

**Les réacteurs expérimentaux,  
leur utilisation, leur histoire...**

Les réacteurs expérimentaux ont ouvert la voie, précédé et accompagné le développement de l'électronucléaire.

C'est le 2 décembre 1942 qu'une équipe de scientifiques conduite par Enrico FERMI parvint à établir la première réaction en chaîne divergente et, par conséquent, à faire fonctionner la première pile atomique expérimentale, dans les sous-sols d'un stade de Chicago. La preuve était faite que l'on pouvait provoquer et contrôler la fission des atomes...

C'est en 1951 que l'énergie nucléaire produisit de l'électricité pour la première fois. L'événement eut lieu aux États-Unis avec la mise en service du réacteur EBR1, capable d'alimenter 1 000 lampes de 100 watts.

À partir de là, tout est allé vite pour le développement de l'énergie nucléaire et, très rapidement, est apparu le rôle indispensable des réacteurs expérimentaux dans ce processus, avec la réalisation de réacteurs de plus en plus puissants, de plus en plus spécialisés, de plus en plus performants, en fonction des besoins. Ainsi, des années 45 à nos jours, plus de 600 réacteurs expérimentaux de recherche ou assemblages critiques ont été construits dans le monde, avec des puissances allant sensiblement de zéro à plusieurs centaines de mégawatts thermiques et une très grande diversité dans la conception, l'utilisation et le mode de fonctionnement.

## À quoi servent les réacteurs expérimentaux ?...

### Comment les définir ?...

Les réacteurs expérimentaux sont des installations nucléaires dans lesquelles on crée et on entretient une **réaction en chaîne\*** pour obtenir un flux de **neutrons\***, en vue de son utilisation pour l'expérimentation. L'énergie produite par les réactions de fission n'est généralement pas récupérée.

Les performances d'un réacteur expérimental se caractérisent par :

- Le « **spectre\*** » de neutrons produits, c'est-à-dire la répartition en énergie de ces neutrons qui, selon la conception de **cœur\*** retenue, sera représentative d'un spectre de neutrons de faible énergie, appelé alors spectre de neutrons « thermiques » (énergie < 0,625 eV) ou d'un spectre de neutrons de forte énergie (énergie > ~0,9 MeV), appelé alors spectre de neutrons « rapides » ;
- le **flux de neutrons\*** produit (de  $10^5$  neutrons/cm<sup>2</sup>.s à plus de  $10^{15}$  neutrons/cm<sup>2</sup>.s).

La conception de chaque réacteur expérimental est faite en fonction de ses futures utilisations et aussi bien le spectre de neutron produit que son intensité sont adaptés en conséquence, comme nous le verrons plus loin. Il est de fait que les réacteurs expérimentaux les plus spécialisés présentent des caractéristiques de flux très spécifiques ; les réacteurs expérimentaux polyvalents destinés à réaliser plusieurs types d'activités sont conçus pour produire à la fois des spectres de neutrons rapides et thermiques ou intermédiaires, avec des caractéristiques, bien sûr, moins « pointues ».

### Les réacteurs expérimentaux et le nucléaire : maquettes critiques, réacteurs d'irradiation technologique, réacteurs d'essais de sûreté, réacteurs pour l'enseignement, prototypes...

Les neutrons créés dans les réacteurs expérimentaux sont utilisés, en premier lieu, pour réaliser les expérimentations relatives au développement des réacteurs électronucléaires de puissance, à la fois pour la compréhension des phénomènes mis en jeu et pour la validation et la qualification des solutions retenues.

À cette problématique correspondent trois grandes catégories de réacteurs expérimentaux :

- Les réacteurs destinés à valider les calculs neutroniques des réacteurs de puissance, encore appelés « maquettes critiques » ;
- les réacteurs destinés à étudier et à qualifier le comportement sous irradiation des matériaux de structure et des combustibles, encore appelés « réacteurs d'irradiation technologique » ;
- les réacteurs destinés à l'étude des situations accidentelles, encore appelés « réacteurs d'essais de sûreté ».

### Les maquettes critiques

Il n'y a pas de développement majeur de concepts et techniques nucléaires, aussi bien pour le développement des réacteurs de puissance que pour celui du cycle des combustibles associés, sans études de neutronique et également sans essais de validation des calculs, car, si la neutronique s'appuie sur des équations parfaitement représentatives des phénomènes, l'amplitude des domaines d'énergie mis en jeu, la multiplicité des matériaux utilisés et de leurs caractéristiques, les géométries complexes des assemblages combustibles font que, dès qu'il s'agit de progresser, valider, quantifier avec précision, le recalage expérimental s'avère nécessaire.

Les maquettes critiques sont les outils adaptés à de telles expérimentations ; elles sont ainsi appelées car, d'une part, elles expérimentent, en quelque sorte, des « maquettes », encore appelées « réseaux », représentatives entièrement ou partiellement des configurations des cœurs que l'on veut étudier, et que, d'autre part, l'on n'a pas besoin de puissance et de flux important pour cela, compte tenu de la linéarité des phénomènes neutroniques : il suffit de les faire fonctionner dans un état « juste critique\* » pour pouvoir mesurer les grandeurs physiques et neutroniques caractéristiques. Ainsi, leur puissance va d'une centaine de watts à quelques kilowatts, et l'intensité de flux neutronique est, pour la grande majorité d'entre elles, inférieure à  $10^{12}$ n/cm<sup>2</sup>.s.

La conception de ces maquettes critiques est, le plus souvent, simple et fortement adaptable. Ainsi, les maquettes critiques en eau sont essentiellement constituées, du point de vue mécanique, d'une cuve à l'air libre contenant le réseau combustible à expérimenter, et si nécessaire, des éléments com-



Fig. 1. Maquette critique ÉOLE vue de dessus, en cours de préparation pour la réalisation d'essais de qualification d'un cœur de réacteur à eau bouillante.

bustibles supplémentaires (appelés le « cœur nourricier ») permettant d'atteindre le régime critique et les systèmes d'absorbants de contrôle. Il y a très peu de circuits auxiliaires, car il n'y a pas de puissance à évacuer.

En revanche, les réseaux représentatifs des configurations de cœur à étudier peuvent être, eux, très complexes. Ils sont fortement instrumentés à l'aide de différents dispositifs de mesure de flux, de mesures de température, de manière à pouvoir caractériser entièrement les réseaux étudiés.

La figure 1 représentant la cuve de la maquette critique ÉOLE vue de dessus, en cours de préparation pour une expérimentation, montre bien la simplicité de la maquette, la complexité du cœur avec le réseau combustible à étudier (les quatre éléments centraux), ainsi que les éléments combustibles constituant le cœur nourricier tout autour, les absorbants de contrôle et l'instrumentation en cours de mise en place.

Finalement, si l'exploitation proprement dite d'une maquette critique est simple, la construction des cœurs expérimentaux, leur instrumentation, l'analyse et l'exploitation des résultats demandent des personnels très compétents, des supports en instrumentation nucléaire performants et un couplage permanent avec les moyens de calcul neutronique.

## Les réacteurs d'irradiation technologique

Ces réacteurs ont un rôle de premier plan à jouer, celui de qualifier, sous l'effet de l'irradiation rencontrée dans les réacteurs électrogènes, les principaux composants de ces derniers, à savoir les matériaux et combustibles, les capteurs, etc.

Pour cela, ils doivent présenter des caractéristiques performantes en matière de niveau de flux et de capacités opératoires, car leur principal intérêt est de pouvoir réaliser des expériences jusqu'à des limites qui ne seraient pas tolérées dans un réacteur de puissance, très instrumentalisée et sous haute surveillance. Ces flux importants, supérieurs à ceux rencontrés dans les centrales nucléaires de puissance, permettent de réaliser des études complètes de vieillissement de matériaux et composants sous irradiation, dans des délais permettant de déterminer, au niveau de la conception, les meilleurs matériaux et les dispositions les plus adéquates à retenir pour ces réacteurs.

Ainsi, les puissances rencontrées dans les réacteurs d'irradiation technologique vont de quelques dizaines de MW à 100/200 MW th, ce qui permet de disposer d'un flux de neutrons de l'ordre de  $10^{13}$  à  $10^{15}$  n.cm<sup>-2</sup>.s<sup>-1</sup>.

Aujourd'hui, la plupart des réacteurs expérimentaux de ce type sont des réacteurs à eau, avec deux variantes :

- Les réacteurs à cœur ouvert dits « réacteurs (ou piles) piscine », dans lesquels le bloc réacteur est immergé dans une piscine en eau et en communication avec cette dernière. Ce type de disposition limite la puissance volumique du réacteur, en raison de la faible pressurisation du circuit primaire. En contrepartie, elle permet une très grande accessibilité pour les matériaux et combustibles à expérimenter (fig. 2) ;
- les réacteurs à caisson fermé qui permettent de disposer de puissances volumiques et de flux plus élevés, grâce à la pressurisation possible du circuit primaire (entre 5 et 20 bars) mais présentent une accessibilité plus difficile aux emplacements d'expérimentation situés dans le cœur.

L'autre intérêt majeur de ces réacteurs d'irradiation est de pouvoir placer les matériaux et combustibles que l'on veut expé-

Tableau 1

Comparaison des caractéristiques de flux et d'endommagement dans les matériaux pour les réacteurs de puissance et les réacteurs d'irradiation technologique				
Réacteur	Flux de neutrons thermiques n/cm <sup>2</sup> .s	Flux de neutrons rapides n/cm <sup>2</sup> .s	Flux thermique dans le cœur kW/litre	dpa/an*
Réacteurs de puissance Type PWR - BWR	9.10 <sup>13</sup>	1,3.10 <sup>14</sup>	80	2 - 3
OSIRIS	2,7.10 <sup>14</sup>	2,7.10 <sup>14</sup>	320 max.	6
RJH	5,5.10 <sup>14</sup>	5,5.10 <sup>14</sup>	600 max.	16



Fig. 2. Un exemple de réacteur d'irradiation technologique de type « à caisson fermé » : le réacteur BR2 du SCK/CEN (Belgique).

rimiter dans des conditions représentatives de celles rencontrées dans les réacteurs de puissance ; cela peut concerner, outre le flux de neutrons et selon la complexité de l'expérimentation, la température, les sollicitations mécaniques (pression et autres contraintes), la physico-chimie du milieu ambiant, etc.

Pour cela, les matériaux et combustibles sont placés dans des dispositifs permettant cette représentativité et conçus pour pouvoir être disposés dans le cœur du réacteur ou à sa périphérie, selon le flux voulu et le type d'expérience envisagé. Ces dispositifs portent également l'instrumentation permettant de réaliser les mesures nécessaires au suivi, en temps réel, de l'irradiation. Le chapitre intitulé « L'instrumentation des réacteurs expérimentaux », p. 41-44, détaille cette instrumentation spécifiquement adaptée.

Enfin, ces dispositifs sont conçus de manière à ce que leur exploitation n'entraîne pas de risque, en toute circonstance, pour le réacteur, ni de relâchement de radioactivité.

Les dispositifs sont essentiellement de deux types :

- Les capsules dans lesquelles le fluide de refroidissement (gaz, NaK\*...) est statique, les échanges thermiques de refroidissement se faisant par conduction vis-à-vis de l'eau du circuit primaire du réacteur ;
- les boucles (à eau, à gaz, à sodium), plus complexes mais permettant une plus grande représentativité, qui possèdent leur propre système de pressurisation et de régulation de température. Ces systèmes sont, le plus souvent, disposés dans des casemates blindées à la périphérie du réacteur et reliés au dispositif en pile proprement dit par des tuyauteries souples.

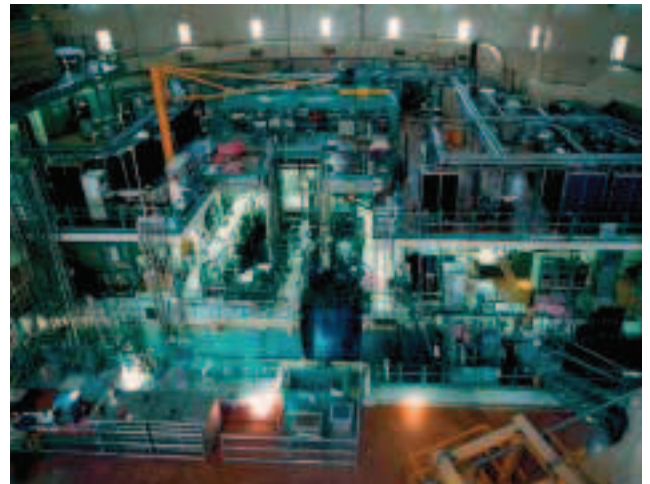


Fig. 3. Réacteur OSIRIS. Le hall expérimental : vue d'ensemble montrant la piscine contenant le réacteur, ainsi qu'une partie des installations permettant d'exploiter et de contrôler les différents dispositifs expérimentaux placés dans le réacteur.

La figure 3 montre une partie des installations associées aux dispositifs expérimentaux et à leur système de surveillance et de contrôle-commande autour du réacteur OSIRIS.

Les réacteurs d'irradiation technologique fonctionnent par cycles allant de 20 à 30 jours de marche en puissance, au cours desquels de nombreuses expériences d'irradiation sont chargées en parallèle dans le réacteur. Les périodes d'intercycles de quelques jours sont mises à profit pour charger et décharger, selon les besoins, les dispositifs expérimentaux. Certains échantillons en irradiation font alors l'objet d'examens non destructifs, visuels, dimensionnels, par spectrométrie gamma et neutronographie permettant de suivre leur évolution sous irradiation.

À l'issue de l'irradiation, les échantillons font, dans de nombreux cas, l'objet d'examens destructifs en cellules chaudes, de manière à caractériser complètement les effets de cette irradiation (voir, *infra*, p. 87-93, le chapitre intitulé « Les laboratoires associés aux réacteurs expérimentaux »).

### Les réacteurs d'essais de sûreté

La maîtrise des risques est un impératif constant dans l'utilisation de l'énergie nucléaire. C'est pourquoi, même si tout est mis en œuvre pour réduire l'occurrence des situations incidentelles et surtout accidentelles graves conduisant à une dégradation, voire une destruction plus ou moins étendue des éléments combustibles, il importe d'en connaître le déroulement, d'en évaluer les conséquences.

Aussi, pratiquement dès l'apparition des réacteurs expérimentaux, a-t-on cherché à les utiliser pour réaliser des essais représentatifs de ces situations, à partir de dispositifs et de montages particuliers, puis de réacteurs spécifiquement conçus pour la réalisation de ces essais.

Deux types d'accidents graves donnent plus particulièrement lieu à des essais réalisés à l'aide de réacteurs expérimentaux dédiés :

- *Les injections accidentelles de réactivité.* Ce type d'accident est susceptible d'affecter tous les types de réacteur dans chacune de leurs phases d'exploitation : en puissance ou sans puissance, y compris durant le chargement des éléments combustibles. Une attention particulière doit y être apportée dans le cas des réacteurs expérimentaux et maquettes critiques, en raison de la grande accessibilité de leur cœur et des réarrangements fréquents de ce dernier. L'accident de référence correspondant, pour les réacteurs de puissance, est l'éjection d'une barre de contrôle du réacteur en fonctionnement ; il se caractérise par une impulsion de réactivité très forte et très brève conduisant à une excursion de puissance de plusieurs dizaines de milliers de MW en quelques millisecondes ;
- *les pertes de débit dans le circuit primaire des réacteurs et les pertes de fluide primaire.* L'accident a des conséquences d'autant plus importantes que le réacteur est à forte puissance. Il se traduit alors par un fort relâchement de radionucléides et leur diffusion au travers des barrières de confinement du réacteur, selon que celles-ci sont affectées ou non par l'accident.

Les réacteurs réalisant des essais de sûreté ont été de types très divers, au cours de l'histoire du nucléaire : réacteurs en air, à eau, à combustible liquide... Leurs aspects spécifiques sont multiples :

- Ils doivent être capables de reproduire en toute sécurité des séquences entières de l'accident ;
- ils mettent en œuvre une instrumentation importante et spécifique ;
- la réalisation d'expérimentations complexes nécessite une longue période de conception et de préparation ; l'essai de sûreté en lui-même est réalisé sur une courte période, avec, ensuite, une longue période d'analyse et d'interprétation ;
- les programmes sont conduits, le plus souvent, dans un cadre international permettant le partage des connaissances en matière de sûreté.

La quatrième partie de cette monographie (p. 113-118) détaille les installations d'étude de situations accidentelles représentatives et les types de résultats et d'enseignements que l'on en tire.

### **Les réacteurs dédiés à l'enseignement des techniques nucléaires et à la formation**

Tous les réacteurs expérimentaux peuvent réaliser des activités de ce type, mais naturellement, pour des questions, à la fois, de facilité d'accès et de disponibilité, des filières de réacteurs adaptés à la formation ont vu le jour. Ces derniers sont caractérisés par :

- Des puissances faibles allant de quelques centaines de watts à quelques centaines de kilowatts ;
- leur souplesse et leur simplicité d'utilisation, leur facilité d'accès ;
- la possibilité qu'ils offrent de visualiser le comportement neutronique du réacteur ;
- la présence d'équipes de formation et de moyens pédagogiques qui leur sont associés.

#### **Des réacteurs de recherche pour la formation et l'enseignement**

Les réacteurs de recherche sont utilisés, depuis les origines de l'énergie nucléaire, pour l'enseignement et la formation professionnelle. Ils assurent une approche concrète des phénomènes pratiques de la physique des réacteurs et font partie intégrante des programmes pédagogiques des établissements d'enseignement initial, ainsi que de la formation des exploitants nucléaires et des autorités de sûreté.

Pour réaliser ces formations, les réacteurs utilisés sont, soit des réacteurs principalement dédiés à la formation (réacteur ISIS, au CEA Saclay), soit des réacteurs ayant des programmes expérimentaux propres et réalisant des périodes de formation (AZUR et MINERVE, à Cadarache).

#### **L'apport pédagogique des réacteurs de recherche**

Dans la démarche pédagogique, la réalisation de travaux pratiques permet d'appréhender les phénomènes physiques réels (évolution de la densité de neutrons) et de les mettre en corrélation avec les évolutions des paramètres physiques principaux du réacteur (réactivité, température du cœur...).

Les travaux pratiques permettent, en particulier :

- De visionner les différents composants d'un réacteur et de comprendre les contraintes liées à sa conception et à la sûreté de son fonctionnement ;
- de contrôler la sûreté des opérations de chargement du cœur par le suivi de la densité de neutrons ;
- de déterminer les conditions de démarrage en toute sécurité, lors de l'approche sous-critique (mouvement de barre, niveau d'eau, titre en bore) ;

- de mettre en évidence l'influence de toute modification du cœur sur la densité de neutrons : mouvement des barres, déplacement de dispositifs expérimentaux, modification de la température ;
- de déterminer les caractéristiques du réacteur : courbe d'efficacité des barres, coefficient de température, distribution de puissance ;
- de participer aux décisions concernant la manœuvre d'organes de commande (barres, circulation d'eau...), dans les conditions de sûreté requises ;
- d'acquérir une première expérience pratique, en matière de pilotage, sous le contrôle de l'équipe d'exploitation ;
- d'étudier le fonctionnement des chaînes neutroniques qui permettent de suivre la réaction en chaîne ;
- de faire des mesures de radioprotection sur l'installation même, en utilisant différents types d'appareillages (balises, polyradimètres, activation de pastilles...).

