

Qualification et neutronique expérimentale



S'assurer de la qualité des outils de calcul neutronique

La démarche de vérification, validation et qualification

La démarche de vérification, validation et qualification (VVQ) d'un outil de calcul scientifique est le processus consistant à évaluer sa capacité à prédire les valeurs de grandeurs physiques d'intérêt associées à des phénomènes pour un champ défini d'applications. Elle vise en particulier à aboutir à la quantification des incertitudes et à la maîtrise des biais de calcul associés aux grandeurs utilisées et/ou obtenues dans les études réalisées avec cet outil.

Deux étapes classiques : la vérification et la validation des codes

- **La première étape est celle de la vérification***, démarche permettant de s'assurer que les équations du modèle physique utilisé dans le code de calcul sont résolues correctement aux plans mathématique, numérique et informatique. La démarche peut concerner un seul, plusieurs ou l'ensemble des phénomènes physiques traités. La vérification peut comprendre la confrontation avec des cas de calcul solubles analytiquement, ou résolus par un code de calcul supposé de référence. Ce dernier est un code dans lequel on a confiance parce qu'il a déjà passé avec succès les différentes étapes de la démarche VVQ. Dans le cas particulier de la neutronique, la mise à disposition de deux grands types d'outils de calcul indépendants (les codes déterministes et les codes de Monte-Carlo, comme explicité *supra*, p. 125-142) facilite la vérification par comparaisons croisées entre les calculs. Dans cette étape de vérification, la précision des données d'entrée du code n'a pas une importance cruciale : il suffit que lesdites données soient identiques dans les calculs comparés.

- **La deuxième étape est celle de la validation***, démarche permettant de s'assurer que les résultats d'une simulation numérique issue du code dûment vérifié au préalable reproduisent l'expérience. Les deux caractéristiques testées dans cette étape sont la qualité des données d'entrée et l'étendue du domaine de validité V du modèle dans l'espace de ses paramètres (fig. 98). Ce domaine de validité est l'intersection du domaine de pertinence P du modèle (celui dans lequel les approximations du modèle sont supposées valides) et du domaine E dans lequel il a été confronté avec succès à l'expérience. Plus le domaine de validité V est large, plus grande est la confiance dans la validation. Contrairement à l'étape de vérification, la qualité des données d'entrée est ici primor-

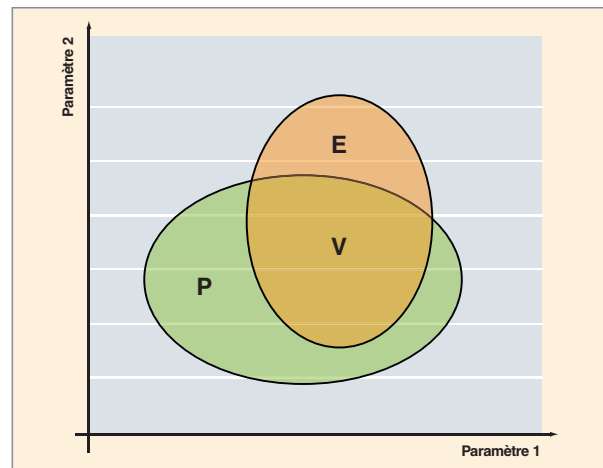


Fig. 98. Un code de calcul est caractérisé par son domaine de pertinence P dans l'espace de ses paramètres d'entrée. Il est confronté à l'expérience dans un domaine E et validé dans le domaine V, intersection des précédents.

diale. Dans le cas particulier des codes de neutronique, la comparaison à des résultats expérimentaux met en lumière l'importance des données nucléaires.

Une particularité de la neutronique est la possibilité d'utiliser des codes Monte-Carlo pouvant faire office de codes de référence. C'est pourquoi, lors de la comparaison à ces codes Monte-Carlo, on parle aussi parfois de validation numérique, notamment lors de la mise en place de calculs relativement complexes (enchaînements de solveurs et de modèles physiques déterministes).

