ces cinq dernières années, nous citerons particulièrement la campagne liée à la réévaluation, dans un spectre de fission, de la **section efficace*** de diffusion inélastique sur l'isotope 235 de l'uranium [5]. Menée en collaboration avec les équipes du Service de physique nucléaire du centre CEA DAM de Bruyères-le-Châtel et des radiochimistes du *Los Alamos National Laboratory* (LANL), cette campagne de 60 tirs pulsés a démontré, une nouvelle fois, l'intérêt de ce type d'assemblage rapide, pour des expériences intégrales précises et riches d'enseignement.

Le réacteur CALIBAN est reconnu, dans la communauté internationale, notamment grâce à l'exercice international de comparaison (« *benchmark* ») en criticité dont il a fait l'objet en 2007 [10] et dont l'intégralité des données est accessible via le catalogue de l'*International Criticality Benchmark Evaluation Project* de l'OCDE. Les modélisations certifiées issues de calculs Monte-Carlo réalisés avec les codes TRIPOLI-4 et MCNP offrent aux expérimentateurs l'opportunité de simuler finement la source de rayonnements, dans les conditions précises de leurs expériences.



Fig. 60. Disposition des dosimètres et des fantômes autour du cœur CALIBAN, lors de l'exercice d'intercomparaison national SPR 2008.

Nous terminerons cette présentation non exhaustive des domaines d'application de CALIBAN, en citant les exercices nationaux annuels d'intercomparisons dosimétriques (fig. 60), permettant de compléter utilement la connaissance acquise depuis des décennies autour du réacteur SILENE, dans ce domaine très particulier de la radiobiologie et de la dosimétrie des accidents de criticité.

Nicolas AUTHIER

Centre de Valduc,
Département de recherche sur les matériaux nucléaires

► Références

- [1] F. TROMPIER *et al.*, « *Dosimetry of the Mixed Field Irradiation Facility CALIBAN* ». Solid State Dosimetry Conference, n° 15, Delft, 2008, vol. 43, n°s 2-6 (1057 p.).
- [2] J. MORIN *et al.*, « *Effect of the new ASTM E 722-93 (Si) Kerma displacement data on reactor neutron dosimetry* ». Nuclear Instruments and Methods in Physics Research. Vol. 402, n° 1, 1998, p. 143-146.
- [3] J. MORIN *et al.*, « *The PROSPERO and CALIBAN neutron irradiation facilities* », Conf. RADECS 1991, La Grande-Motte, France.
- [4] J. DORLET *et al.*, « *Reactor Pulse CALIBAN. Détermination des spectres appropriés de neutrons : Méthode Itérative Appliquée aux Détecteurs à Activation et de Fission* », 2nd ASTM-Euratom Symp. on Reactor Dosimetry, ORNL, NUREG/CP-0004, 1977, vol. Z, p. 667-682.
- [5] D.J. VIERA, « *Measurement of the $^{235}\text{U}(n; n')^{235}\text{mU}$ Integral Cross Section in a Pulsed Reactor* », HAW09 Meeting of the Nuclear Physics Divisions of the American Physical Society and the Physical Society of Japan, Waikoloa Village, Hawaii, 2009.

[6] P. HUMBERT *et al.*, « *Numerical Simulation of CALIBAN Reactivity Perturbation Experiments* », The 7th International Conference on Nuclear Criticality Safety, Tokai-mura, Japan, 2003.

[7] P. HUMBERT *et al.*, « *Simulation of Caliban Reactor Burst Wait Time and Initiation Probability using a Point Reactor Model and PANDA Code* », PHYSOR 2004, Chicago, USA, 2004.

[8] P. CASOLI *et al.*, « *Reactivity Worth Measurements with CALIBAN and SILENE Experimental Reactors* », International Conference on Nuclear Data for Science and Technology, Nice, France, 2007.

[9] G. ASSAILLIT *et al.*, « *Fast Burst Reactor CALIBAN* », Conf. RADECS, Fontevraud, France, 1999.

[10] N. AUTHIER *et al.*, « *Metal HEU CALIBAN Reactor* », ICSBEP Handbook HEU-MET-FAST-080, 2007.

[11] P. HUMBERT *et al.*, « *CALIBAN Fast HEU Core Reactor Critical Benchmark Evaluation* », 8th International Conference on Nuclear Criticality Safety, St. Petersburg, Russia, 2007.

[12] P. CASOLI *et al.*, « *Calculation of Kinetic Parameters of CALIBAN Metallic Core Experimental Reactor from Stochastic Neutron Measurements* », ANIMMA Conf. Marseille, France, 2009.

[13] N. AUTHIER *et al.*, « *Coupled Neutronic and Thermo-Mechanical Model of Super Prompt Pulsed Experiments at the Fast Burst Reactor CALIBAN* », ANIMMA Conf. Marseille, France, 2009.