### Les formations

Dans le cadre de la formation initiale, l'éventail des formations faisant appel aux travaux pratiques s'est élargi, ces dernières années. Des séances de travaux pratiques sont réalisées pour les élèves de l'année de spécialisation du Génie atomique de l'INSTN, les élèves des écoles d'ingénieurs (École Centrale Paris, ENSAM, École Polytechnique...), ainsi que pour les élèves de masters en physique des universités Paris VII et Paris XI.

Dans le cadre de la formation continue, les réacteurs de recherche sont utilisés pour :

- La formation des conducteurs des réacteurs de recherche qui comprend une initiation au pilotage (réacteur ISIS) ;
- la formation des équipages de conduite des chaufferies nucléaires embarquées (réacteur AZUR) ;
- le recyclage, de façon périodique, des personnels d'exploitation des réacteurs de recherche ;
- la formation du personnel des divers acteurs des organismes (ASN, CEA, IRSN...) et des industriels du nucléaire (AREVA, EDF...) avec des sessions de formation de 1 à 8 semaines, abordant le principe et le fonctionnement des réacteurs, la neutronique et le fonctionnement des chaînes de mesure neutronique ;
- des cours internationaux destinés à tous les acteurs du nucléaire, sur le principe, le fonctionnement et la neutronique des réacteurs.

Avec le nécessaire renouvellement des effectifs, le redémarrage ou le démarrage, dans certains pays, de l'électronucléaire, ainsi que l'étude de nouveaux réacteurs, nous constatons, depuis plusieurs années, une augmentation de la demande en formation initiale et continue, au niveau français et international.

### Les réacteurs de formation

#### Réacteur ISIS

Le réacteur ISIS, situé sur le centre de Saclay, est un réacteur piscine d'une puissance thermique de 700 kW (fig. 4). C'est la maquette neutronique du réacteur OSIRIS (70 MW). Le cœur d'ISIS, au fond d'une piscine de 7 mètres de profondeur, utilise un combustible sous forme d' $U_3Si_2$  enrichi à 19,75 %



Fig. 4. Groupe d'étudiants en formation dans le hall du réacteur ISIS.

Une rénovation majeure du réacteur ISIS a été réalisée entre 2004 et 2006, afin d'adapter ce réacteur à la formation. En particulier, un logiciel de supervision permet de suivre sur vidéoprojecteur l'évolution des paramètres pertinents pour chaque manipulation dans le réacteur (fig. 5).

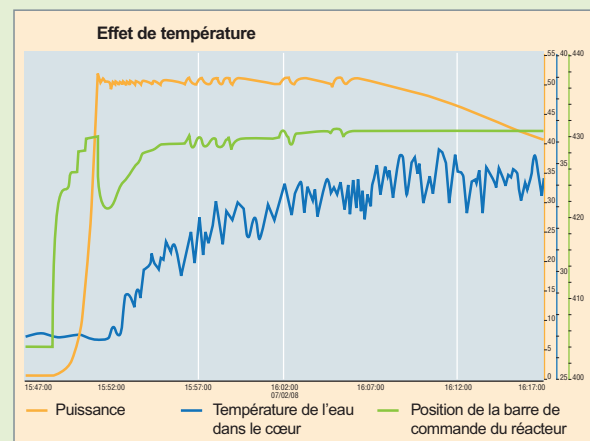


Fig. 5. Une illustration pédagogique de l'effet de température dans le réacteur ISIS, lors d'un transitoire de puissance : écran de supervision d'ISIS pour le suivi de la puissance du réacteur, de la position de la barre de pilotage et de la température de l'eau de cœur, lors d'une montée en puissance de 500 W à 50 kW stabilisée, avant arrêt du pilotage automatique.

Depuis mars 2007, une centaine de séances de travaux pratiques d'une durée de trois heures sont réalisées annuellement sur le réacteur ISIS.

### Réacteur AZUR

Le réacteur AZUR, situé à Cadarache, est exploité par AREVA-TA. Depuis sa première divergence, le 9 avril 1962, le réacteur AZUR a expérimenté tous les cœurs des réacteurs destinés à la propulsion nucléaire navale. Il est également utilisé pour la formation.

Le réacteur a fait l'objet d'une refonte en 2001-2002, pour prolonger son fonctionnement au-delà de 2015. Cette refonte a notamment conduit à adapter le pupitre de commande et à aménager la salle de conduite pour faciliter la visualisation des informations. Les formations sont réalisées avec un cœur spécialement dédié. Soixante séances de travaux pratiques, d'une durée de trois heures, sont réalisées annuellement.

### Réacteur MINERVE

Le réacteur MINERVE décrit pages 61 à 64 est principalement utilisé pour les études neutroniques de réacteurs à flux thermiques et rapides. La souplesse d'utilisation de ce réacteur de très faible puissance en fait également un outil bien adapté pour les besoins de formation. Quinze séances de travaux pratiques d'une durée de sept heures sont réalisées annuellement sur MINERVE (fig. 6).



Fig. 6. Le cœur du réacteur MINERVE.

Nous pouvons nous demander si les progrès de la simulation permettraient de se passer complètement de réacteurs pour la formation. Pourtant, le petit pincement au cœur ressenti par les étudiants et futurs exploitants qui assistent à la divergence d'un réacteur réel a une valeur pédagogique irremplaçable. C'est pourquoi, au terme d'un demi-siècle d'utilisation des réacteurs de recherche, le CEA assure la pérennité de ces outils précieux pour la formation des acteurs de l'électronucléaire.

## Les réacteurs d'essais et les prototypes

Ces réacteurs sont, en quelque sorte, à l'autre bout de l'échelle des réacteurs expérimentaux. Nous pouvons distinguer :

- Les réacteurs destinés à valider un concept de filière de réacteur appelés « démonstrateurs » ;
- les réacteurs « prototypes » destinés à valider, à une échelle représentative, une solution nucléaire industrielle et à tester ses capacités. La puissance de ces prototypes doit être alors suffisante pour valider la faisabilité des techniques industrielles mises en œuvre ; elle est, le plus souvent, de plusieurs centaines de MWth ;
- les réacteurs d'essais de qualification pour une filière donnée. Qualification à l'échelle 1 de composants, du combustible, du type d'exploitation.

À titre d'illustration, l'encadré intitulé « Le RES, un outil pour les grands programmes de la propulsion nucléaire navale » présente le réacteur de ce dernier type dédié en France au domaine de la propulsion nucléaire.



### Le RES, un outil pour les grands programmes de la propulsion nucléaire navale

La capacité française d'assurer la maîtrise de la propulsion nucléaire navale implique de pouvoir disposer d'un dispositif d'essais à terre. Cette fonction a été remplie, depuis 1964, par le réacteur PAT (prototype à terre) et suivie, en 1975, par la CAP (chaufferie avancée prototype) transformée en RNG (réacteur de nouvelle génération), en 1989. Le réacteur d'essais (RES), (fig. 7), est destiné à assurer le relais du RNG arrêté fin 2005.

Le programme, lancé en 1995, est piloté par la Direction de la propulsion nucléaire de la Direction des applications militaires du CEA. Il vise trois objectifs majeurs :

- Assurer le soutien à l'exploitation des chaufferies nucléaires de propulsion navale ;
- qualifier les combustibles nucléaires et les cœurs de ces chaufferies, valider leurs codes de calcul ;
- mettre au point et qualifier les innovations technologiques, notamment pour les futurs sous-marins d'attaque du programme *Barracuda*.





Fig. 7. Vue d'ensemble du réacteur d'essais (RES) destiné à l'étude de la propulsion navale.

L'installation RES, en cours de construction sur le centre CEA de Cadarache, comportera principalement :

- **Un réacteur d'essais** pour la mise au point des chaufferies de la propulsion nucléaire navale ;
- **une piscine d'entreposage et d'examen des combustibles** destinée à accueillir les combustibles irradiés provenant des bâtiments de la Marine nationale, des réacteurs de recherche du CEA et, dans le futur, du RES lui-même.

Le projet est réalisé, dans le cadre de l'œuvre commune, par la Direction des applications militaires du CEA, qui en assure la maîtrise d'ouvrage, sous le contrôle du comité mixte Armées-CEA. La maîtrise d'œuvre a été confiée à Technicatome (AREVA TA). Sa réalisation fait intervenir une centaine d'entreprises nationales et régionales, grandes sociétés et PME, dont AREVA TA (pour la fourniture des matériels existant sur les navires) et DCN (pour la fabrication des principaux composants du réacteur et de l'enceinte de confinement).

Le programme a été lancé en 1995, pour une mise en service de la piscine en 2005 et une divergence du réacteur en 2013.

Le financement du programme RES est assuré principalement par le ministère de la Défense. La Direction de l'énergie nucléaire du CEA, qui utilisera une partie de la piscine d'entreposage des combustibles irradiés, contribue également au financement de cette installation.

### Les missions du réacteur d'essais

Le RES est une version modifiée des chaufferies de la filière K15 qui équipent les sous-marins nucléaires lanceurs d'engins de type *Le Triomphant*, le porte-avions *Charles de Gaulle* et qui équiperont les futurs sous-marins nucléaires d'attaque *Barracuda*. Il a pour objectifs :

#### Le soutien à l'exploitation du parc des chaufferies nucléaires embarquées en service

Le réacteur reproduira le fonctionnement des chaufferies embarquées, en éprouvant les matériels dans des conditions d'endurance supérieures à celles existant réellement. Il contribuera

ainsi à améliorer leur disponibilité opérationnelle et à démontrer leur sûreté.

#### La qualification du combustible et des cœurs de chaufferies embarquées, actuelles et futures

La qualification thermomécanique des combustibles et la validation des codes simulant le comportement des cœurs en irradiation sont indispensables pour optimiser et améliorer les performances des chaufferies, tout en garantissant leur sécurité d'exploitation.

#### La mise au point et la qualification de concepts technologiques innovants, notamment pour le *Barracuda*

C'est sur le RES que reposent la satisfaction des performances et la qualification des innovations du *Barracuda*, notamment :

- Les performances du cœur (taux d'irradiation, durée de vie...);
- l'architecture du bloc chaudière (supportage, radioprotection par des piscines fixes et mobiles) ;
- le contrôle commande et l'interface homme-machine.

Lancé en 2001, le programme *Barracuda*, piloté conjointement par la DGA et le CEA, vise à remplacer les six navires de la classe *Améthyste* actuellement en mer. Le mode de propulsion sera de type hybride électrique / turbine à vapeur, alimenté par une chaufferie nucléaire.

Le réacteur d'essais a été conçu sur la base d'une chaufferie compacte de type K15.

La majeure partie de l'innovation réside dans son instrumentation qui est étoffée afin de prendre en compte des besoins accrus de qualification du combustible et des cœurs. En outre, sa conception est modulaire, afin de qualifier des concepts technologiques innovants.

### L'instrumentation du RES

Afin d'assurer la validation des codes de calcul de neutronique et de radioprotection, et d'améliorer la simulation du comportement des cœurs en évolution, le RES est doté de systèmes d'instrumentation complémentaires : instrumentation en réacteur (instrumentation interne du cœur ou instrumentation *in core*) et instrumentation en piscine (banc de gammamétrie).

Dans le réacteur, l'instrumentation interne du cœur permet de cartographier en temps réel le flux de neutrons, tout au long de l'irradiation, grâce à des sondes très innovantes. Elle couvre une large gamme de flux neutroniques avec une linéarité exceptionnelle. Elle fournit cependant une mesure relative ; c'est pourquoi elle est complétée par un banc de spectrométrie gamma, localisé dans la piscine. L'expérimentation du premier cœur du RES, baptisée « expérience Hippocampe », permettra la qualification des codes, la validation en vraie grandeur des cœurs du programme *Barracuda*, la qualification complète du combustible nucléaire utilisé à partir de ce cœur, ainsi que la qualification de matériaux pour le futur.

## Avancement du chantier

Le chantier a représenté :

- Plus de 2 millions d'heures productives ;
- environ 20 000 m<sup>3</sup> de béton armé et plus de 4 000 t d'armatures ;
- quelque 450 km de câbles électriques et 40 km de tuyauteries.

Les étapes majeures de la construction du réacteur RES ont été franchies :

- En 2005 : la mise en place dans le bâtiment réacteur de l'enceinte de confinement de 800 t et la mise en place de la dalle préfabriquée de 430 t, couvrant le bâtiment du réacteur (fig. 8) ;
- en 2007 : la mise en place de la cuve du réacteur dans le puits de l'enceinte de confinement ;
- en 2009 : la première mise sous tension de l'usine électrique du réacteur ;
- en 2010 : la pose du générateur de vapeur et le début des essais de démarrage de l'installation.



Fig. 8. Le chantier du RES, avec la mise en place de l'enceinte de confinement métallique.

## La piscine d'entreposage des combustibles irradiés

Indispensable à l'exploitation du réacteur, la piscine d'entreposage des combustibles irradiés complète le dispositif d'entreposage des éléments irradiés de la propulsion nucléaire navale (piscines des ports de l'Île Longue, Toulon et Cherbourg). Elle accueillera également des éléments irradiés des réacteurs expérimentaux du CEA.

La piscine d'entreposage et d'examen des combustibles comporte un canal de servitude, un canal de transfert et deux canaux destinés à l'accueil des éléments combustibles. L'eau assure le refroidissement des cœurs et la protection contre les rayonnements. Chaque canal d'entreposage peut contenir l'équivalent d'une dizaine de cœurs de porte-avions. Après une dizaine d'années de séjour en piscine, les combustibles irradiés rejoindront d'autres dispositifs d'entreposage à long terme.

Le « canal de servitude » permet d'effectuer des contrôles et des mesures expérimentales sur les combustibles. Son principal dispositif expérimental est le banc de gammamétrie mesurant le taux d'irradiation des éléments combustibles après leur passage dans le réacteur.

La piscine d'entreposage a été mise en service en octobre 2005. AREVA TA en assure l'exploitation technique opérationnelle. Les premiers éléments combustibles ont été transférés début 2006.

## Le RES et son environnement

L'installation nucléaire de base secrète de la propulsion nucléaire (INBS-PN) du CEA/Cadarache regroupe l'ensemble des moyens d'essais et de soutien nécessaires aux missions de la Direction de la propulsion nucléaire de la Direction des applications militaires du CEA.

Les activités liées à l'exploitation d'installations nucléaires produisent des effluents liquides et gazeux qui font l'objet de traitements appropriés : gestion et traitement dans des stations spécialisées des effluents liquides radioactifs, filtration à très haute efficacité des effluents gazeux. Après autorisation, ceux-ci sont périodiquement rejetés. La mise en œuvre du réacteur d'essais du programme RES est prise en compte dans les nouvelles autorisations de rejet d'effluents radioactifs du CEA/Cadarache.

L'évaluation de ces rejets en situation normale a été calculée pour l'ensemble de l'installation.

Comme toute installation nucléaire de base, le RES a fait l'objet d'un dossier de sûreté présenté à l'approbation du Directeur de la Sûreté nucléaire de défense. Ce dossier comprend, notamment, une évaluation de l'impact radiologique des rejets gazeux et liquides annuels en situation normale. Cette évaluation est faite à l'aide de codes de calcul qui tiennent compte du régime des vents autour de Cadarache et des habitudes alimentaires des populations voisines du site.

Ces codes fournissent une évaluation des impacts par voies atmosphérique, aquatique et terrestre. Compte tenu des dispositions prises dès la conception et lors de l'exploitation, les doses pouvant être reçues par les populations proches de l'installation sont très faibles et respectent les normes en vigueur. Ainsi, la dose maximale due à l'installation est évaluée à 0,0006 mSv/an. Ce chiffre est à rapprocher de la moyenne de la radioactivité naturelle en France qui est de 2,4 mSv/an.

## Les réacteurs expérimentaux : des outils au service de la recherche fondamentale, de l'industrie et de la santé. Diffraction de neutrons, production d'isotopes, activation neutronique, neutronographie et dopage de semi- conducteurs

Ainsi qu'il a été indiqué plus haut, les réacteurs expérimentaux sont avant tout des outils, et il est vite apparu que les neutrons qu'ils produisaient pouvaient avoir de multiples applications, en dehors du nucléaire proprement dit. Les domaines d'application les plus notables sont explicités ci après.

### La recherche fondamentale

Toujours désireuse de disposer d'outils de haute performance, cette dernière a très tôt entrepris d'utiliser les neutrons des réacteurs expérimentaux pour l'étude de la matière ; en effet, les neutrons ont des propriétés de pénétration et d'interaction qui permettent d'explorer la matière à l'échelle de l'atome et de la molécule.

Ces propriétés ont donné lieu au développement de réacteurs spécialisés très performants mis en œuvre pour étudier la physique du solide, le magnétisme, les structures cristallines, la physico-chimie moléculaire et macromoléculaire, la biochimie et la biologie.

### La diffusion et la diffraction de neutrons comme outils d'exploration de la matière

#### Le rayonnement neutronique

La diffraction neutronique est une méthode d'étude de la structure de la matière. Au cours des cinquante dernières années, elle est devenue une technique indispensable à la recherche. Les neutrons possèdent, en effet, des propriétés uniques qui en font un outil privilégié pour explorer la matière condensée (correspondant aux deux phases génériques denses : l'état solide et l'état liquide, ainsi qu'à toutes les formes de matière intermédiaire – « matière molle ») :

- Ne portant pas de charge électrique, les neutrons peuvent interagir directement avec le noyau de l'atome. Ils possèdent ainsi un grand pouvoir de pénétration et peuvent sonder la totalité des atomes d'un échantillon massif ;
- deux isotopes d'un même élément (non distinguables par leurs propriétés chimiques) auront des interactions différentes avec les neutrons : cette propriété est à la base des mesures différentielles par substitution isotopique (hydrogène/deutérium, par exemple) ;

- compte tenu de la proximité des masses neutron/proton, les neutrons permettent une visualisation des atomes légers beaucoup plus facilement que les rayons X. Cela rend ainsi possible la localisation de l'hydrogène dans les cristaux moléculaires ou l'utilisation des neutrons comme moyen de contrôle non destructif ;

- compte tenu de leur masse au repos, les neutrons thermalisés (vitesse comprise entre 500 et 10 000 m/s) peuvent interagir avec des échantillons de matière selon des longueurs d'onde comparables aux distances inter-atomiques (entre 0,1 et 20 nm), ce qui permet de mesurer les distances entre les atomes et de déterminer la taille des molécules ;

- les neutrons thermalisés possèdent également une énergie cinétique du même ordre de grandeur que l'énergie des mouvements atomiques dans les solides et les liquides (entre 0,1 et 100 meV), ce qui permet d'extraire, par interaction neutron / échantillon, des informations sur les modes de vibration interne de la matière (les phonons) ;

- enfin, le neutron, bien que dépourvu de charge électrique, porte un moment magnétique propre (**spin**\* 1/2) qui en fait un outil idéal, pour déterminer, par interaction, la structure magnétique intrinsèque d'échantillons.