Une troisième étape : la qualification des formulaires*

- **La qualification*** d'un formulaire (code de calcul, schémas d'utilisation et données d'entrée associées) est l'ensemble des processus permettant de décréter un code de calcul et ses données de base « bons pour le service », dans les limites d'un domaine de validité défini V et avec des incertitudes maîtrisées (fig. 99). Ces processus incluent des preuves de qualité des données de base ainsi que la vérification et la validation du code établies lors des deux étapes précédentes.

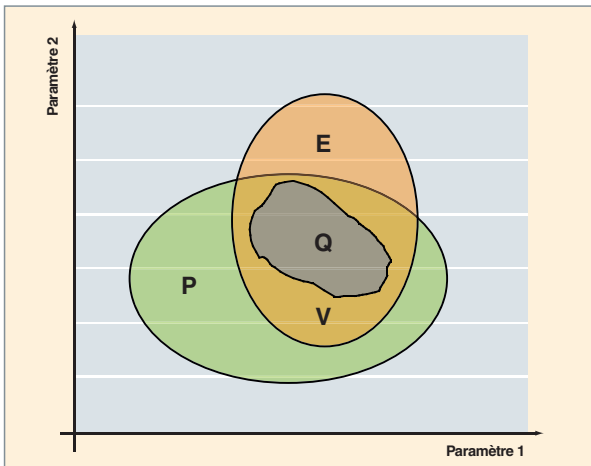


Fig. 99. Un formulaire de calcul est qualifié dans l'espace de ses paramètres d'entrée à l'intérieur de son domaine de qualification Q. Ce domaine, plus restreint que le domaine de validité V du code utilisé, est celui dans lequel les incertitudes du calcul sont jugées acceptables compte tenu de l'utilisation envisagée pour le formulaire.

Ce qui précède est général et pourrait être appliqué à n'importe quel code de calcul. Dans le cas particulier des codes de neutronique, les données d'entrée se présentent sous une forme particulièrement complexe, principalement parce que les sections efficaces neutroniques dépendent très fortement de l'énergie du neutron (voir *supra*, p. 65-72). Les preuves de qualité de ces données revêtent une importance primordiale car les incertitudes sur les données nucléaires de base représentent, dans la plupart des calculs de neutronique actuels, la principale source d'incertitude.

Un point important de la démarche VVQ : les preuves de qualité des données nucléaires

Les preuves de qualité des données nucléaires sont obtenues en interprétant des résultats expérimentaux issus de deux types d'expériences dites intégrales de nature très différente :

- Des expériences dites « **intégrales à effet séparé** » ou expériences dites « analytiques » (par exemple des expériences d'oscillation dans le réacteur MINERVE ou des mesures d'indice de spectre dans MINERVE / ÉOLE / MASURCA). Ces expériences ont vocation à améliorer la connaissance des données nucléaires sur un noyau particulier. Ces mesures permettent d'obtenir, par exemple, des informations sur des sections efficaces moyennées sur un spectre d'énergie du neutron incident. Elles revêtent une grande importance car elles sont complémentaires des mesures microscopiques différentielles (voir le chapitre sur les données nucléaires de cette monographie) ;
- des expériences dites « intégrales portant sur des **effets globaux** » (par exemple dans des réacteurs expérimentaux comme ÉOLE et MASURCA, ou en réacteur de puissance).

Il s'agit de mesurer des tailles critiques de réseaux expérimentaux, de poids de barres d'absorbants, de concentration critique d'un absorbant soluble, de coefficients de température (combustible ou modérateur), de distributions de puissance ou encore de paramètres cinétiques. Ces expériences sont caractérisées par un plus grand nombre de degrés de liberté (*i.e.* un plus grand nombre de paramètres et/ou de nucléides) que les expériences analytiques présentées précédemment. Elles fournissent des indications sur la qualité d'une bibliothèque complète de données nucléaires.

Dans la plupart de ces cas, qui correspondent à des situations expérimentales « simples », l'interprétation des résultats est réalisée au moyen de calculs Monte-Carlo pour lesquels les biais de calcul sont supposés connus. L'écart calcul-mesure peut alors être directement imputé à la ou aux données nucléaires impliquées.