La plupart de ces propriétés relèvent de la mécanique quantique. Pour pouvoir les exploiter, il est nécessaire de produire des neutrons, de les préparer dans des états bien définis (faisceaux monochromatiques), de les diriger sur des échantillons de matière, et, enfin, de collecter et analyser les neutrons diffusés.

En interagissant avec la matière, un neutron pourra ainsi voir modifier sa direction de propagation, son énergie, ainsi que l'orientation de son spin :

À partir d'un faisceau incident de neutrons monodirectionnels, la diffusion par l'échantillon donnera naissance à des faisceaux secondaires dont la direction dépend de l'organisation des atomes. C'est ce que l'on appelle la « diffraction » ou « diffusion élastique » qui permet, par exemple, de reconstituer la nature d'un édifice cristallin.

De surcroît, analysée aux petits angles, la diffraction des neutrons permet de remonter à des hétérogénéités à l'échelle nanométrique (p. ex. : contraintes résiduelles dans une pièce mécanique, précipités dans un réseau cristallin, etc.).

L'interaction avec les atomes (qui, dans les solides, vibrent autour de leurs positions d'équilibre) peut également conduire à un changement d'énergie des neutrons : c'est le phénomène de « diffusion inélastique ». En mesurant et analysant ces changements, on peut remonter à la dynamique des atomes. Enfin, l'interaction avec les atomes peut conduire à une inversion de spin des neutrons (par interaction avec les moments magnétiques des atomes) : c'est le phénomène de « diffusion magnétique ».

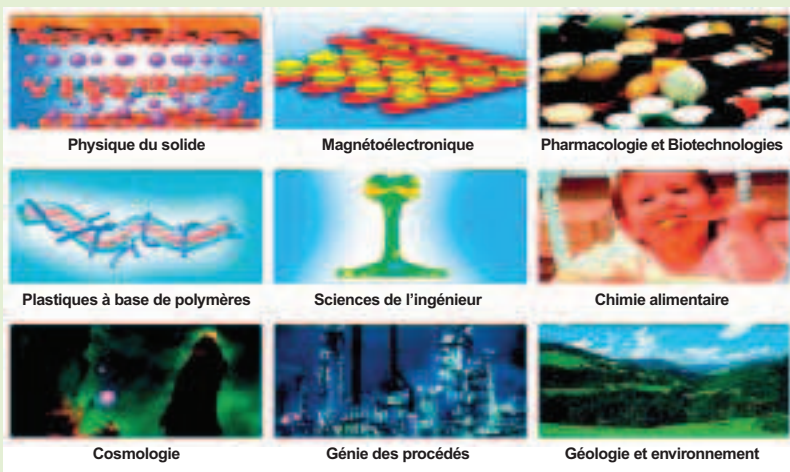


Figure 9. Les secteurs d'application des faisceaux de neutrons.

On pourra ainsi mesurer la structure magnétique d'un échantillon par diffusion élastique, puis les excitations magnétiques par diffusion inélastique. La technique permet même de remonter à la densité de moment magnétique, à l'échelle atomique.

L'ensemble de ces possibilités ouvre un champ d'investigation quasi illimité aux chercheurs de la matière (dans toutes les disciplines : physique, chimie, sciences du vivant...) mais requiert des installations spécifiques pour sa mise en œuvre (fig. 9).

### Les réacteurs à faisceaux de neutrons

Sur le centre CEA de Saclay, les premières expériences de diffusion neutronique ont été réalisées sur les réacteurs EL2 (2,4 MW ; divergence : 1952 ; arrêt : 1965) puis EL3 (18 MW ;

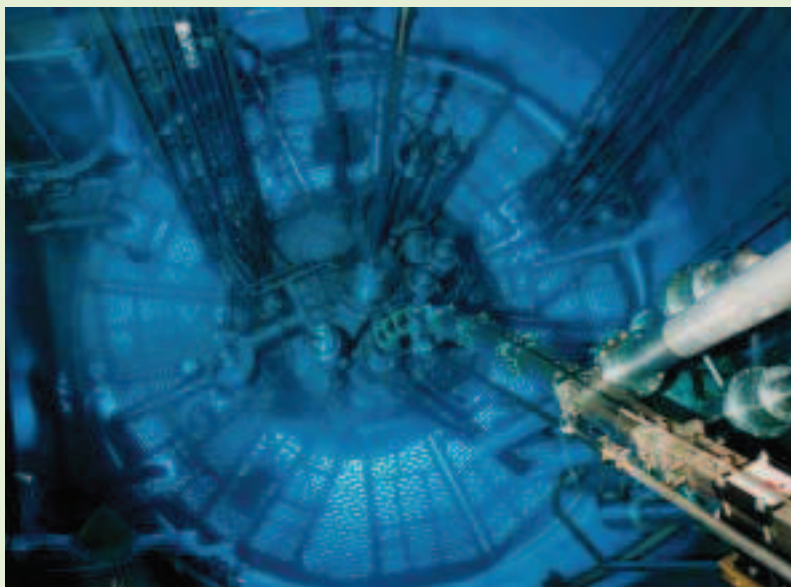


Fig. 10. Vue par le dessus du cœur du réacteur à haut flux de l'Institut Laue-Langevin (Grenoble).

divergence : 1957 ; arrêt : 1979) qui ont pris la suite de la première pile française, le réacteur ZOÉ de Fontenay-aux-Roses (divergence : 1948 ; arrêt : 1974).

À cette fin, on a utilisé des réacteurs expérimentaux polyvalents (dédiés, en particulier, à l'étude des combustibles destinés aux différentes filières de réacteur électrogènes) pour extraire du cœur des faisceaux de neutrons, ramenés « à sec » sur des aires expérimentales, à l'extérieur de la piscine du réacteur.

Avec la spécialisation croissante des disciplines, des réacteurs expérimentaux dédiés à la recherche fondamentale (c'est-à-dire aux applications scientifi-

ques des neutrons) sont apparus à partir des années 60 : aux États-Unis (HFBR – 60 MW, 1965 – puis HFIR – 100 MW, 1966) puis en Europe (réacteur franco-allemand RHF, à Grenoble (58 MW, 1971), (fig. 10).

Le réacteur à haut flux de Grenoble, exploité par l'Institut Laue-Langevin, dans le cadre d'un partenariat multinational, représente aujourd'hui la source continue de neutrons la plus performante au monde. En complément, en Europe, l'importance des besoins de la communauté scientifique des neutrons a conduit à la réalisation de plusieurs sources nationales, en particulier l'installation ORPHÉE/LLB, à Saclay (14 MW, 1980), et, plus récemment, FRM-II, en Allemagne (TUM, 20 MW, 2004).

Chacune de ces installations s'appuie sur un réacteur expérimental à faisceaux sortis, exploité comme source de neutrons, et une équipe d'expérimentation en charge du développement et de l'exploitation des spectromètres des aires expérimentales. Dans le cas d'ORPHÉE/LLB, l'exploitation du réacteur est prise en charge par la Direction de l'énergie nucléaire (DEN), et la partie expérimentale par une unité mixte CEA/CNRS, le Laboratoire Léon Brillouin (intégré à la Direction des sciences de la matière du CEA).

Associés aux premières sources à spallation (voir, *infra*, p. 135-144, le chapitre intitulé « Les réacteurs expérimentaux dans le monde », ainsi que l'encadré, *infra*, p. 23 : « Sources de neutrons pulsées et réacteurs de recherche »), ces installations constituent l'ossature technologique pour répondre aux besoins de la communauté scientifique et contribuent ainsi au maintien d'une avance forte de l'Europe dans les disciplines de l'investigation neutronique.

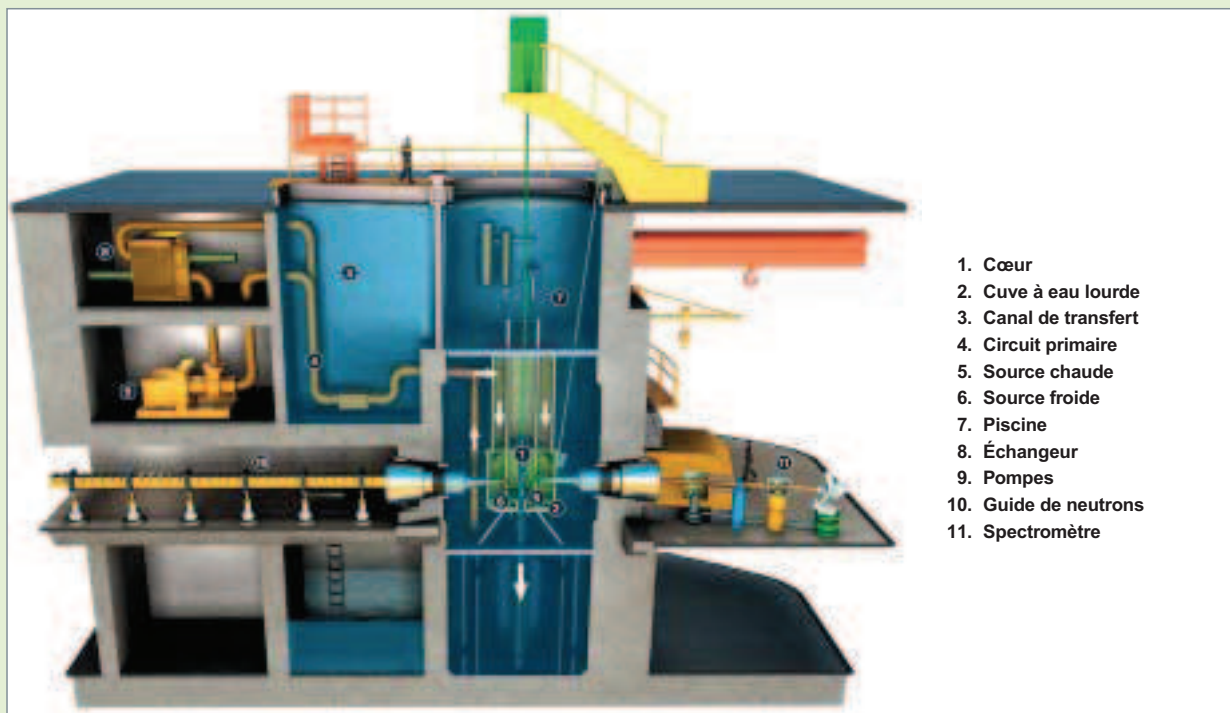


Fig. 11. Une coupe du réacteur ORPHÉE.

### Le réacteur de recherche ORPHÉE, à Saclay

Le réacteur ORPHÉE, conçu par les équipes du CEA Saclay et de la société Technicatome (aujourd'hui, intégrée au groupe AREVA), fonctionne sur le centre de Saclay depuis 1980.

L'installation est organisée autour d'un cœur compact, de puissance 14 MW, à combustible à plaques, immergé au centre d'une piscine (concept de pile piscine à eau légère). L'ensemble, ainsi que le circuit de refroidissement du cœur, sont regroupés à l'intérieur de l'enceinte de confinement du réacteur (fig. 11).

La conception d'ORPHÉE a bénéficié du retour d'expérience des installations précédentes, EL3 et RHF pour les réacteurs à faisceaux sortis, et SILOÉ et OSIRIS pour les piles piscine. Elle a répondu à trois impératifs : un coût modéré, une sûreté renforcée, ainsi que la recherche de performances excellentes (de manière à exploiter au mieux les neutrons produits au cœur du réacteur).

Les caractéristiques générales de l'installation ont été fixées de manière à permettre la sortie d'un grand nombre de faisceaux de neutrons.

Le cœur du réacteur, logé dans un petit caisson de 25 x 25 cm et de 90 cm de hauteur, est composé d'un bloc central de béryllium entouré des éléments combustibles (fig.12).

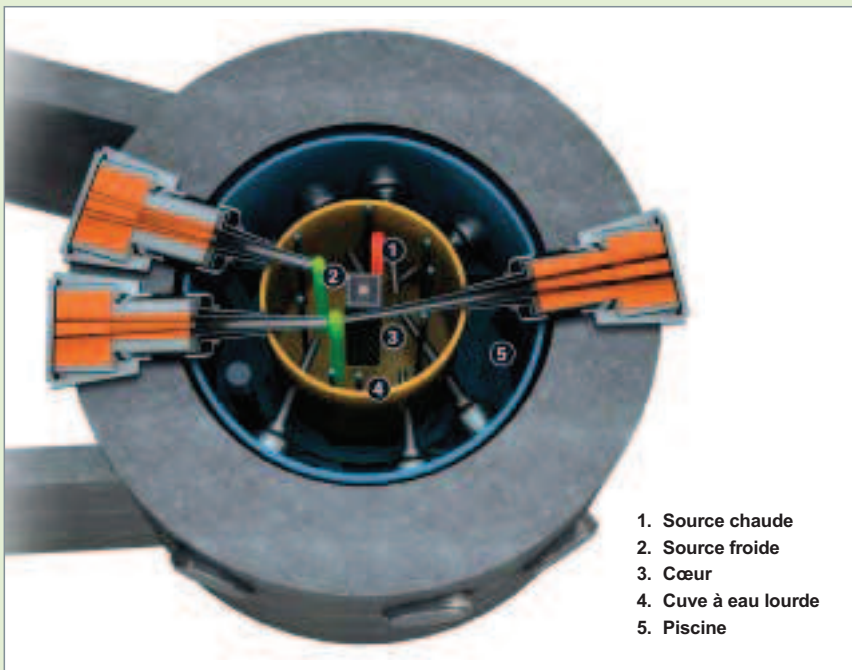
Le cœur, refroidi et modéré à l'eau légère, est placé au centre d'une cuve d'eau lourde qui joue, à la fois, le rôle de **modéra-**



Fig. 12. Le cœur du réacteur ORPHÉE est particulièrement compact, ce qui donne au réacteur des performances neutroniques élevées.

**teur\*** et de **réflecteur\*** des neutrons (ce qui contribue à l'économie neutronique du cœur et à la fourniture d'un flux élevé de neutrons thermiques pour les applications scientifiques ( $3.10^{14}$  n.cm<sup>-2</sup>.s<sup>-1</sup>) [fig. 13].

Les qualités neutroniques de faible absorption et de grande longueur de diffusion de l'eau lourde garantissent la disponibilité d'un volume expérimental important pour prélever les neutrons et les diriger vers les aires expérimentales. À cette fin, des canaux horizontaux en aluminium (« doigts de gant ») pénètrent dans la cuve à eau lourde jusqu'à environ 40 cm du



1. Source chaude
2. Source froide
3. Cœur
4. Cuve à eau lourde
5. Piscine

Fig. 13. Le réacteur ORPHÉE, vu de dessus.

cœur, pointant vers la zone où le flux thermique est maximal (dans des directions tangentielles au cœur, pour éviter la sortie de neutrons rapides et de rayonnements  $\gamma$ ).

La hauteur du cœur permet de disposer simultanément, sur trois niveaux, neuf doigts de gant horizontaux de grande section. Ceux-ci permettent, à leur tour, d'extraire de la piscine du réacteur vingt faisceaux de neutrons, dirigés vers vingt-six aires expérimentales.

Le flux de neutrons entretenu dans la cuve à eau lourde contient essentiellement des neutrons thermalisés d'environ 25 milli-électron volts (meV) d'énergie. Afin de disposer, pour les expériences, de neutrons, soit de faible énergie (inférieure à 5 meV), soit d'énergie élevée (supérieure à 100 meV), on fait appel à des modérateurs « secondaires ». Ces dispositifs, positionnés dans la cuve à eau lourde, permettent de modifier localement le niveau d'énergie des neutrons (tableau 2).

Ainsi, deux sources froides alimentent, par l'intermédiaire de trois canaux, huit faisceaux froids fournissant dix-neuf des vingt-six aires expérimentales de l'installation.

Chaque source froide est constituée d'une cellule-gourde, contenant de l'hydrogène liquide à 20 K (- 253 °C), placée

Tableau 2

**Caractéristiques des neutrons produits par ORPHÉE**

	Énergie	Vitesse associée	Longueur d'onde ( $\lambda$ )	Température d'équilibre
Neutrons issus des fissions dans le cœur	2 MeV	20 000 m/s	$2 \cdot 10^{-4}$	Hors équilibre thermique
Neutrons thermiques	0,025 eV	2 200 m/s	1,8	300 K
Neutrons froids (sources froides)	0,002 eV	600 m/s	6,8	20 K
Neutrons chauds (source chaude)	0,120 eV	4 800 m/s	0,8	1400 K

dans une enceinte de sécurité maintenue sous vide.

De même, une source chaude, composée d'un bloc de graphite porté à environ 1 400 K (1127 °C), sous l'effet du dépôt de la puissance  $\gamma$  du cœur, permet d'alimenter quatre faisceaux de neutrons chauds.

Une sélection plus fine des neutrons utiles est effectuée dans un second temps : un appareil monochromateur prélève dans le faisceau les neutrons dont la longueur d'onde se situe à l'intérieur d'une bande donnée, afin de les diriger sur l'échantillon à étudier. Les autres neutrons du faisceau (environ 90 et 99 % de l'ensemble) traversent le monochromateur et sont absorbés dans des matériaux spécifiques (les

« *beam catchers* »). Le point d'aboutissement du dispositif est constitué par les diffractomètres (mesure des changements de directions des neutrons) et spectromètres (mesure des niveaux d'énergie des neutrons) installés autour de chaque poste expérimental.

Les aires expérimentales (fig. 14) sont aménagées soit dans une zone spécifique, autour de la piscine réacteur, dans l'enceinte du réacteur, soit dans un hall expérimental (« hall des guides »), beaucoup plus vaste, attenant à l'enceinte réacteur. Pour ce second cas, on utilise un dispositif spécifique, les guides de neutrons, pour transporter les faisceaux de neutrons sur plusieurs dizaines de mètres. Les guides de neutrons (blocs de verres creux recouverts d'une multicouche de nickel) permettent la propagation de faisceaux très faiblement incidents, selon un principe analogue à celui d'une fibre optique.

En complément de sa fonction scientifique première, ORPHÉE est également une installation destinée à la réalisation d'applications dirigées vers l'industrie ou la médecine.

Ainsi, l'un des faisceaux de neutrons permet, depuis l'origine du réacteur, d'assurer une mission de contrôle non destructif par **neutronographie\*** des composants pyrotechniques pour l'industrie spatiale (fusées Ariane).



Fig. 14. Le hall expérimental du réacteur ORPHÉE, avec ses guides de neutrons, au premier plan.

En piscine, neuf canaux verticaux permettent, pour quatre d'entre eux, une analyse par activation, et, pour cinq d'entre eux, la production de radioéléments (p. ex. : iridium, tantale pour la médecine) ou le dopage de lingots de silicium (transmutation Si/P) pour l'industrie des semi-conducteurs.

En trente ans environ d'exploitation, le réacteur ORPHÉE (qui fonctionne actuellement sur la base de quelque 200 jours/an) s'est avéré une installation fiable, à la fois très robuste (dans ses bases de sûreté et sa simplicité de conception), et très flexible (dans ses possibilités expérimentales). L'installation a connu deux réexamens de sûreté, à la fin des années 90, et en 2008-2010. L'adaptation constante des potentialités au niveau des aires expérimentales a permis à ORPHÉE / LLB de rester à la pointe de nombreuses disciplines neutroniques, tout en assurant la formation de générations successives de jeunes chercheurs aux techniques neutroniques.

Aux côtés du synchrotron SOLEIL (mis en service en 2006 sur le plateau de Saclay), l'installation ORPHÉE participe à l'os-sature des moyens technologiques mis à disposition sur le plateau de Saclay, qui est appelé à devenir l'une des plus importantes concentrations de moyens de recherche et d'enseignement supérieur en France.

## Sources de neutrons pulsées et réacteurs de recherche

Les réacteurs de recherche sont d'excellentes sources de neutrons intenses, mais il existe d'autres procédés permettant d'extraire les neutrons des atomes. L'un d'eux est la spallation, qui consiste à bombarder une cible faite d'un élément lourd, comme le tungstène, avec des particules de très haute énergie produite par un accélérateur (typiquement des protons ayant une énergie de l'ordre du GeV). Lors de ce choc très violent, certains constituants des noyaux de la cible sont éjectés ; parmi eux, on trouve un grand nombre de neutrons. Ce type de source est généralement pulsé et permet, pendant des temps très courts, d'atteindre des flux de neutrons très intenses. Même si, jusqu'à présent, les flux moyens de ces sources sont très inférieurs à ceux des réacteurs, ces dernières restent intéressantes pour l'étude de la matière condensée. En effet, la structure temporelle de l'émission des neutrons permet d'en déterminer aisément la longueur d'onde par temps de vol et, contrairement aux expériences installées sur réacteur, il n'est alors plus nécessaire d'utiliser un monochromateur absorbant une grande partie du faisceau disponible. Un autre intérêt de ces sources réside dans le fait que la chaleur à évacuer par neutron produit dans la cible est environ sept fois moindre que dans un réacteur ; son refroidissement est plus facile à réaliser. Cependant, le puissant accélérateur de particules qu'elles requièrent rend leur mise au point délicate et leur exploitation onéreuse.

Quelques pays phares se sont récemment lancés dans la construction de nouvelles sources à spallation de fortes puissances. Ainsi, les États-Unis ont démarré SNS à Oak-Ridge, en 2006. D'une puissance de 2 MW, elle est actuellement la source pulsée la plus intense au monde, et les appareils de diffusion de neutrons qui l'équipent pourraient bientôt dépasser les performances de ceux installés sur le réacteur de référence actuel, le RHF à Grenoble. En 2008, le Japon démarrait à son tour J-PARC, une source de 1 MW. Elle se caractérise par le partage d'un faisceau de protons de haute énergie entre plusieurs cibles différentes, de façon à en répartir les coûts d'exploitation. La Chine a également démarré un projet de construction d'une source plus petite, CSNS, qui devrait voir le jour près de Shanghai.

De son côté, l'Europe peut compter sur la source anglaise ISIS, près d'Oxford. Elle a été récemment modernisée avec l'inauguration, en 2008, d'une deuxième cible spécialisée dans l'utilisation des neutrons de grande longueur d'onde. En terme de flux, elle reste néanmoins très en retrait, par rapport à la source américaine (fig. 15).

Un projet très ambitieux de nouvelle source très intense (5 MW) existe également ; c'est le projet ESS (*European Spallation Source*). S'il voit le jour, il devrait permettre à l'Europe de disposer, à son tour, d'une source à spallation de tout premier plan.



Fig. 15. Vue aérienne d'ISIS, la source pulsée anglaise située aux « Rutherford Appleton Laboratories », à Didcot, près d'Oxford. On distingue, au premier plan, les deux halls expérimentaux contenant chacun une cible différente.

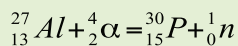
### La production de radioéléments à usage médical et industriel

Pour la réalisation de ces radioéléments, dans la plupart des cas, il n'est pas fait appel à des réacteurs spécifiques, les réacteurs expérimentaux, dans un large éventail de types de réacteurs et de puissances, produisant, en effet, des radioéléments artificiels pour des usages multiples, en parallèle avec la réalisation de leurs programmes expérimentaux. Un domaine a tout particulièrement pris de l'importance : c'est celui des radioéléments à usage médical, en raison de son impact social. Les radioéléments ainsi produits sont utilisés soit pour établir des diagnostics médicaux, soit pour réaliser des soins directement, par destruction des cellules malignes.

## La production de radionucléides artificiels

### La découverte

La découverte de la radioactivité artificielle, en 1934, a valu à Frédéric Joliot le prix Nobel de Physique. Le premier **radionucléide\*** artificiel (RA), encore appelé « isotope radioactif », a été obtenu en soumettant une feuille d'aluminium au rayonnement  $\alpha$  d'une source de polonium naturel. Il s'agissait d'un phénomène de transmutation : processus conduisant à créer un atome final d'une espèce chimique différente de celle de l'atome initial. Ici aluminium en phosphore, instable, qui se désexcite en silicium stable par émission d'un rayonnement  $\beta^+$ . La réaction nucléaire s'écrit :



### La production des radionucléides artificiels

Les principaux outils de production des RA sont les réacteurs nucléaires et les accélérateurs (cyclotrons ou accélérateurs linéaires). Les premiers sont généralement utilisés pour la production des RA à neutrons excédentaires ; les seconds, à neutrons déficitaires. On estime qu'environ 50 réacteurs nucléaires et 300 accélérateurs répartis dans 30 pays produisent régulièrement des RA en 2011.

La plupart des accélérateurs sont exploités par des sociétés privées, principalement pour des usages médicaux. En revanche, la quasi-totalité des réacteurs nucléaires produisant des RA ont une finalité de recherche ou d'enseignement et sont exploités par le secteur public.

En réacteur, deux voies de production sont possibles :

#### • La production de radionucléides par activation

La cible à irradier est généralement constituée d'un produit pur (poudre, fil...) encapsulé dans une ampoule de quartz insérée dans un tube de protection en aluminium serti ou soudé. Ce tube cylindrique long d'une dizaine de cm et de diamètre standard  $\varnothing = 2,5$  cm (« tube RA ») permet la manipulation à distance : insertion et retrait du réacteur, puis récupération en cellule chaude. Le produit « activé » est ensuite purifié, fractionné et conditionné pour expédition chez l'utilisateur final.

Plus d'une centaine de RA différents peuvent être produits par activation. S'agissant d'une capture neutronique, le rendement de production est directement proportionnel au niveau du flux neutronique et à la durée d'irradiation. Celle-ci doit être la plus courte possible pour limiter l'activation d'isotopes secondaires, qui constituent des impuretés indésirables.

#### • La production de radionucléides artificiels par fission

La cible à irradier est constituée d'uranium. Le RA est un produit de fission (PF). Chaque fission conduit à une vingtaine de PF en moyenne, chacun ayant un rendement de 5 % environ.

La séparation sélective des PF utilisables nécessite un atelier de radiochimie. Le coût élevé de ce procédé le réserve à des



applications à l'échelle industrielle, par exemple médicales. Pour obtenir des rendements de production satisfaisants et limiter le volume des déchets, il est nécessaire d'utiliser des cibles en uranium enrichi en U 235.

Les contraintes d'exploitation (refroidissement des cibles, très haute radioactivité, emballages de transport volumineux...) réservent la production de RA à usage médical par fission à un nombre réduit de réacteurs (six en 2009).

### L'utilisation des radionucléides artificiels dans l'industrie

De nombreux secteurs de l'économie, notamment l'industrie et la médecine, utilisent couramment les RA produits en réacteur. Les RA pour applications industrielles sont généralement à période longue et fournis sous forme de sources scellées. On distingue, généralement, quatre segments d'application :

#### • L'instrumentation nucléonique

Il s'agit d'appareils de mesure comportant des sources radioactives émettrices en  $\alpha$ ,  $\beta$ ,  $\gamma$ , neutrons ou RX : jauges d'épaisseur, instrumentation de sécurité (détecteurs d'explosifs...), mesures de polluants, détection de nappes pétrolifères, capteurs de niveau, etc.

Principaux isotopes : **C 14, Fe 55, Ni 63, Kr 85, Pm 147, Tl 104, Am 241, Cf 252.**

#### • La radiostérilisation

Il s'agit d'utiliser des RA à forte activité spécifique, en particulier le **Co 60\***, pour la stérilisation du matériel médical, l'irradiation des aliments, pour améliorer leur qualité hygiénique, la vulcanisation des matières plastiques.

À noter que le Co 60 de haute activité spécifique n'est pratiquement plus produit en réacteur de recherche, mais en réacteur de puissance (Inde, Canada, Russie) : les barres de commande en cobalt sont ainsi recyclées.

#### • Les traceurs radioactifs

Un traceur radioactif mélangé à une même substance naturelle, présenté dans un procédé, permet d'en détecter l'efficacité, les transferts de matière, les dosages, etc. On utilise ces traceurs dans les laboratoires de chimie, l'industrie pétrolière, l'extraction des minerais, le transfert des sédiments dans les estuaires...

Principaux isotopes : **H 3 (tritium), C 14, Na 24, Au 198.**

#### • Les contrôles non destructifs

La principale application de ce segment est le contrôle de pièces épaisses pour lesquelles les RX ne sont pas assez pénétrants : soudure de pièces en chaudronnerie, fonderie, aéronautique, génie civil...

Le principal isotope utilisé est **Ir 192**. À noter également l'imagerie aux neutrons, avec **Cf 252**.

Il faut, enfin, citer les systèmes au **Po 210**, en vue d'éliminer l'électricité statique dans les processus de fabrication de papier, films plastiques, etc.

Le secteur industriel représente le plus grand volume de radioactivité artificielle produite en réacteur. Pour des raisons de sécurité publique, la tendance est à remplacer, partout où c'est possible, les techniques industrielles à base de sources radioactives pour limiter le risque d'utilisations malveillantes.

### L'utilisation des radionucléides artificiels dans le secteur médical

Les applications médicales des RA recouvrent deux domaines : le diagnostic et la thérapie. En France, plus de 200 hôpitaux sont équipés d'un service de médecine nucléaire, dont les RA constituent le produit de base.

#### Techniques de diagnostic

L'imagerie nucléaire permet d'obtenir des informations sur le fonctionnement de nombreux organes. C'est une technique non invasive qui vient en complément des rayons X ou de l'imagerie par résonance magnétique, qui fournissent surtout des images anatomiques. L'imagerie nucléaire s'applique à de très nombreuses pathologies : cancer, troubles cardiovasculaires et cérébraux, pathologies osseuses, maladies infectieuses...

Principaux isotopes : **Tc 99m, I 131, Xe 133, H 3, C 14, Ru 97, I 125.**

80 % des examens sont effectués à l'aide de Tc 99m. Cet isotope émetteur  $\gamma$  de 140 KeV, d'une période de six heures, est issu de la décroissance du Mo 99. Les valences chimiques du molybdène permettent de l'incorporer à de nombreuses molécules « vecteurs ». Ces molécules sont administrées *in vivo* ; le rayon  $\gamma$  est détecté par une caméra TEMP (ou SPECT<sup>1</sup>) et permet une localisation précise de la pathologie à 1 mm près (fig. 16). L'intérêt du Tc 99m, qui disparaît rapidement, est de délivrer une dose de rayonnement faible au patient.

Pour ces examens, les services de médecine nucléaire disposent de générateurs Mo 99 – Tc 99m utilisables une semaine environ (la période du Mo 99 et de soixante-six heures).

On dénombre annuellement plus de 25 millions d'examen Tc 99m dans le monde (1 million, en France).

La production de Mo 99 à grande échelle nécessite trois étapes :

- L'irradiation de cibles d'uranium enrichi en réacteur ;
- la séparation du produit de fission Mo 99 ;
- la purification et le conditionnement en générateurs Mo 99 – Tc 99m.

1. TEMP : tomographie d'émission monophotonique (en anglais, SPECT : Single Photon Emission Computed Tomography).



Fig. 16. Scintigraphie osseuse au Tc 99m.

Début 2011, cinq réacteurs de recherche de forte puissance dans le monde, dont OSIRIS, à Saclay, fournissent plus de 95 % du Mo 99 utilisé dans le monde. Un sixième réacteur, en Australie, doit débiter une production. L'ensemble des techniques alternatives de production du Mo 99, par exemple capture neutronique sur Mo 98, contribuent marginalement aux besoins mondiaux et sont surtout utilisables à l'échelle locale.

#### Applications thérapeutiques

Il s'agit du traitement de certaines maladies à l'aide de médicaments dits « radiopharmaceutiques » ou de thérapies ciblées qui utilisent la propriété ionisante des rayonnements  $\beta$  et  $\gamma$ .

$\beta$  : synovite, resténose (pathologie artérielle), soins palliatifs (cancers osseux)... Principaux isotopes : **Y 90, Sr 90, Re 186, Er 169, Cu 64, Sm 153.**

$\gamma$  : cancers. Principaux isotopes : **Co 60, Ir 192** (utilisés sous forme de sources scellées).

#### L'avenir des radionucléides artificiels

L'utilisation des RA à grande échelle dans les domaines industriels et médicaux s'est développée depuis une cinquantaine d'années, grâce à la mise à disposition de réacteurs de recherche financés et exploités par les organismes publics. Par ailleurs, divers programmes de recherche utilisent des RA ou nécessitent d'en développer de nouveaux selon les propriétés désirées (type de rayonnement et énergie). Le besoin de production des RA en réacteur à usage industriel et médical restera soutenu, tant que des méthodes alternatives ne pourront les remplacer avec la même efficacité.

Dans le domaine médical, les thérapies par utilisation des rayonnements restent indispensables dans certains domaines (oncologie) où elles complètent d'autres soins. Pour le diagnostic, les perspectives du besoin en Tc 99m sont en augmentation dans le monde entier. Des techniques alternatives d'imagerie existent, telles que la tomographie par émission de positons (TEP), qui nécessitent un cyclotron, mais, à l'heure actuelle, ces techniques, à service égal, sont beaucoup plus coûteuses.

Compte tenu de la situation des principaux réacteurs produisant actuellement du Mo 99, tous âgés de plus de 40 ans, des risques de pénurie prolongée sont à prévoir dans les années à venir. L'émergence de techniques alternatives aux réacteurs prendra au moins plusieurs années : la question de la construction de nouveaux réacteurs principalement dédiés à la production de Mo 99 est donc posée aux pouvoirs publics.

#### L'analyse par activation neutronique

Cette application est basée sur la mesure des rayonnements émis par les radionucléides formés par bombardement neutronique dans un échantillon quelconque de matière. Elle permet de déterminer avec exactitude la composition de l'échantillon, et cela pour des traces infimes d'éléments, inférieures au microgramme par gramme. La mise en œuvre de cette technique est relativement simple ; elle est réalisée dans bon nombre de réacteurs expérimentaux.

#### L'activation neutronique : un outil puissant pour la détection des traces

L'analyse par activation neutronique (NAA) est un outil puissant de contrôle non destructif pour la mesure de traces dans des échantillons solides ou liquides, issus de l'environnement, de l'agro-alimentaire, de la métallurgie, de l'électronique, de la pharmacologie... La NAA est basée sur la mesure des rayonnements (gamma, le plus souvent, mais aussi parfois bêta, émis par les radionucléides formés par bombardement neutronique (fig. 17).

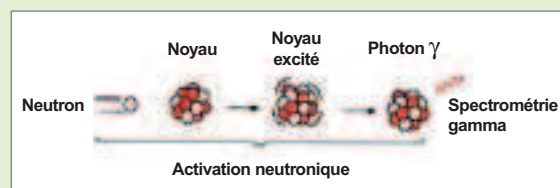


Fig. 17. Le principe de la réaction d'activation neutronique.

La NAA consiste à placer chaque échantillon, avec des échantillons de référence, dans une enveloppe en polyéthylène ultrapure, puis à placer cette enveloppe dans une navette d'irradiation en polyéthylène pour un temps déterminé en fonction des demi-vies des radionucléides, des considérations radiologiques, donc de la composition de l'échantillon. La navette est irradiée et les éléments inclus dans les échantillons réagissent par capture neutronique donnant naissance à des radio-isotopes. L'énergie émise par le radionucléide par décroissance radioactive, et mesurée par spectrométrie  $\gamma$ , indique de quel élément le radio-isotope produit est issu, et l'intensité de la radiation à cette énergie donnée est directement proportionnelle à la quantité de cet élément.

Initialement, la NAA était utilisée conjointement avec des traitements chimiques des échantillons, mais grâce aux progrès de la spectrométrie  $\gamma$ , il est devenu possible de réaliser la plupart des analyses élémentaires sans aucun traitement chimique. C'est pourquoi, on parle plutôt de NAA Instrumentale que de NAA radiochimique.

Le principal avantage de la NAA pour les matrices complexes est que la technique peut être rendue hautement sélective. En effet, lors de l'irradiation, le radio-isotope est produit selon un

rendement décrit par l'équation d'activation et décroît selon un rendement de décroissance lié à sa période. Après un temps  $t$  écoulé depuis la fin de l'irradiation, la radioactivité mesurée est [1, 2] :

$$A = \frac{M C_A \theta N \Phi \sigma_{AB} (1 - e^{-\lambda t})}{M e^{\lambda t}}$$

- $M$  masse de l'échantillon irradié
- $C_A$  concentration massique de l'élément
- $\theta$  teneur isotopique en atome
- $\Phi$  flux de neutrons (nombre de particules par unité de surface et de temps)
- $N$  nombre d'Avogadro ( $N = 6,023 \times 10^{23} \text{ mol}^{-1}$ )
- $\sigma_{AB}$  **section efficace\*** de capture de neutron (ou intégrale de résonance dans un flux **épithermique\***)
- $\lambda$  constante de désintégration du radio-isotope
- $t$  temps d'irradiation
- $M$  masse atomique de l'élément

Le flux et l'énergie des neutrons peuvent varier. Plus le flux de neutrons est important, plus les interactions augmentent. Les éléments ayant une section efficace de capture neutronique élevée dans le domaine d'énergie thermique sont très sensibles dans un flux thermique, alors que ceux dont l'**intégrale de résonance\*** est élevée sont plus sensibles dans un flux d'énergie épithermique. Avec différents canaux dans deux types de réacteurs (tableau 1), le CEA Saclay offre une large gamme d'irradiations possibles selon l'échantillon à analyser. La majorité des applications de la NAA utilise la réaction  $(n, \gamma)$ , à cause des meilleures sensibilités obtenues généralement par rapport aux réactions  $(n, p)$ ,  $(n, \alpha)$  ou  $(n, 2n)$  qui ont un seuil d'énergie et qui ne se produisent normalement qu'avec des neutrons rapides. Certains éléments traces ou mineurs (i.e., P, S, B, Be, Cd) ne sont pas mesurables par la NAA aux neutrons thermiques. Par exemple, pour l'analyse d'échantillons biologiques, certains produits de réactions  $(n, \gamma)$  n'émettent pas de raies  $\gamma$  (i.e. S 35, P 32, Ca 45), ou les périodes des radio-isotopes produits sont trop courtes ( $< 1 \text{ s}$ ) ou excessivement longues (400 ans) pour une mesure précise en sensible, ou la section efficace  $\sigma$  de la réaction est trop faible. La limite de détection obtenue en utilisant une réaction  $(n, \gamma)$  spécifique est aussi très influencée par la composition de l'échantillon, car la raie  $\gamma$  mesurée est superposée au front Compton qui résulte de la diffusion inélastique dans le détecteur des raies  $\gamma$  provenant de l'ensemble des radio-isotopes (p. ex. :  $^{28}\text{Na}$ ,  $^{42}\text{K}$ ,  $^{36}\text{Cl}$ ) de l'échantillon. Dans la NAA épithermique, l'échantillon est irradié dans une capsule d'irradiation qui filtre les neutrons thermiques

(tels que le Cd métal ou le B, sous forme de carbure nitrure), de façon à augmenter la sensibilité. Ainsi, un radio-isotope produit par une réaction  $(n, \gamma)$  ayant une intégrale de résonance élevée devant sa section efficace de capture de neutrons thermiques peut être mesurée avec une meilleure limite de détection.