Quantifier les incertitudes du calcul neutronique.

Les **formulaires*** de neutronique sont dédiés à une utilisation spécifique pour une **filière*** de réacteurs. Ils sont constitués du code de neutronique, des données d'entrée nécessaires et des schémas de calcul envisagés pour l'utilisation du code. L'objectif de la qualification du formulaire est, pour un concept donné (REP, REB, RNR, réacteurs de recherche, propulsion navale...), de fournir un ensemble « bibliothèque de données nucléaires, code de calcul, choix de modèles dans le code, définition des enchaînements de calcul » ainsi qu'une évaluation des incertitudes sur les résultats du calcul.

Dans ce cadre, on procède à une phase de modélisation, au cours de laquelle on effectue différents choix : maillage en espace (la géométrie), en énergie (les sections efficaces), choix des solveurs, des données nucléaires (bibliothèques), enchaînements des étapes de calcul diverses, en lien avec l'objectif visé (préconception, calcul de référence, calcul de projet...). Ces schémas de calcul sont ensuite vérifiés par des comparaisons à des calculs de référence, ce qui permet d'estimer les biais de calcul liés aux méthodes.

Enfin, on procède à la validation, par l'utilisation d'expériences intégrales en nombre important afin de couvrir au mieux le domaine d'utilisation associé au projet de réacteurs. Il est donc essentiel de bien définir la base expérimentale de validation en se fondant à la fois sur les maquettes critiques (par exemple ÉOLE, MASURCA, MINERVE), les réacteurs expérimentaux (par exemple MÉLUSINE, OSIRIS, RJH, RES) et les réacteurs de puissance (typiquement les réacteurs du parc EdF, PHÉNIX, SPX...), en sélectionnant les expériences représentatives permettant de valider la modélisation de chaque paramètre. Si cette base ne couvre pas le domaine visé, on procède alors à la conception de nouveaux programmes expérimentaux qui, par leur bonne représentativité, permettront une meilleure couverture de ce domaine.

Puis vient la phase indispensable de la quantification des incertitudes, issues

- Du *choix du modèle physique*, celui-ci constituant par définition une représentation simplifiée des phénomènes physiques simulés ; pour évaluer l'incertitude systématique introduite par ces approximations ou simplifications, on peut procéder à une comparaison avec un calcul de référence du type Monte-Carlo ;
- du *calcul numérique*, porteur d'incertitudes systématiques liées à la résolution des équations du modèle physique ; pour évaluer celles-ci, on raffine les maillages et on pousse la convergence ;
- des *données technologiques* concernant le réacteur étudié (par exemple, la géométrie du réacteur n'est connue qu'avec une certaine précision, la composition du combustible également) ;
- des *données nucléaires*, provenant d'expériences ou de modèles théoriques eux-mêmes incertains.

Ces deux dernières sources d'incertitudes sur les données d'entrée du calcul peuvent être de nature systématique ou stochastique. Pour évaluer leur importance, on procède en général à une **analyse de sensibilité***. C'est souvent l'incertitude sur les données nucléaires qui contribue de façon prépondérante à l'incertitude globale sur le calcul neutronique. Pour contribuer à l'évaluation des incertitudes de calcul pour un cœur de réacteur nucléaire industriel, en profitant de la richesse des bases expérimentales et des comparaisons avec des calculs de référence, il est indispensable d'utiliser tout ou partie de l'analyse d'incertitudes consécutive à ces calculs de situations « simples ». Cette étape, appelée « transposition », est plus ou moins complexe à réaliser ; elle est importante pour évaluer l'impact des incertitudes des données nucléaires qualifiées (intégration des informations relatives aux bases expérimentales intégrales) sur les résultats du calcul neutronique.

On comprend donc qu'il y a rétroaction entre les données nucléaires, les codes et les expériences destinées à la validation. Les schémas qui suivent (fig. 100) illustrent cette rétroaction et résument les étapes de la démarche VVQ : établir les données, vérifier les codes de calcul, valider les codes de calcul, qualifier les formulaires pour un emploi dédié et spécifique.