De surcroît, le temps d'irradiation peut lui aussi varier pour améliorer le rendement d'activation de certains éléments ayant des indicateurs radio-isotopiques de courtes ou longues périodes. Pour l'aluminium ou le sélénium, par exemple, les concentrations sont obtenues après quelques minutes. Pour d'autres éléments, un temps de décroissance entre l'irradiation et la mesure de quelques semaines peut être nécessaire. Les différences de périodes des radio-isotopes produits peuvent être exploitées pour différencier les produits analysés dans la matrice de l'échantillon.

Environ 67 éléments peuvent être déterminés à des concentrations de l'ordre de la partie par milliard (ppb), avec une incertitude inférieure à 5 % et une reproductibilité meilleure que 1,5 % pour des échantillons variant de 100 mg à quelques grammes. Trente éléments peuvent être analysés simultanément, sans séparation chimique, quelle que soit la matrice.

Si la sensibilité pour les éléments mineurs et traces dans un grand nombre de matrices, ainsi que la réponse multiélémentaire de l'activation neutronique, sont désormais comparables avec d'autres méthodes spectroscopiques (l'**AAS\***, l'**ICP-MS\*** et même la **TR-XRF\***), la NAA reste intéressante, du fait de son caractère d'autocontrôle et de son adaptation facile à de nombreuses types d'échantillons. [4]. Elle est très utile pour l'analyse d'éléments volatils, halogènes ou éléments « difficiles » comme Au, As et Se, mais certains éléments d'intérêt comme Pb, Nb, Y sont mieux déterminés par d'autres techniques.

L'inventaire des applications de la NAA est très large, mais des tendances peuvent être identifiées. Au-delà des applications historiques (géologie, archéologie), c'est au tour des sciences de l'environnement (pollution de l'air, alimentation, matériaux, inorganiques, eau) d'utiliser largement la NAA pour l'analyse d'échantillons, au travers de programmes de banques de données environnementales ou de biomédecine (traceurs de tissus, corrosion des implants), (fig. 18). L'analyse de matériaux technologiques ultra-purs comme les catalyseurs, ou les semi-conducteurs (Si, C pour le photovoltaïque) a besoin de la précision de la NAA. Actuellement, la NAA est utilisée pour l'expertise médico-légale, l'industrie pharmaceutique ou le contrôle sanitaire, en raison de sa rapidité.

Tableau 3

**Valeurs des flux de neutrons ( $\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ) dans les canaux des réacteurs OSIRIS et ORPHÉE (CEA/Saclay) [3]**

Réacteurs	OSIRIS		ORPHÉE		
	H <sub>1</sub>	H <sub>2</sub>	P <sub>1</sub> and P <sub>2</sub>	P <sub>3</sub>	P <sub>4</sub>
Neutrons thermiques (E = 0,025 eV)	0,77 x 10 <sup>14</sup>	1,2 x 10 <sup>14</sup>	1,23 x 10 <sup>13</sup>	1,65 x 10 <sup>13</sup>	2,5 x 10 <sup>13</sup>
Neutrons épithermiques (E > 0,1 eV)	1,9 x 10 <sup>12</sup>	4 x 10 <sup>12</sup>	6,15 x 10 <sup>9</sup>	8,25 x 10 <sup>9</sup>	4,5 x 10 <sup>10</sup>
Neutrons rapides (E > 0,5 eV)	9,6 x 10 <sup>12</sup>	2,3 x 10 <sup>13</sup>	3,5 x 10 <sup>9</sup>	8,2 x 10 <sup>9</sup>	1,2 x 10 <sup>10</sup>

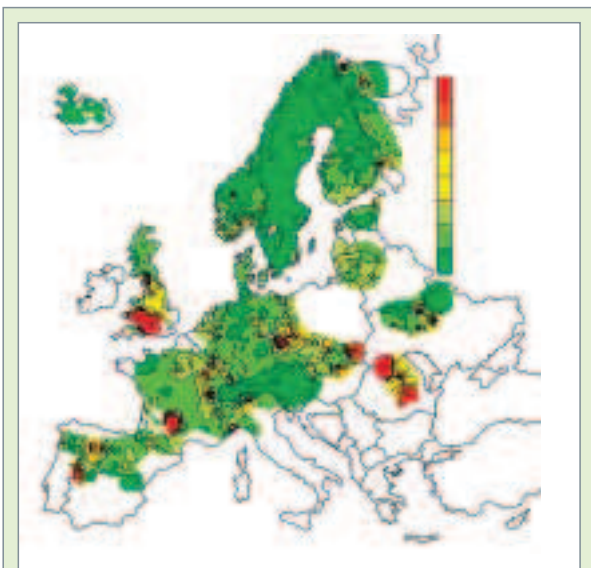


Fig. 18. Un exemple d'application de l'analyse par activation neutronique : l'établissement de la carte des iso-concentrations en arsenic (mg/g) analysées dans les mousses, en Europe (activation dans le réacteur ORPHÉE, à Saclay).

### La neutronographie

Il s'agit d'une technique analogue à la radiographie, mais qui met à profit la propriété des neutrons d'être arrêtés par des noyaux légers (hydrogène, bore, lithium...), ce qui permet de « voir » les éléments légers, au travers de matériaux lourds faisant écran (fig. 19).

La neutronographie est mise en œuvre dans les réacteurs expérimentaux pour obtenir des informations sur les échantillons des programmes de qualification de composants, mais également pour réaliser des contrôles non destructifs, à l'échelle industrielle.



Fig. 19. Un exemple de neutronographie (à gauche) et de radiographie X (à droite) d'un appareil photographique. Les deux techniques sont presque idéalement complémentaires. Alors que la radiographie X permet de voir les atomes lourds, la neutronographie permet de voir les atomes les plus légers, comme l'hydrogène, omniprésents dans les objets qui nous entourent (plastique...).

### La production de silicium dopé

L'irradiation de lingots monocristallins de silicium modifie la structure de ce matériau et le rend semi-conducteur ; le silicium ainsi « dopé » est utilisé en électronique industrielle pour les produits de haute qualité, notamment dans l'industrie automobile.

#### Le dopage du silicium à l'aide de neutrons

##### La découverte et le principe

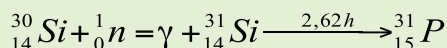
Le silicium, métalloïde semi-conducteur, est utilisé en électronique pour la fabrication de composants actifs ou de détecteurs. Pour ces applications, il est souvent utilisé sous une forme « dopée », par incorporation de quelques parties par million d'un élément chimique : bore (type P : accepteur d'électrons) ou phosphore (type N : donneur d'électrons). On obtient un résultat similaire à un dopage, en irradiant le silicium par des neutrons. Le procédé de dopage par des neutrons a été signalé, en premier, par LARK-HOROVITZ, en 1951, mais son utilisation à cette date était limitée à un petit nombre de projets de recherche et à la production de silicium de très grande résistivité destiné aux détecteurs de particules nucléaires. Le procédé a été développé sur une base industrielle, dans les années 70, au Danemark (Risø), puis en Grande-Bretagne (Harwell).

##### Le dopage du silicium monocristallin

Pour le silicium de qualité courante utilisé en basse tension, le dopage est effectué dans un four à vide dans lequel se diffuse un gaz chargé de phosphore ou de bore, au cours du processus de fabrication. La qualité de dopage obtenue par ces méthodes est généralement insuffisante, dès lors que de forts courants et tensions traversent les composants électroniques de puissance (tableau 4) : il y a risque de claquage. Il est nécessaire de recourir au dopage du silicium par transmutation neutronique (NTD). Cette méthode permet de créer une impureté, le phosphore qui agit comme donneur d'électrons, de manière particulièrement homogène au sein du silicium (fig. 20).

##### Le principe du dopage par transmutation neutronique

Le silicium comprend trois isotopes naturels Si 28 (92,2 %), Si 29 (4,7 %) et Si 30 (3,1 %). Sous irradiation, par capture d'un neutron thermique, un atome de Si 30 devient Si 31 instable qui se désintègre en un atome P 31 stable, après émission d'une particule b- (période radioactive de 2,62 heures). Il y a eu transmutation de silicium en phosphore.



Seule une faible partie des atomes Si 30 – de l'ordre de 1 à 10 ppm – a besoin d'être transmutée pour produire une gamme de résistivités visée (tableau 5). En pratique, les indus-

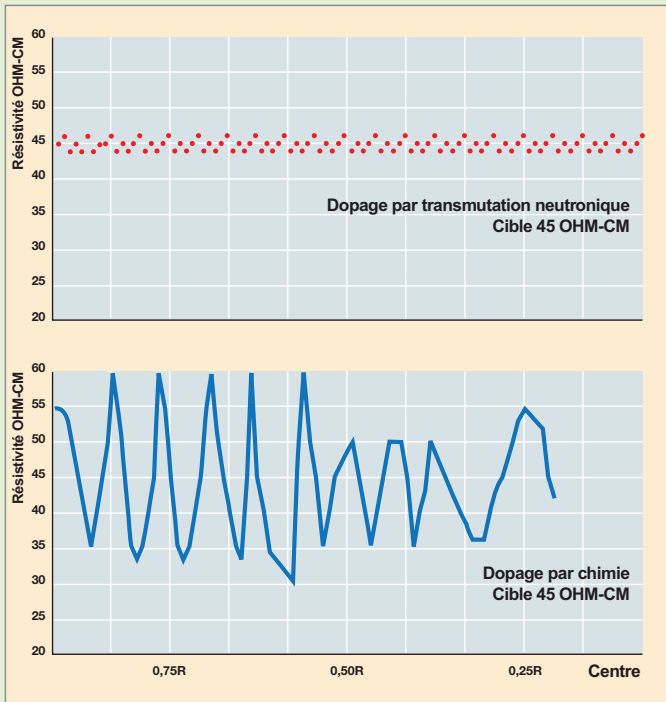


Fig. 20. Variation de résistivité radiale, après dopage neutronique ou chimique.

triels expédient des barreaux de silicium monocristallin de 4 à 8 pouces de diamètre (fig. 21) auprès des réacteurs. Deux types de dispositifs d'irradiation sont utilisés pour assurer l'homogénéité du dopage, tout en s'adaptant aux caractéristiques de chaque réacteur :



Fig. 21. Lingots de silicium.

- Dispositifs rotatifs équipés d'un aplatisseur de flux axial ;
- dispositifs rotatifs et à translation axiale.

Selon les réacteurs et les doses, les durées d'irradiation peuvent varier de quelques heures à quelques jours. Après deux jours de décroissance de radioactivité résiduelle, les barreaux de silicium sont de nouveau manipulables et retournés au client pour une opération

préalable de recuit destiné à réparer certains dommages causés au réseau cristallin par le procédé d'irradiation, puis sont sciés, rodés, gravés, polis et débités en plaquettes.

Le barreau de silicium ultra-pur demeure le seul produit industriel qui, après passage dans un réacteur nucléaire, repart chez le producteur dans son carton d'origine !...

## L'utilisation du silicium NTD dans l'industrie

Le silicium et ses applications en micro-électronique font partie de notre vie quotidienne : téléphone cellulaire, carte à puce, micro-ordinateurs, etc. On sait moins souvent que le silicium est également utilisé pour le fonctionnement des appareils domestiques soumis à des tensions et ampérages plus élevés : électroménager, systèmes de climatisation à programmation numérique, ascenseurs, etc., qui nécessitent du silicium NTD. Mais c'est surtout le développement des moteurs électriques à forte puissance qui alimente la demande : trains, tramways, véhicules hybrides ou tout-électrique (fig. 22).

En 2011, une douzaine de réacteurs de recherche sont équipés (tableau 6) pour assurer la demande mondiale estimée à environ 150 tonnes par an. Quatre « fondeurs » de silicium, trois au Japon et un en Europe, se partagent le marché du silicium NTD. Les spectres de neutrons thermalisés sont les plus recherchés pour leur qualité de dopage.

Tableau 4

### Silicium NTD : composants électroniques de puissance

Composant de puissance	Application typique
<b>MOSFET</b>	Alimentations pour micro-ordinateurs, téléviseurs, équipements Hi-Fi, commandes pour automobiles, etc.
<b>IGBT</b>	Onduleurs et commandes pour ascenseurs (circuits convertisseurs / inverseurs), moteurs industriels (commandes d'inverseur), climatiseurs, etc.
<b>Thyristors blocables et redresseurs</b>	Onduleurs et commandes pour traction électrique (inverseurs), moteurs industriels (convertisseurs), etc., et réseaux de distribution d'énergie, etc.

Tableau 5

### Bandes de résistivité pour composants électroniques

Résistivité (ohm.cm)	Composants
<b>15 à 40</b>	Transistors de puissance Diodes pour l'automobile Thyristors basse tension Piles de diodes
<b>40 à 100</b>	Circuits à couplage de charge Redresseurs commandés au silicium Redresseurs Diodes à avalanche Transistors bipolaires à grille isolée
<b>100 à 1 000</b>	Thyristors de grande puissance Diodes de puissance
<b>5 000 à 20 000</b>	Détecteurs nucléaires

Tableau 6

Principaux réacteurs utilisés pour le dopage du silicium (2009)			
D2O / Graphite		H <sub>2</sub> O	
Australie	OPAL	Belgique	BR 2
Japon	JRR 3M	Pays-Bas	HFR
Norvège	JEEP 2	États-Unis	MURR
France	ORPHÉE	France	OSIRIS
États-Unis	MIT	Afrique du Sud	SAFARI 1
Corée	HANARO	Pologne	MARIA
Allemagne	FRM II		
Belgique	BR 2		

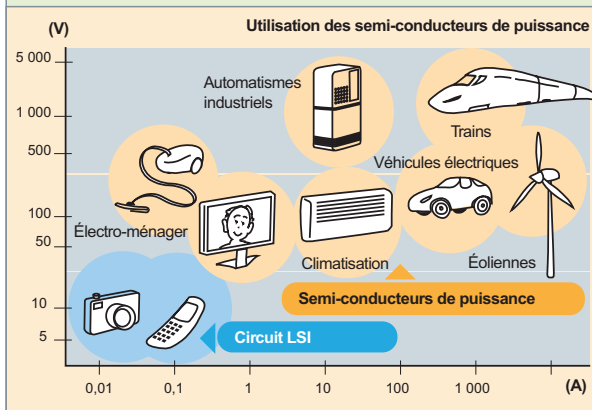


Fig. 22. Panorama des utilisations potentielles du silicium dopé dans les semi-conducteurs de puissance.

En définitive, les multiples utilisations concernant le développement de l'électronucléaire montrent bien le rôle fondamental et indispensable qu'ont joué, et que jouent aujourd'hui, les réacteurs expérimentaux. Au-delà du nucléaire, les réacteurs expérimentaux donnent lieu à des activités qui, de nos jours, font partie intégrante de notre environnement scientifique, industriel et social.

**André CHABRE,**

*Direction de l'énergie nucléaire*

**Clarisse MARIET, Alain MENELLE,**

*Direction des sciences de la matière, institut rayonnement et matière de Saclay*

**Xavier BRAVO,**

*Direction de l'innovation et du soutien nucléaire*

**Alain ALBERMAN,**

*Département des réacteurs et services nucléaires*

**Joseph SAFIEH**

*Institut des sciences et techniques nucléaires*

**et Philippe JUCKER**

*Direction des applications militaires, service technique mixte des chaufferies nucléaires de propulsion navale*

## ► Références

[1] K.H. LIESER, « *Nuclear and Radiochemistry, Fundamentals and Applications* », Wiley & sons (1997).

[2] S.J. PARRY, « *Activation Spectrometry in Chemical Analysis* », vol. 119, in *Chemical Analysis*, Wiley & sons (1991).

[3] G. REVEL, « *Analyse par activation* », *Techniques de l'ingénieur, traité Analyse et caractérisation*, p. 2-565.

[4] *Use of Research Reactors for Neutron Activation Analysis*, IAEA-TECDOC-1215 (2001).

## ► Bibliographie

Revue *RGN*, numéro hors-série, mai-juin 1994.

NIGON (J.-L.), *Techniques de l'ingénieur*, Génie nucléaire, théorie des réacteurs nucléaires (B3016).

Id., *Techniques de l'ingénieur*. Génie énergétique. Réacteurs de recherche et d'essais de matériaux.

Tableau 7

Les réacteurs de recherche au CEA										
	Puissance (MWth)	Année de mise en service	Combustible et type de réacteur	Applications concernées						
				Enseignement	Données nucléaires	Diffraction neutronique	Irradiation de matériaux ou de composants	Qualification		Production
								Neutronique cœurs	Sûreté	Isotopes
<b>Maquettes critiques pour l'étude de la physique des cœurs et de la neutronique</b>										
<b>ÉOLE</b> (Cadarache)	0,0001	1965	UAI Piscine		●			● (REL)		
<b>MINERVE</b> (Cadarache)	0,0001	1959	UAI Piscine	●	●			● (RELet RNR)		
<b>MASURCA</b> (Cadarache)	0,5	1966	(U, Pu)O <sub>2</sub> Pile en air		●			● (RNR)		
<b>ISIS</b> (Saclay)	0,7	1966	U <sub>3</sub> Si <sub>2</sub> Al <sub>3</sub> piscine	●				● (OSIRIS)		
<b>AZUR</b> (Cadarache)	0,0001	1962	U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> piscine	●				●		
<b>Réacteurs d'irradiation technologique</b>										
<b>OSIRIS</b> (Saclay)	70	1966	U <sub>3</sub> Si <sub>2</sub> Al <sub>3</sub> piscine				●			●
<b>RJH</b> (Cadarache)	100	2014	U <sub>3</sub> Si <sub>2</sub> Al <sub>3</sub> piscine				●		●	●
<b>Réacteurs d'essais et prototypes</b>										
<b>RES</b> (Cadarache)	100	2013	U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> pressurisé				●	●	●	●
<b>Réacteurs pour l'étude de situations accidentelles et de sûreté</b>										
<b>CABRI</b> (Cadarache)	25 (régime permanent) 20 000 (régime pulsé)	1963	UO <sub>2</sub> piscine						● (accidents de réactivité)	
<b>PHÉBUS</b> (Cadarache)	38	1977	UO <sub>2</sub> piscine						● (Accidents de caloporteur)	
<b>Réacteurs pour la recherche fondamentale</b>										
<b>ORPHÉE</b> (Saclay)	14	1980	UAI/H <sub>2</sub> O-D <sub>2</sub> O Piscine			●				

## Historique des réacteurs de recherche français

### En 1948, naît ZOÉ, la première pile atomique française

Dès le lancement, à la fin de la Seconde Guerre mondiale, des premiers programmes de recherche pour l'application de l'énergie nucléaire à des fins civiles et militaires, les physiciens français ont eu conscience qu'ils ne pourraient pas avancer sans disposer d'un réacteur de recherche permettant, d'une part, de comprendre et maîtriser les phénomènes physiques qui régissent le comportement des neutrons et des matériaux sous irradiation, et, d'autre part, de produire en quantité significative les éléments radioactifs nécessaires à leur recherche. C'est ainsi que le 15 décembre 1948 divergeait, à Fontenay-aux-Roses, la première pile atomique française, **ZOÉ** (fig. 23).

D'une puissance qui allait atteindre progressivement 150 kWth, **ZOÉ** partageait ses jours entre des périodes de fonctionnement en puissance pour les études d'irradiation de matériaux et la production de radionucléides, et des périodes de fonctionnement à très faible puissance pour permettre aux physiciens de mesurer les propriétés neutroniques des matériaux constitutifs des « piles\* » de l'époque (graphite, absorbeurs de contrôle, matériaux de structure...).

C'est ainsi que très vite apparut la nécessité de disposer d'outils spécialisés en fonction des applications auxquelles on les destinait :

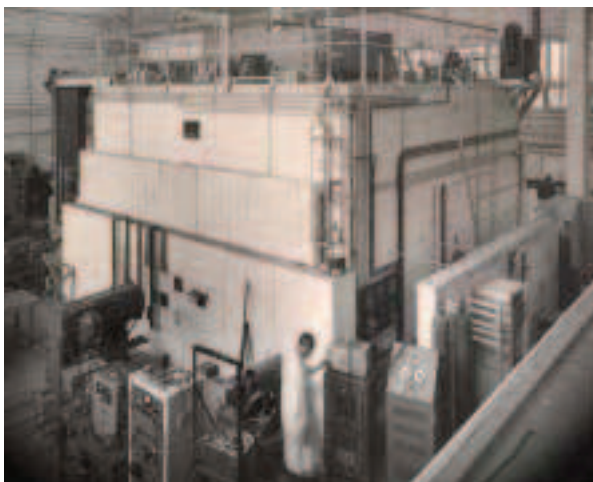


Fig. 23. ZOÉ, la première pile atomique française, sur le site de Fontenay-aux-Roses.

- **Maquettes critiques pour les études neutroniques**, caractérisées par une grande souplesse d'exploitation, des facilités d'accès pour les mesures, l'évolutivité de leur géométrie et une puissance quasi nulle, de façon à éviter les contraintes d'activation des structures et l'usure du combustible ;
- **Réacteurs d'irradiation**, de puissance significative (quelques dizaines de MWth), destinés aux études des effets de l'irradiation sur les combustibles nucléaires et les matériaux de structure, ainsi qu'à la production de radioéléments destinés à la médecine et à l'industrie. Très rapidement, la conception de ces réacteurs converge vers le type « piscine » permettant de concilier refroidissement du cœur et souplesse d'exploitation et d'expérimentation ;
- **Réacteurs d'essais de sûreté** permettant l'étude des conséquences de situations accidentelles vis-à-vis des éléments combustibles et du relâchement des radionucléides. Afin de pouvoir simuler ces situations, c'est, dès le départ, le concept de cœur couplé, permettant de déposer sur l'élément expérimental une quantité d'énergie élevée, qui deviendra la référence ;
- **Réacteurs prototypes ou démonstrateurs industriels** d'une puissance de quelques dizaines à plusieurs centaines de MWth et destinés à valider les options technologiques, les conditions de fonctionnement et les caractéristiques de sûreté d'une filière de réacteurs avant la construction de la première centrale de puissance.

### Les années 50 ou l'étude des premières filières de réacteurs

Dans les années 50, les principales préoccupations des physiciens du Commissariat à l'énergie atomique étaient orientées dans trois directions :

- Améliorer la connaissance des données nucléaires pour la filière des réacteurs à uranium naturel (avec modérateur eau lourde ou graphite), seule filière industrielle accessible au pays, tant que nous ne disposerions pas des capacités d'enrichissement de l'uranium permettant de « détendre » le bilan en réactivité des cœurs. C'était le but principal des mesures de réactivité et des études de réseaux effectuées sur les réacteurs **ZOÉ**, à Fontenay-aux-Roses, et **AQUILON**, à Saclay (fig. 24) ;





Fig. 24. AQUILON, maquette critique destinée à la qualification des réacteurs à propulsion nucléaire.

- développer au plus vite un type de réacteur apte à propulser nos sous-marins nucléaires. Ce fut également l'objectif d'**AQUILON**, tout d'abord, et, à partir de 1959, de l'expérience critique **ALIZÉE**, à Saclay (constituée de barreaux d'uranium enrichi et modérée à l'eau légère) ;
- débiter les études d'une filière de réacteurs de type « homogène » (c'est à dire avec un combustible sous forme liquide) qui apparaissait, à l'époque, comme une des solutions les plus prometteuses, en particulier au regard du problème du traitement du combustible usé. C'était l'objectif des expériences sur **PROSERPINE**, qui a divergé en mars 1958, à Saclay. Les études portaient principalement sur la détermination des paramètres cinétiques de systèmes très réactifs (base des études de sûreté-criticité), mais également sur la recherche de masses critiques minimales (elle détient, d'ailleurs, le record de la plus petite pile au monde, avec 257 g de plutonium et 410 g d'uranium 235). La station de criticité de l'Institut de protection et sûreté nucléaire de Valduc a repris la suite de ces études.

Cette époque est également celle des grands projets futuristes, avec, par exemple, « l'avion atomique » et « la locomotive atomique », qui nécessitaient la réalisation d'un cœur compact dont les premiers concepts ont été étudiés sur l'expérience critique **RUBÉOLE**, utilisant l'oxyde d'uranium faiblement enrichi comme combustible et l'oxyde de béryllium comme modérateur.

Parallèlement, les premiers réacteurs d'irradiation et de recherche technologique voyaient le jour à Saclay avec **EL2** (2,5 MWth), en 1952, suivi d'**EL3** (18 MWth), en 1957. Tous les deux s'appuyaient sur une conception de cœur à uranium très faiblement enrichi, modéré à l'eau lourde.

Durant cette même période, on ne peut oublier le démarrage, à Marcoule, des trois premiers réacteurs de la filière UNGG (combustible en uranium naturel, modéré au graphite et refroidi au Gaz  $\text{CO}_2$ ) : **G1** (divergence en 1956), **G2** (1958) et **G3** (1959), qui, bien que dévolus à une double mission de production des premiers kilowatts d'électricité d'origine nucléaire et de plutonium, se sont révélés des outils indispensables pour le développement et la qualification des combustibles des futurs réacteurs EDF de la filière (fig. 25).

La fin des années 50 constitue un tournant pour nos physiciens qui se rendent compte que l'optimisation des performances neutroniques des réacteurs impose d'abandonner des formulations simplifiées du type de la fameuse formule des quatre facteurs pour calculer le **facteur de multiplication\***  $k_\infty$  et de s'appuyer directement sur les vrais paramètres de base que sont les **sections efficaces\*** des éléments



Fig. 25. Le réacteur plutonigène G2, sur le site de Marcoule.

constitutifs des cœurs. D'autant qu'à cette époque, le centre de Saclay est le berceau de la neutronique expérimentale, fort d'une équipe de pionniers (J. YVON, J. HOROWITZ, G. VENDRYES et J. BOURGEOIS) et grâce aux nombreux réacteurs en fonctionnement sur le site. C'est ainsi que fut décidée la construction de la pile **MINERVE**, qui divergea en 1959 à Fontenay-aux-Roses, et dont l'objectif était la mesure des paramètres neutroniques (**spectres de neutrons\***, **intégrales de résonance\***, effets de **réactivité\***) au moyen des techniques expérimentales développées à cette occasion, comme les chambres à fission miniatures, les détecteurs par activation, la méthode des oscillations qui constituent toujours des méthodes de mesure de référence, aujourd'hui.

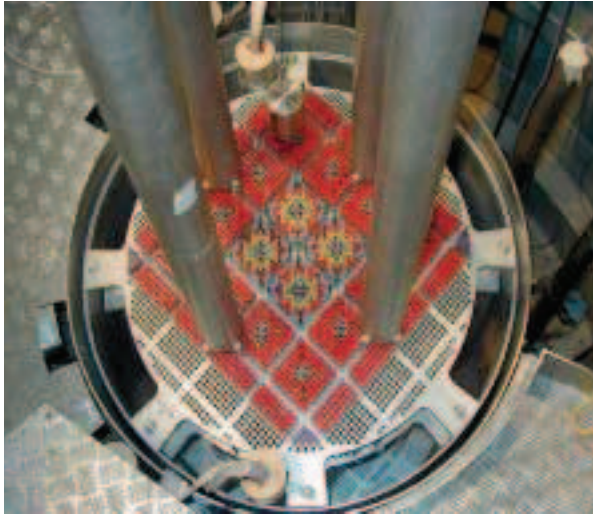


Fig. 26. ÉOLE, maquette critique pour l'étude des cœurs des réacteurs à eau.

## La riche époque des années 60

La première partie des années 60 représente la grande époque française, en matière de construction des réacteurs expérimentaux et de réalisation des expériences critiques. En effet, ces années se situent à la jonction d'une période de besoins très importants avec les développements conjoints de plusieurs filières de réacteurs industriels (**UNGG\***, **réacteurs à eau lourde\***, **réacteurs à neutrons rapides\***, **réacteurs à eau légère\*** pour la propulsion navale), et d'une période où les moyens de calcul et les développements de méthodes étaient encore insuffisants et nécessitaient la réalisation de maquettes critiques de caractéristiques très proches des cœurs de réacteurs industriels. Ainsi, dans la catégorie des **expériences critiques\*** de type « filière », pas moins de six nouvelles maquettes virent le jour entre 1960 et 1965 : **MARIUS** et **CÉSAR** pour la filière graphite-gaz, **HARMONIE** et **MASURCA** pour les neutrons rapides, **ÉOLE** pour les réacteurs à eau lourde (fig. 26), **AZUR** pour les réacteurs de propulsion navale.

Les études des réacteurs de la filière « nationale » de l'époque, la filière UNGG, étaient conduites sur les réacteurs **MARIUS** et **CÉSAR**.

- **MARIUS**, initialement construit sur le site de Marcoule et transféré à Cadarache, en 1965, était destiné, d'une part, aux études neutroniques fondamentales des cœurs modérés au graphite et, d'autre part, aux études paramétriques de réseaux UNGG par la méthode dite « de substitution » consistant à modifier progressivement le réseau d'éléments combustibles, sans changer le cœur du réacteur. La qualification neutronique des composants des futurs réacteurs de puissance y fut également réalisée.

- **CÉSAR**, réacteur conçu pour fonctionner en température, a d'abord été dédié à l'étude des réseaux modérés au graphite, aux températures de fonctionnement des réacteurs de la filière UNGG (étude de réseaux, mesures de coefficients de température et, par oscillations, de combustibles irradiés...) [fig. 27]. Puis, à partir de 1971, **CÉSAR II** s'oriente vers les réseaux hautes températures (cœur à boulets, réseaux prismatiques...), dans le cadre des études de réacteurs à haute température (HTR).

Pour les études sur la filière des réacteurs à neutrons rapides (RNR), Cadarache a vu démarrer quasi simultanément le réacteur source **HARMONIE** et la maquette critique **MASURCA**.

- **HARMONIE** a divergé en 1965. Sa conception originale, avec un noyau mobile en uranium enrichi à 93 % pouvant être sorti des protections, des canaux expérimentaux permettant d'atteindre des spectres de neutrons très variés et la possibilité de réaliser des expériences en mode pulsé, en a fait un moyen d'expérimentation très précieux, en particulier pour la réalisation des premières qualifications neutronique des matériaux de protection des RNR.

- **MASURCA**, qui fait l'objet d'un chapitre particulier de cet ouvrage (voir, *infra*, p. 55-60), a divergé en 1966 et constitue la grande expérience critique de référence pour l'étude des réseaux à neutrons rapides (fig. 28). Sa taille, permettant la réalisation de cœur contenant jusqu'à 2 t de plutonium, en fait un outil de référence pour l'étude des phénomènes spatiaux et la qualification des paramètres « projet » des futures prototypes de réacteurs de la filière RNR, comme PHÉNIX et SUPERPHÉNIX.

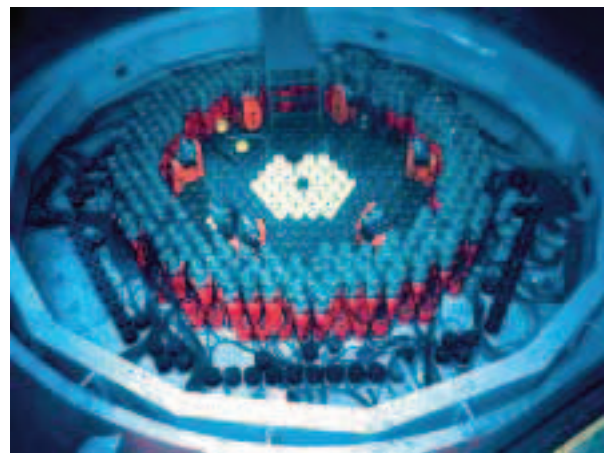


Fig. 27. CÉSAR, maquette critique pour l'étude des réacteurs graphite-gaz.

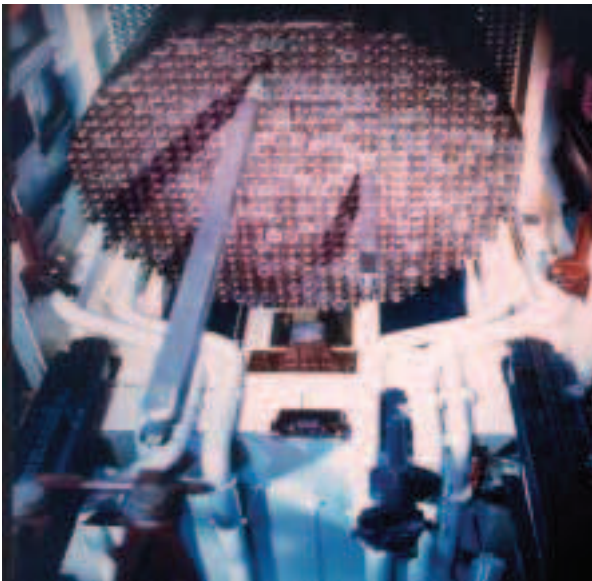


Fig. 28. MASURCA, maquette critique pour l'étude des réacteurs à neutrons rapides.

À ces réalisations de maquettes critiques dédiées « filière », il faut également ajouter les maquettes critiques destinées à valider les cœurs de nos réacteurs d'irradiation, comme **PEGGY** pour PÉGASE, **SILOETTE** pour SILOÉ, **ISIS** pour OSIRIS, ainsi que d'autres réalisations plus spécifiques telles que **ALECTO**, à Saclay, pour les premières études de criticité, **RACHEL**, à Valduc, expérience critique à neutrons rapides, avec des objectifs très militaires, **NÉRÉIDE** pour les études de protection, à Fontenay-aux-Roses, et, enfin, **ULYSSE**, à Saclay, à des fins d'enseignement.

La **divergence\*** de **MASURCA**, en 1966, a marqué la fin de cette grande époque de construction de maquettes critiques, et cela, en grande partie, parce que le développement des méthodes de calcul et les performances numériques des codes rendaient désormais possible l'extrapolation des résultats obtenus sur des réseaux de petite taille à la prédiction des caractéristiques neutroniques des cœurs de réacteurs de puissance.

Du point de vue des **réacteurs d'irradiation**, la mise à disposition par les États-Unis, dès la fin des années 50, d'uranium fortement enrichi à plus de 90 % en U 235 va permettre de pallier la grande faiblesse des réacteurs à eau lourde dont le niveau de flux en neutrons rapides s'avérait insuffisant pour étudier les dommages sur les matériaux de structure. C'est ainsi qu'apparaissent, sur le modèle américain, les premiers réacteurs de recherche très compacts et très souples de type piscine dénommés « MTR » (*Material Test Reactor*). Ce fut d'abord **MÉLUSINE** (8 MWth) en 1958, à Grenoble, puis **TRITON** (6,5 MWth) en 1959, à Fontenay-aux-Roses.

L'explosion des besoins d'irradiation conduit alors au lancement de trois réacteurs piscines de conception purement française et de puissance significativement plus élevée : **PÉGASE** (30 MWth), qui a divergé en 1963, à Cadarache, avec, pour objectif, le test en vraie grandeur des éléments combustibles de la filière graphite-gaz ; **SILOÉ** (35 MWth), dont la divergence a eu lieu la même année sur le site de Grenoble et qui s'est révélé, grâce à ses moyens lourds associés (cellules de démantèlement, laboratoire chaud) un outil remarquable pour l'étude des propriétés des combustibles sous irradiation), jusqu'à son arrêt, à la fin de 1997 ; **OSIRIS**, enfin (70 MWth), qui a démarré en 1966 à Saclay, toujours en fonctionnement aujourd'hui (fig. 29), et qui restera l'outil de base pour le développement des combustibles des réacteurs à eau sous pression du parc EDF, jusqu'à l'horizon 2015, où le réacteur Jules Horowitz prendra sa suite sur le site de Cadarache.



Fig. 29. Vue de dessus du réacteur piscine OSIRIS, destiné à l'irradiation des matériaux et des combustibles.

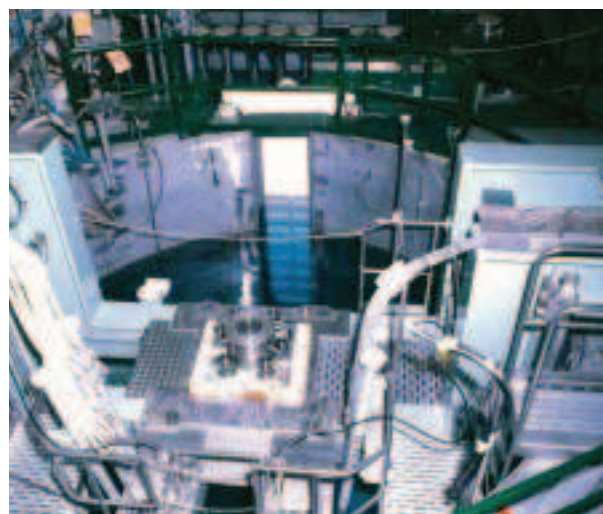


Fig. 30. CABRI, réacteur de recherche dédié aux études de sûreté.