Propagation des incertitudes, calculs de sensibilité

Plusieurs méthodes de propagation des incertitudes existent. Un formalisme de calcul souvent utilisé est celui fondé sur un développement de Taylor au premier ordre de la grandeur physique d'intérêt G au voisinage de la valeur moyenne des paramètres X dont elle dépend [1]. Ce formalisme peut être représenté formellement par l'expression mathématique suivante :

$$\text{Cov G} = {}^t\text{S}_{G/X} \cdot \text{CovX} \cdot \text{S}_{G/X}$$

- $\text{S}_{G/X}$: vecteur de sensibilité de la grandeur physique G par rapport aux paramètres X. La sensibilité de G à la variation des paramètres X s'exprime par le vecteur des dérivées partielles $\partial G/\partial X$, qui est encore appelé « **profil de sensibilité** ».
- ${}^t\text{S}_{G/X}$: transposée de $\text{S}_{G/X}$.
- CovX : matrice de variance-covariance des paramètres X ; elle contient donc les données d'incertitudes sur les paramètres X que l'on veut propager sur G.
- CovG : matrice de variance-covariance résultat, relative à la grandeur G : la diagonale de CovG contient les valeurs d'incertitudes cherchées.

Lorsque G s'exprime analytiquement en fonction de X, il est possible d'obtenir directement par dérivation les *profils de sensibilité*. Dans le cas général, les *profils de sensibilité* sont déduits de la résolution de l'**équation adjointe*** de celle satisfaite par la grandeur d'intérêt G.

En neutronique ce type formalisme (parfois poussé à un ordre supérieur) a été introduit dans des codes de transport déterministes et codes d'évolution (voir références [2] à [5]).

La méthode probabiliste de Monte-Carlo permet de faire des calculs de propagation d'erreur à trois dimensions d'espace. C'est la méthode des échantillons corrélés (correlated sampling method en anglais) [6], [7]. On montre que l'effet, sur la grandeur G considérée, de la variation d'un ou plusieurs paramètres X apparaît comme un facteur multiplicatif de l'estimateur de G de sorte que, dans une même simulation, il est possible d'estimer G et l'effet de la perturbation sur cette même grandeur. En plus de son caractère tridimensionnel, l'avantage de la méthode des échantillons corrélés est qu'elle permet des variations, sur les paramètres X, faibles et fortes allant jusqu'à plusieurs dizaines de pour cents.

Dans le cadre de cette approche probabiliste, il reste possible d'introduire le développement en série de Taylor de la grandeur physique recherchée afin de calculer des coefficients de sensibilité par la méthode de Monte-Carlo [7], [8] et de les réutiliser selon le formalisme déterministe au premier ou second ordre.

Une troisième approche consiste à échantillonner directement par une méthode de Monte-Carlo les paramètres X selon la densité de probabilité de l'incertitude qui leur est associée (une gaussienne par exemple) et à calculer la valeur de la grandeur G correspondante. En répétant cette opération un nombre suffisant de fois on aboutit à la distribution en probabilité de la

...

grandeur G dont on peut déduire la valeur moyenne et la variance associée. Cette approche plus coûteuse en temps de calcul que les deux précédentes est cependant plus riche d'information puisqu'elle donne accès à la distribution statistique de G [9]. La plateforme URANIE [10] développée au CEA est le cadre de mise en œuvre de cette approche stochastique dans le domaine de la physique des réacteurs nucléaires.

Il convient de souligner que la prise en compte des corrélations entre les différents paramètres X ajoute un degré de difficulté supplémentaire dans le calcul de propagation des incertitudes s'inscrivant dans une approche à la fois exhaustive et globale [11].

Le traitement des incertitudes est un domaine crucial de R&D par ses enjeux de sûreté et ses impacts économiques. Il fait l'objet de nombreux travaux, séminaires, écoles d'été, associant des chercheurs de différents horizons et conduisant à tester de nouvelles approches telles que « les modèles par polynômes de chaos » [12].