Cette période voit également le démarrage, la même année 1963, à Cadarache, de deux nouveaux outils qui tiendront une place très importante dans la recherche française sur les réacteurs. Tout d'abord **RAPSODIE** (25 puis 40 MWth), **premier réacteur de recherche à neutrons rapides** utilisant du combustible au plutonium et le sodium liquide comme réfrigérant ; puis, en fin d'année, **CABRI** (42 MWth), **premier réacteur dédié aux essais de sûreté** (pour les accidents de refroidissement des RNR, au départ, et les accidents de réactivité des REP, ensuite) [fig. 30].

## Les grandes réalisations des années 70

Les années 70 voient les dernières constructions de réacteurs expérimentaux du  $xx^e$  siècle, avec trois réalisations de taille significative et dont l'apport scientifique et technique s'avérera déterminant dans les trois domaines suivants :

- Celui des études sur les neutrons rapides, avec **PHÉNIX** (560 MWth, 250 MWe) qui diverge en 1973 à Marcoule et qui, tout en étant le premier prototype électrogène de réacteurs à neutrons rapides, a constitué, jusqu'à son arrêt programmé fin 2009, le moyen d'irradiation de base pour ce type de spectre (fig. 31). Ainsi, en trente-cinq ans de fonctionnement, plus de 200 irradiations y ont été réalisées et ont permis, en premier lieu, des progrès remarquables sur les éléments combustibles de la filière, avec un gain de plus d'un



Fig. 31. PHÉNIX, réacteur de recherche à neutrons rapides.

facteur 2 sur leur **taux de combustion\*** maximal (avec un record à 144 000 MW.j/t, soit presque trois fois plus que dans un réacteur à eau actuel), ainsi que la démonstration de la capacité de ce type de réacteur à incinérer par transmutation les radionucléides à vie longue ;

- Celui de la sûreté, avec **PHÉBUS** (40 MWth), qui démarre en 1978 sur le site de Cadarache et qui a constitué, jusqu'à son arrêt fin 2007, l'outil de référence mondial pour les études d'accident de refroidissement des REP, avec fusion du combustible et simulation du relâchement des produits de fission dans le cœur et l'enceinte ;
- Celui des réacteurs de propulsion navale, avec la **CAP** (Chaudière Avancée Prototype), qui diverge en 1975 et assure la qualification technologique de tous les combustibles des réacteurs embarqués de la marine nationale. Après avoir, pendant quelques années, assuré la qualification des combustibles MOX (oxyde mixte d'uranium et plutonium) pour les réacteurs à eau sous pression du parc nucléaire français, la **CAP** a repris les essais pour la propulsion navale, sous une configuration aux performances améliorées appelée « **RNG** » (Réacteur nouvelle génération) dont l'exploitation s'est arrêtée en 2005. Les programmes futurs seront assurés par le nouveau Réacteur d'essais au sol (**RES**), en fin de construction à Cadarache.

Ainsi, avec l'arrêt de **PHÉNIX**, à la fin 2009, la première décennie du  $xxi^e$  siècle aura vu l'arrêt de ces trois grands instruments qui, chacun dans leur domaine, auront largement répondu aux objectifs pour lesquels ils avaient été conçus et réalisés.

## Quel futur pour les réacteurs de recherche ?...

Aujourd'hui, si l'on excepte le réacteur d'irradiation **OSIRIS**, à Saclay (dont l'arrêt est prévu pour cette décennie) et ceux pour les études de sûreté-criticité, à Valduc, c'est désormais à Cadarache que se concentre l'ensemble des réacteurs français destinés aux recherches concernant les différentes filières développées en France (électronucléaire et propulsion navale).

Dans le domaine **des expériences critiques**, les moyens d'études en neutronique sont concentrés autour de quatre maquettes aux caractéristiques spécifiques :

**AZUR** pour les études de cœur de propulsion navale, **ÉOLE** pour les études de réseaux à eau, **MASURCA** pour celles sur les réacteurs à neutrons rapides et, enfin, **MINERVE** pour les mesures intégrales de données nucléaires, en particulier par la méthode d'oscillations.

Indispensables au développement des réacteurs électronucléaires, que ce soit pour la 2<sup>e</sup> génération du parc actuellement en fonctionnement, pour la 3<sup>e</sup> génération avec l'EPR ou

pour la 4<sup>e</sup> génération dont les études ont commencé, dans la perspective d'un déploiement à l'horizon 2040, les réacteurs **ÉOLE**, **MASURCA** et **MINERVE** sont appelés à bénéficier de très importants travaux de rénovation dans les années qui viennent, afin d'assurer leur pérennité pour les décennies à venir.

### Les maquettes critiques

La neutronique constitue une des disciplines les plus paradoxales de la physique des réacteurs. En effet, elle peut, d'un côté, s'appuyer sur une modélisation exacte, grâce à l'équation de Boltzmann, mais, d'un autre côté, la très forte variation des sections efficaces neutroniques, en fonction de l'énergie des neutrons (de 1 meV à 20 MeV) et le grand nombre de paramètres mis en jeu (au niveau des éléments chimiques, des sections efficaces...), constituent un tel problème pour les physiciens que les mesures différentielles des données nucléaires s'avèrent insuffisantes et qu'il apparaît nécessaire de mettre en œuvre des mesures intégrales sur des réacteurs expérimentaux. Par ailleurs, la complexité des géométries et des phénomènes nucléaires impliqués nécessite l'utilisation d'approximations dans les codes de calcul qu'il est indispensable de valider.

C'est dans cette optique que des expériences **critiques\*** sont réalisées. Elles font appel à de petits réacteurs qui doivent être très souples d'utilisation (évolutivité de la géométrie du cœur) et d'une exploitation sûre. Leur taille et leur volume réduits permettent un accès facile pour la mise en place de l'instrumentation, et la puissance dégagée étant relativement basse, elle induit une faible radioactivité du cœur, une activation restreinte des structures et une absence d'usure du combustible.

Ces expériences critiques permettent la recherche de paramètres importants (taille critique, concentration en bore), la mesure de taux de réaction (**laplacien\***, distribution de puissance, **spectre de neutrons\***...) par détecteurs à activation ou des chambres à fission miniatures, ainsi que la mesure d'effets en réactivité (cellules, substitution de combustibles, absorbants, coefficients de température, produits de fission, combustibles irradiés...) par temps de doublement ou par oscillations.

C'est ainsi qu'un grand nombre d'expériences critiques ont été réalisées au CEA : près d'une vingtaine depuis ZOÉ (qui a divergé en 1948, à Fontenay-aux-Roses), jusqu'à MASURCA, la dernière en date, qui a démarré en 1965, à Cadarache.

Dans le **domaine des réacteurs d'irradiation**, le **Réacteur Jules Horowitz** (RJH), dont la divergence est programmée à l'horizon 2016, constituera alors non seulement le réacteur le plus performant au monde, mais aussi l'un des derniers, si ce n'est le seul, réacteurs de ce type, en fonctionnement en Europe. Les dispositifs d'irradiation qui y trouveront place (un chapitre de cette monographie leur est consacré) permettront à ce réacteur de répondre aux différents challenges liés à la qualification des matériaux et des combustibles pour l'ensemble des générations de réacteurs.

### Jules Horowitz, père de la physique des réacteurs en France

Né le 3 octobre 1921 à Rzeszow en Pologne, Jules Horowitz émigre d'abord en Allemagne. Puis, face à la montée du nazisme outre-Rhin, il rejoint la France où il mène de brillantes études qui le conduisent à l'École Polytechnique, d'où il sort en 1941. L'occupation allemande l'oblige alors à interrompre ses études qu'il reprendra en 1946, avec une licence en sciences mathématiques.

Il entre au CEA le 1<sup>er</sup> octobre 1946, alors que l'organisme a moins d'un an d'existence, et intègre le Service de physique mathématique, au sein duquel il contribue aux calculs du cœur de la première pile atomique française, ZOÉ.

Invité par Niels Bohn en 1947, il passe un an à ses côtés au prestigieux Institut de physique théorique de Copenhague et se fait remarquer par des publications de haut niveau sur les désintégrations radioactives.

En 1949, il prend la direction du Service de physique mathématique. Théoricien de premier plan, il s'investit complètement dans la discipline nouvelle que constitue la physique des réacteurs : « Créateur de la physique des réacteurs en France, ce mathématicien hors pair a dominé toute la pensée scientifique dans ce domaine », dira de lui Robert Dautray, alors Haut-Commissaire à l'énergie atomique.



Responsable du département des Études de Piles, en 1959, puis Directeur des Piles atomiques, en 1962, il est à l'initiative des nombreuses

Pour la propulsion navale, le **Réacteur d'essai au sol (RES)**, qui démarrera en 2013, assurera les mêmes missions de qualification technologique des combustibles que le **RJH**, mais pour les bâtiments de nouvelle génération de la marine nationale, avec, là encore, des performances optimales. Il permettra, de surcroît, d'assurer la formation des équipages.

Enfin, dans le **domaine des réacteurs d'essais en sûreté**, le réacteur **CABRI**, qui achève de lourds travaux de rénovation et bénéficie désormais d'une boucle à eau sous pression représentative des réacteurs du parc nucléaire français, constituera, pour les années à venir, un outil de haute performance destiné à la qualification en conditions accidentelles des combustibles des réacteurs de 2<sup>e</sup> et 3<sup>e</sup> générations.

Pour la 4<sup>e</sup> génération, le futur des réacteurs de recherche se nomme **ASTRID**, pour le démonstrateur industriel de réac-

maquettes critiques et réacteurs expérimentaux qui sont conçus et réalisés à cette époque et qui permettent à la France de disposer d'une connaissance enviée mondialement sur l'ensemble des filières de réacteurs.

Visionnaire d'une remarquable intuition, il propose, dans un rapport de 1967, d'abandonner les réacteurs UNGG développés par le CEA, de fonder le parc nucléaire français sur la seule technologie des réacteurs à eau et de constituer, pour leur réalisation, un groupe industriel unique, jetant ainsi les bases de ce qu'est AREVA, aujourd'hui.

À partir de 1970, et jusqu'en 1986, Jules HOROWITZ conduit et anime la recherche fondamentale au CEA et en fait un pôle d'excellence internationalement reconnu. Son œuvre est jalonnée par la construction de très grands appareils de recherche et de laboratoires que leurs performances et leur renommée placent encore aujourd'hui au meilleur niveau mondial : l'Institut Laue-Langevin (ILL) avec le RHF, à Grenoble, le Laboratoire Léon Brillouin (LLB) avec ORPHÉE, à Saclay, le Grand accélérateur national à ion lourd (GANIL), à Caen, la Source européenne de rayonnement synchrotron (ESRF), à Grenoble, le Service hospitalier Frédéric Joliot (SHFJ), à Orsay...

Enfin, à ses qualités d'homme de science s'ajoute un incomparable talent de négociateur et une vision très sûre des orientations à donner à la politique scientifique en France et en Europe. Ainsi, sa contribution a été déterminante pour la place obtenue par la France dans le programme EURATOM sur la fusion contrôlée et pour la décision de construction de la grande machine européenne que constitue le JET.

Décédé le 3 août 1995, à l'âge de soixante-treize ans, Jules HOROWITZ laisse un héritage remarquable, tant sur le plan expérimental que théorique, et cela dans tous les domaines de la physique nucléaire, de l'astrophysique à la médecine nucléaire, mais c'est sans conteste dans celui de la physique des réacteurs que son nom restera, encore longtemps, une référence.

teurs à neutrons rapides refroidis au sodium, et **ALLEGRO** pour le prototype du concept plus innovant de ceux refroidis à l'hélium. Les études de ces outils, précurseurs des réacteurs de demain pour un nucléaire durable, ont débuté dans l'optique d'une mise en service pour la prochaine décennie.

En conclusion de ce chapitre, il convient de ne pas oublier le rôle indispensable, en tant que sources intenses de neutrons, des réacteurs expérimentaux pour les recherches à caractère fondamental dans le domaine de la physique, et plus particulièrement de la structure de la matière condensée. C'est la vocation des réacteurs **ORPHÉE** (14 MWth), à Saclay, et **RHF** (Réacteur à Haut Flux – 58 MWth) de l'Institut Laue-Langevin, à Grenoble, qui figurent, encore aujourd'hui, parmi les outils les plus performants au monde.

**Loïck MARTIN-DEIDIER,**  
*Directeur-adjoint de l'énergie nucléaire*

Tableau 8

Les réacteurs de recherche français						
Nom du réacteur	Localisation	Catégorie	Type	Puissance (MWth)	État	Divergence
ZOÉ (EL-1)	Fontenay-aux-Roses	Recherche	Eau lourde	0,15	Arrêté	01/12/1948
EL-2	Saclay	Test	Cuve	1 - 2,5	Arrêté	27/10/1952
G1	Marcoule	Prototype	UNGG	40	Arrêté	05/01/1956
AQUILON	Saclay	Maquette critique	Eau lourde	0	Arrêté	11/08/1956
EL-3	Saclay	Test	Eau lourde	14 - 18	Arrêté	05/07/1957
MÉLUSINE	Grenoble	Irradiation	Piscine	1-8	Arrêté	01/07/1958
PROSERPINE	Saclay	Essais de criticité	Solution homogène	0	Arrêté	1958
ALIZÉE	Saclay	Maquette critique	Eau légère	0	Arrêté	1959
RUBÉOLE	Saclay	Maquette critique	Cœur compact	0	Arrêté	1959
TRITON	Fontenay-aux-Roses	Irradiation	Piscine	6,5	Arrêté	29/06/1959
MINERVE	Fontenay puis Cadarache	Maquette critique	Piscine	0	Opérationnel	29/09/1959
MARIUS	Marcoule puis Cadarache	Maquette critique	Graphite	0	Arrêté	01/1960
NÉRÉIDE	Fontenay-aux-Roses	Recherche	Piscine	0,5	Arrêté	15/09/1960
RACHEL	Valduc	Maquette critique	Neutrons rapides	0	Arrêté	1961
PEGGY	Saclay	Maquette critique	Piscine	0	Arrêté	1961
ULYSSE	Saclay	Enseignement	Argonaute	0,1	Arrêté	27/08/1961
AZUR	Cadarache	Maquette critique	Cuve	0	Opérationnel	09/04/1962
SILOÉ	Grenoble	Irradiation	Piscine	15 - 35	Arrêté	18/03/1963
PÉGASE	Cadarache	Test	Cuve	30	Arrêté	04/1963
CABRI	Cadarache	Essais de sûreté	Piscine	25 (permanent)	En cours de rénovation	06/1963
SILOETTE	Grenoble	Maquette critique	Piscine	0,1	Arrêté	02/1964
PAT	Cadarache	Test	Eau sous pression	Non communiqué	Arrêté	14/08/1964
CÉSAR	Cadarache	Maquette critique	Graphite	0	Arrêté	01/12/1964
HARMONIE	Cadarache	Réacteur source	Cuve	0	Arrêté	08/1965
ÉOLE	Cadarache	Maquette critique	Cuve en piscine	0	Opérationnel	02/12/1965
ISIS	Saclay	Maquette critique	Piscine	0,7	Opérationnel	28/04/1966
CRONENBOURG	Strasbourg	Enseignement	Argonaute	0,1	Arrêté	22/11/1966
OSIRIS	Saclay	Irradiation	Piscine	50 - 70	Opérationnel	08/09/1966
EL-4	Brennilis	Prototype	Eau lourde	267	Arrêté	12/1966
MASURCA	Cadarache	Maquette critique	Neutrons rapides	0	Opérationnel	12/1966
RAPSODIE	Cadarache	Test	Neutrons rapides	40 - 70	Arrêté	01/01/1963
RHF	Grenoble	Recherche	Eau lourde	58	Opérationnel	07/1971
PHÉNIX	Marcoule	Prototype	Neutrons rapides	560 - 310	Arrêté	31/08/1973
SILÈNE	Valduc	Essais de criticité	Solution homogène	(permanent)	Opérationnel	06/1974
MIRÈNE	Valduc	Essais de criticité	Solution homogène	(permanent)	Arrêté	06/1975
CALIBAN	Valduc	Essais de criticité	Solution homogène	(permanent)	Opérationnel	1970
PHÉBUS	Cadarache	Essais de sûreté	Piscine	38	Arrêté	09/08/1978
CAP/RNG	Cadarache	Test	Eau sous pression	Non communiqué	Arrêté	24/11/1975
ORPHÉE	Saclay	Recherche	Piscine	14	Opérationnel	19/12/1980
SCARABÉE	Cadarache	Essais de sûreté	Piscine	0,1	Arrêté	01/07/1982
RES	Cadarache	Test	Eau sous pression	Non communiqué	En construction	2013
RJH	Cadarache	Irradiation	Cuve en piscine	100	En construction	2016

## L'instrumentation des réacteurs expérimentaux

**P**ar essence, un réacteur expérimental aura recours à de l'instrumentation, bien davantage qu'un réacteur de puissance. En effet, un réacteur de recherche est généralement utilisé soit pour des études neutroniques nécessitant des mesures fines, soit comme une source intense de neutrons pour irradiation. Pour ce faire, il doit pouvoir accueillir des dispositifs que l'on insère à l'intérieur ou en périphérie de son cœur et qui permettent de réaliser des expériences dont chacune d'elles requiert une instrumentation adaptée.

On trouvera dans un réacteur de recherche un certain nombre d'instruments de mesure en support à l'exploitation et d'autres développés pour les besoins des programmes de R&D ou d'irradiation. Chaque dispositif inséré dans un canal dédié comprendra ses propres diagnostics liés aux paramètres physiques que l'on souhaite évaluer sous bombardement neutronique. La majorité de ces mesures sont neutroniques (**activation\***, **capture\***, **fission\***, **neutrons retardés\***), thermiques (température, puissance dégagée, conductivité), mécaniques (allongement, gonflement, fluage, rupture) ou chimiques (relâchement de gaz, corrosion, impuretés, **radiolyse\***). En même temps, il faut correctement qualifier les conditions expérimentales dans lesquelles ces mesures sont réalisées. C'est pourquoi l'on installe également des détecteurs capables de mesurer en temps réel les flux locaux de neutrons ou de gammas, les échauffements et les débits, d'autant que ces quantités sont, le plus souvent, perturbées par la présence même du dispositif.

Outre les besoins liés au fonctionnement normal du réacteur, l'exploitant doit pouvoir, à l'instar des réacteurs de puissance, répondre à des demandes émanant de l'Autorité de Sûreté, portant notamment sur les aspects neutroniques comme le niveau de **criticité\***, les marges de **réactivité\*** ou l'efficacité des barres de sécurité. Pour cela, il s'appuie sur une ou plusieurs chaînes de mesures neutroniques qui doivent être très précisément calibrées. Les incertitudes associées devant être intégrées dans le calcul des marges correspondantes impacteront directement la conception et le pilotage du réacteur. Par ailleurs, une instrumentation spécifique (dosimètres, détecteurs, thermocouples, capteurs) sera également installée, le plus souvent à demeure, pour les besoins propres à l'exploitation. Elle fournira une aide précieuse au dimensionnement des dispositifs et à l'optimisation de leurs emplacements, permettant ainsi une meilleure gestion de l'outil de recherche.

On distingue l'instrumentation placée à l'extérieur du cœur (dite « *ex-core* ») de celle placée à l'intérieur (« *in-core* »). La particularité de l'instrumentation *in-core* est qu'elle doit être capable d'assurer sa fonction première de mesure, tout en supportant un bombardement très intense de neutrons et de gammas (fig. 32).