► Références

- [1] D. L. SMITH, *Probability, Statistics, and Nuclear Uncertainties in Nuclear Science and Technology*, OECD Nuclear Energy Agency, Nuclear Data Committee Series, Neutron Physics and Nuclear Data in Science and Technology, Vol. 4., 1991.
- [2] A. KODELI, *Études des incertitudes sur la fluence dans les cuves des REP – Ajustement des données de base*, Note CEA-N-2749, janvier 1994.
- [3] J. M. KALFEZ, G.B. BRUNA, G. PALMIOTTI, M. SALVATORES, "Burn-up Calculations with Time-Dependent Generalized Perturbation Theory", *Nuclear Science and Engineering*, 62, 1977, p. 304.
- [4] J. REBAH, Y.K. LEE, J.C. NIMAL, B. NIMAL, B. DUCHEMIN, L. LUNÉVILLE, "Sensitivity and Uncertainty Analysis for Fission Product Decay Heat Calculations", *Proceedings of the 8th International Conference on Radiation Shielding*, April 24-28, 1998, Arlington, USA, pp. 84-91, 1994.
- [5] A. GANDINI, "A Generalized Perturbation Method for Bi-linear Functionals of the Real and Adjoint Neutron Fluxes", *J. Nuclear Energy*, 21, 755-765, 1967.
- [6] G. DEJONGHE, J. GONNORD, J.C. NIMAL, "Perturbation Calculations by the Correlated Samples Method", *Proceedings of the International Meeting on Advances Nuclear Engineering Computational Methods*, Knoxville, Tennessee, April 9-11, 1985, Volume 2, 1985.

[7] H. RIEF, "Generalized Monte-Carlo Perturbation Algorithms for Correlated Sampling and Second Order Taylor Series Approach", *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 11, n°9, 1984, pp. 455-476.

[8] B. MORILLON, *Perturbation dans le transport des neutrons par la méthode de Monte Carlo*, Note CEA-N 2838, octobre 1998.

[9] J.P. BOTH, "Treatment of Cross Section Uncertainties in the transport Monte Carlo Code TRIPOLI-4", ICRES'9, Tsukuba, Ibaraki, Japan, October 17-22, 1999, *Journal of Nuclear Science and Technology*, Supplement1, pp. 420-426, March 2000.

[10] A. BOULOURÉ, C. STRUZIK, F. GAUDIER. "Uncertainty and sensitivity analysis of the nuclear fuel thermal behavior". *Nuclear Engineering and Design*, 253, pp. 200-210, 2012.

[11] O. LERAY, *Détermination, maîtrise et réduction des biais et incertitudes de la réactivité du Réacteur Jules Horowitz*, Thèse de Doctorat en Sciences, Université de Grenoble, 25 septembre 2012.

[12] J. M. MARTINEZ, "Analyse d'incertitudes, Modèles simplifiés par polynômes de chaos", Séminaire incertitude de Bruyères le Châtel, 23/04/2006.

► Bibliographie

- CACUCI (D.), *Uncertainty and sensitivity analysis*, USA, Chapman and Hall/CRC, 2003.
http://www.oecd-nea.org/science/wpec/sg33/methods/SU_References.pdf
- USACHEV (L.N.), *Proc. Int. Conf. On Peaceful Uses of Nucl. Energy*, Geneva, vol.5, 503, 1955.
- WEINBERG (A.) et WIGNER (E.) *The Physical theory of neutron chain reactor*, The University of Chicago Press, 1958.
- WILLIAMS (M.L.), "Development of depletion perturbation theory for coupled neutron/nuclide fields", *Nuclear Science and Engineering*, 70, 20-36, 1979.
- TAKEDA (T.) and UMANO (T.), "Burnup sensitivity analysis in a fast breeder reactor – Part I : sensitivity calculation method with generalized perturbation theory", *Nuclear Science and Engineering*, 91, 1-10, 1985.
- RIMPAULT (G.) *et al.*, "Methodology for a Large Gas-Cooled Fast Reactor Core Design and Associated Neutronic Uncertainties" *Proc. Int. Conf. PHYSOR'2004*, Chicago, USA, 04/2004.
- ARCHIER (P.) *et al.*, "Nuclear data uncertainty propagation for neutronic key parameters of CEA's SFR v2b and CFV sodium fast reactor designs", *Proc. Int. Conf. PHYSOR 2012*, Knoxville, USA, 2012.