La spécificité des systèmes de mesure *in-core* tient notamment aux contraintes qui doivent être prises en compte pour leur conception et leur intégration. En particulier, cette instrumentation doit être :

- **Miniaturisée**, en raison des faibles sections utiles des dispositifs expérimentaux. Les détecteurs placés en réacteur doivent être installés dans un encombrement de quelques millimètres ;
- **fiable**, car la maintenance ou la réparation d'objets irradiés est très difficile, voire, le plus souvent, impossible ;
- **précise**, en raison d'exigences scientifiques toujours plus grandes. À titre d'exemple, les mesures dimensionnelles réalisées sur des échantillons en réacteur doivent être capables de détecter des variations micrométriques ;
- **résistante aux rayonnements nucléaires** qui engendrent des dommages (dégradation des isolants électriques, rupture des fils de liaison, changement des propriétés des matériaux constituant les sondes), des changements de composition par transmutation, des courants parasites et un échauffement des détecteurs ;
- **résistante aux hautes températures** (les températures de fonctionnement étant supérieures à 300 °C) ;
- **résistante à la corrosion**, les expériences en réacteur sont généralement conduites en eau pressurisée ou en métal liquide (NaK).

Pour répondre à ce cahier des charges, des précautions sont prises quant aux choix des matériaux (utilisation de métaux et céramiques ayant des propriétés nucléaires adéquates) et aux méthodes de mesure employées (des méthodes comparatives ou des calibrations en ligne sont privilégiées). À chaque fois que cela est possible, les systèmes de mesure sont déportés hors du flux neutronique.



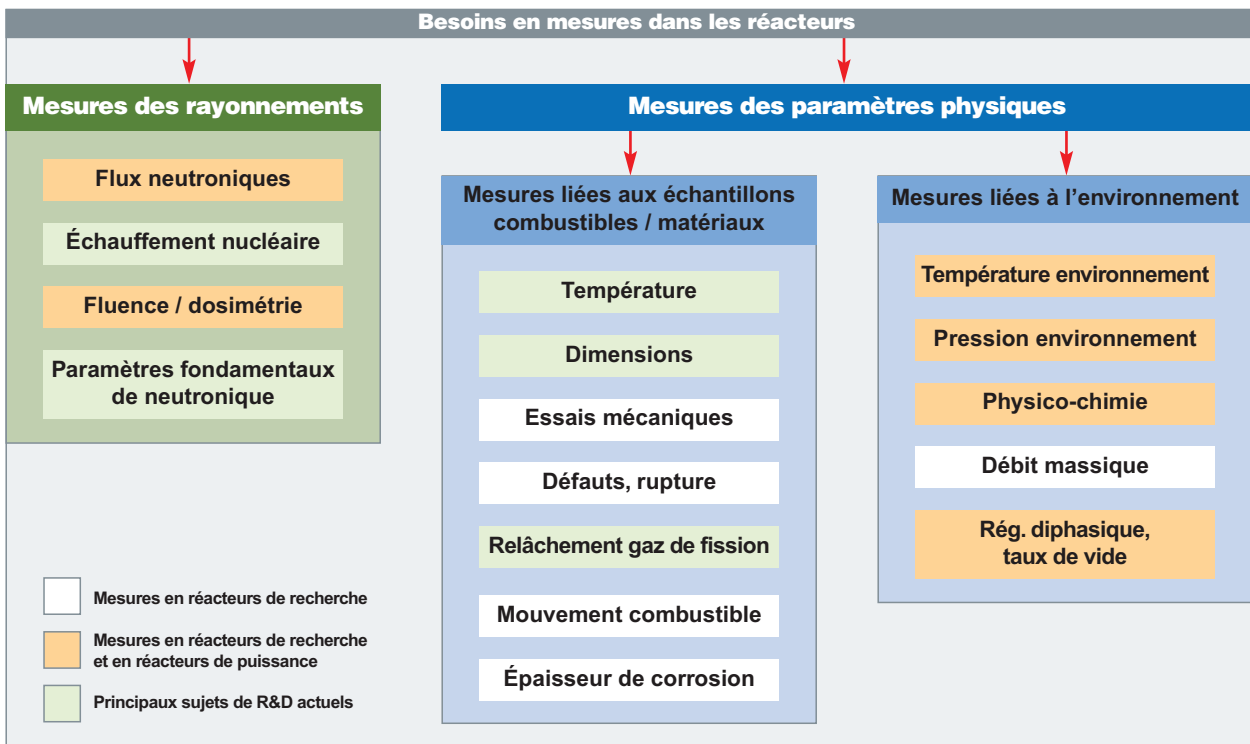


Fig. 32. Besoins en mesures *in-core* pour les réacteurs.

## Les mesures neutroniques

Les **dosimètres d'activation** constituent la mesure de référence, de loin la plus précise, des flux et fluences neutroniques dans les réacteurs de recherche. On utilise, pour cela, un échantillon d'un métal connu que l'on place à l'endroit souhaité (cobalt pour les mesures dans un spectre thermique ; niobium, fer, cuivre ou nickel dans un spectre rapide). Une spectrométrie gamma sur l'échantillon activé par capture neutronique réalisée à l'issue de l'irradiation fournira l'intégrale du flux reçu au cours de l'expérience. L'inconvénient principal de la dosimétrie d'activation est qu'il s'agit d'une mesure *a posteriori* post-irradiation, donc hors ligne.

Pour des mesures en ligne, la grande majorité des détecteurs de neutrons utilisés est basée sur une chambre remplie d'un gaz qui s'ionise sous l'action d'une particule chargée. Ces détecteurs gazeux offrent à la fois une large dynamique et une grande stabilité temporelle. Ils sont, surtout, nettement moins sensibles aux dégâts d'irradiation que les détecteurs à semi-conducteurs. Ils sont également préférés aux scintillateurs liquides ou solides, car moins perturbés par le rayonnement gamma. Ces mesures neutroniques *in-core* reposent principalement sur l'emploi soit de collectrons, soit de chambres à fission.

Le **collectron** (désigné également par SPND pour « *Self Powered Neutron Detector* », car il ne nécessite pas l'emploi d'une alimentation polarisée) utilise la mesure du courant produit dans un détecteur coaxial par la décroissance d'un élé-

ment radioactif, lui-même créé dans le détecteur par capture neutronique (fig. 33). Il s'agit d'une mesure en ligne, mais, dans la plupart des cas, légèrement retardée, précisément, de la période radioactive de l'élément créé. Ce capteur robuste permet une mesure simple du flux de neutrons thermiques.

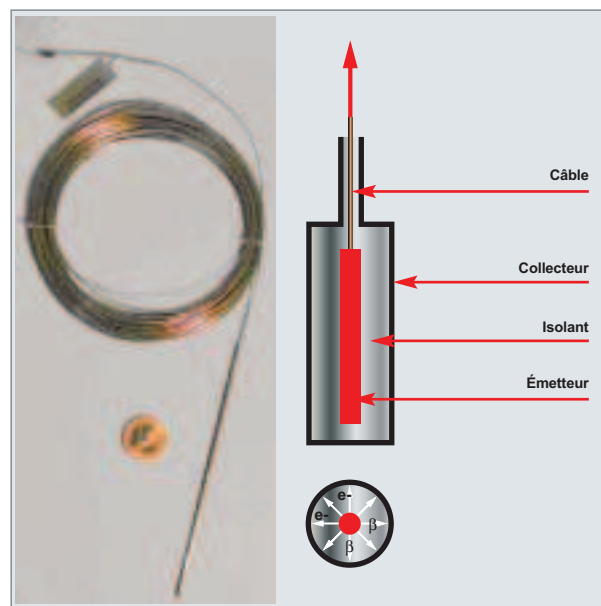


Fig. 33. Collectron.

La **chambre à fission** repose, quant à elle, sur la mesure du courant induit par l'ionisation d'un gaz par les produits de fission produits dans un dépôt fissile réalisé sur une électrode (p. ex. de l'uranium 235). D'une conception plus délicate qu'un collectron, ce détecteur permet néanmoins une mesure en ligne et en temps réel (sans retard) du taux de fission, avec une efficacité supérieure aux collectrons. L'évolution du dépôt sous flux neutronique intense doit être prise en compte pour conserver une bonne précision de mesure.

#### Développements de chambres à fission miniatures

Des chambres à fission de diamètre extérieur 1,5 mm dites « sub-miniatures » ont été conçues et développées au CEA, afin de répondre aux contraintes spécifiques des réacteurs expérimentaux, notamment en termes d'encombrement et de niveau des flux mesurés (fig. 34). Un programme complet d'essais a permis de qualifier ces détecteurs dans les conditions des réacteurs de recherche et des réacteurs de puissance. En parallèle, un accord de cession de licence a été conclu, en 2005, avec la société PHOTONIS pour l'industrialisation de ces capteurs.

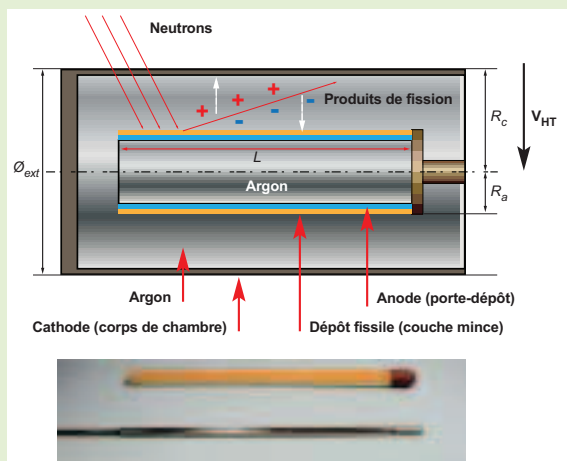


Fig. 34. Chambre à fission.

Par ailleurs, une chaîne de mesure destinée au suivi en ligne du flux de neutrons rapides baptisée FNDS (*Fast Neutron Detection System*) a été développée et qualifiée, dans le cadre d'un Laboratoire Commun d'Instrumentation CEA-SCK.CEN. Ce dispositif est basé sur l'utilisation d'une chambre à fission spéciale à dépôt de plutonium 242 (un isotope qui présente l'avantage de fournir une bonne réponse dans le domaine neutronique rapide, mais montre une faible sensibilité aux neutrons thermiques, même lorsque le dépôt évolue sous l'effet de l'irradiation). Le détecteur est piloté dans un mode spécifique, le mode « fluctuations », qui minimise la contribution du rayonnement gamma sur le signal. Objet de plusieurs brevets, FNDS permet, pour la première fois, d'atteindre directement la composante rapide du flux neutronique et améliore la qualité des mesures en réacteur, renforçant ainsi la compétitivité des installations de recherche de la DEN.

Les mesures neutroniques *ex-core* utilisent classiquement des **chambres à dépôt de bore**, dans lesquelles on détecte les particules alpha et lithium créées par capture du bore. Ces chambres sont souvent compensées pour s'affranchir de la contribution au signal du rayonnement gamma (une partie de la chambre est chargée en bore, et l'autre pas, de manière à ce que la différence des signaux représente la contribution du seul flux neutronique).

### Les mesures thermiques

Les mesures de température reposent généralement sur l'usage de **thermocouples** classiques à gaine métallique et à isolant minéral (fig. 35). Cependant, des techniques alternatives ont été étudiées et essayées dans les réacteurs de recherche, parmi lesquelles :

- Des mesures **ultrasonores**, basées sur l'évolution avec la température de la vitesse de propagation d'une onde acoustique dans un matériau ;
- des mesures de **bruit thermique**, mesures dites « primaires » utilisant l'agitation thermique des électrons dans un élément conducteur ;
- des mesures **pyrométriques**, basées sur la détection optique de l'émission infrarouge des matériaux à haute température.

Développées à la DEN pour les besoins des expériences de longue durée à haute température, des thermocouples innovants utilisant des alliages de molybdène et de niobium (deux éléments résistant aux hautes températures et possédant de faibles sections efficaces de capture neutronique) ont récemment été mis en exploitation en réacteur d'irradiation.

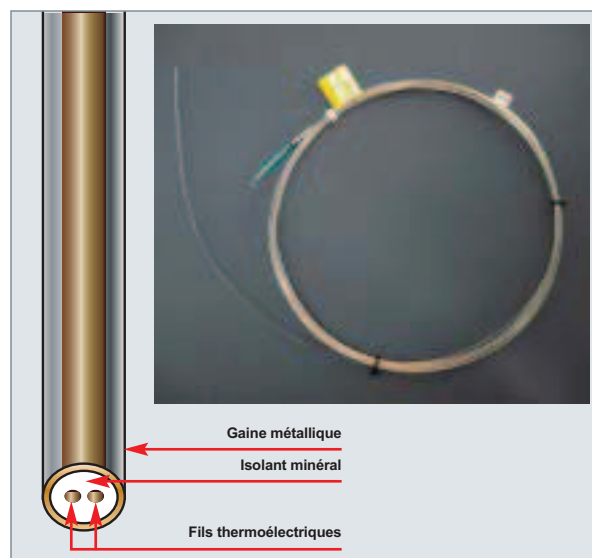


Fig. 35. Thermocouple à isolant minéral et gaine métallique.

## Les mesures mécaniques

Si la mesure des déformations des échantillons placés sous irradiation a utilisé par le passé diverses techniques (cavités résonantes hyperfréquence, jauges de contraintes), la grande majorité des réacteurs de recherche utilise désormais des capteurs magnétiques de type **LVDT** (*Linear Variable Differential Transformer*), qui offrent l'avantage d'une grande robustesse et d'une très bonne précision (fig. 36). La mesure repose sur la variation du couplage magnétique entre deux bobinages électriques, cette variation étant corrélée à la déformation recherchée (selon la géométrie du capteur, il peut s'agir d'une variation de longueur ou de diamètre). L'optimisation du mode de pilotage et du traitement du signal de ces capteurs a permis d'améliorer les performances de ces systèmes de mesure, notamment vis-à-vis de leur sensibilité à la température et à l'irradiation.

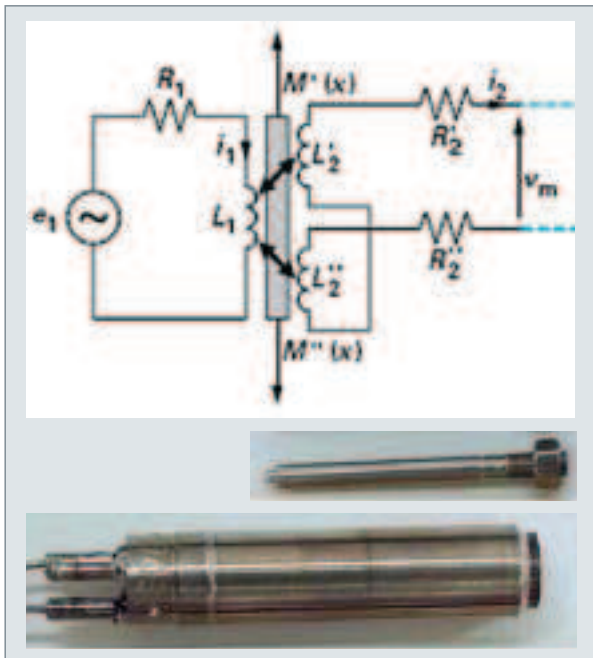


Fig. 36. Capteur magnétique LVDT (*Linear Variable Differential Transformer*) pour la mesure de déformations ou de déplacements en réacteur.

Du côté des innovations, les **capteurs optiques** miniatures de déformation récemment développés dans le cadre du Laboratoire Commun d'Instrumentation CEA-SCK.CEN présentent l'avantage d'une très faible intrusion, car leur diamètre ne dépasse pas quelques centaines de micromètres (fig. 37). L'implantation de systèmes optiques en réacteur a été rendue possible grâce aux résultats de programmes de tests de fibres optiques sous irradiation, comme l'expérience COSI dans le réacteur OSIRIS du CEA Saclay. Cette campagne d'essais a mis en évidence, en 2006, l'excellente tenue à l'irradiation de certaines fibres en silice très pure dans une certaine plage de longueurs d'onde, ouvrant ainsi la voie à l'utilisation de capteurs optiques dans un réacteur nucléaire.

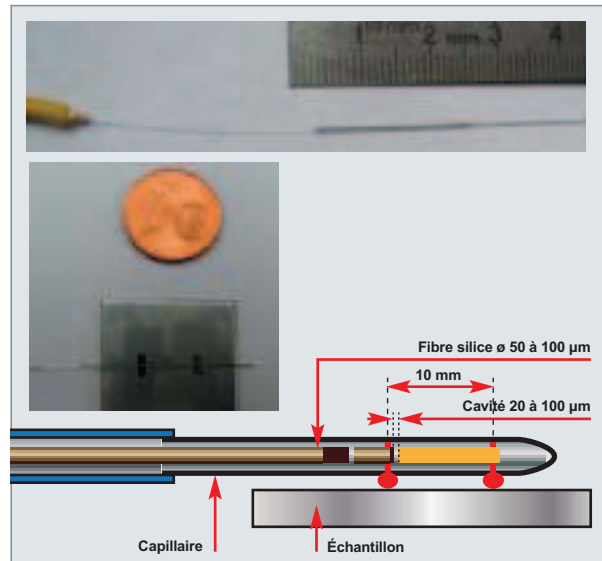


Fig. 37. Capteur optique d'allongement.

## Les mesures du relâchement des gaz de fission

Traditionnellement, l'évaluation du relâchement des gaz de fission dans les crayons combustibles s'est contentée d'une mesure simultanée de la pression interne des crayons et de la température du combustible. Toutefois, la simple mesure de la pression ne renseigne pas sur la nature des gaz relâchés, information pourtant nécessaire pour la compréhension des modifications subies par le combustible, lors de l'irradiation. C'est pourquoi, en collaboration avec l'Institut d'électronique du Sud et le SCK.CEN, le CEA a développé et utilise désormais un système de mesure **acoustique** permettant le suivi, en temps réel, de la masse molaire et de la pression du gaz contenu dans les crayons combustibles expérimentaux (fig. 38).

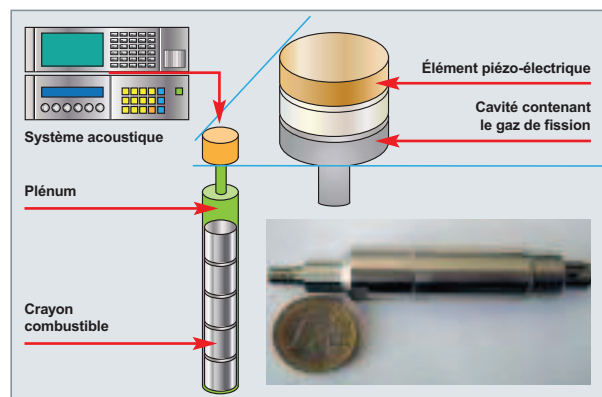


Fig. 38. Capteur acoustique de relâchement des gaz de fission.

**Henri SAFA**  
*Direction scientifique*  
**et Jean-François VILLARD**  
*Département d'étude des réacteurs*