La comparaison des résultats calculés par le formulaire aux résultats expérimentaux obtenus sur une série d'expériences choisies afin de représenter au mieux la diversité des configurations rencontrées permet :

- La remise en cause éventuelle du code de calcul, devant alors conduire à une action corrective ;

- un retour vers les données physiques de base : réévaluation des sections efficaces issues des évaluations internationales utilisées ;
- une remise en cause éventuelle de l'expérience.

Comme indiqué plus haut, la possibilité qu'ont les neutroniciens de disposer du Monte-Carlo pour vérifier les calculs



Fig. 100. Les étapes de la démarche VVQ : établir les données, vérifier puis valider les codes de calcul, qualifier les formulaires pour un emploi dédié et spécifique.

déterministes est un atout largement exploité : depuis quelques années, l'utilisation des moyens de calcul les plus récents (HPC, voir *supra* le chapitre dédié au calcul haute performance, HPC) et celle du Monte-Carlo ont permis des sauts qualitatifs en termes de précision et d'analyse.

L'association Monte-Carlo / HPC / mesures précises permet d'évaluer l'impact des données nucléaires, tandis que la comparaison Monte-Carlo/déterministe permet d'évaluer celui lié aux biais de modélisation, si tant est que les données nucléaires employées soient complètement cohérentes entre les deux systèmes de calcul. Il faut de surcroît que le code Monte-Carlo utilisé comme référence ait lui-même subi le processus complet VVQ évoqué plus haut.

Pour achever la démarche de vérification, validation et qualification, on peut procéder à des exercices d'inter-comparaison (*benchmarks*) pour obtenir une estimation des incertitudes de calcul neutronique (voir les *benchmarks* internationaux récents cités plus loin). Ces exercices font partie intégrante de la démarche de qualification d'un formulaire car ils concourent à accroître le degré de confiance attaché à l'utilisation des logiciels/formulaires de calcul.

► Bibliographie

OBERKAMPF (W. L.), TRUCANO (T. G.), HIRSCH (C.), "Verification, validation, and predictive capability, in computational engineering and physics", *Computational Engineering and Physics, Appl. Mech. Rev.*, vol. 57, n° 5, September 2004.

ORLOV (V. V.), VAN'KOV (A. A.), VOROPAEV (A. I.), KAZANSKIJ (Y. A.), MATVEEV (V. I.), MUGOROV (V. M.) et KHODAREV (E. A.), "Problem of fast reactor physics related to breeding", *Atomic Energy Review*, vol. 4, n° 118, pp. 989-1077, 1980.

RIDER (W. J.), KAMM (J. R.) and WEIRS (V. G.), *Verification, Validation and Uncertainty Quantification Workflow in CASL*, SAND2010-234P, December 2010.

Bernard BONIN, Cheikh M. DIOP, Anne NICOLAS

Département de modélisation des systèmes et des structures,

et Cyrille DE SAINT-JEAN

Département d'étude des réacteurs



La neutronique expérimentale. Expériences en maquettes critiques

Contexte et besoins en neutronique expérimentale

Depuis le début de l'histoire des réacteurs nucléaires, l'expérience a constamment accompagné la modélisation numérique. Bien que la neutronique s'appuie sur des équations parfaitement représentatives des phénomènes mis en jeu, l'amplitude du domaine d'énergie, la multiplicité des matériaux et de leurs caractéristiques, la complexité géométrique des cœurs rendent indispensable l'expérimentation sur des réacteurs afin de qualifier l'ensemble des données physiques et des modèles de calcul. Elle le restera à l'avenir, en particulier pour les modèles de calculs destinés à être appliqués à des configurations neutroniques nouvelles ou peu usitées.

Le CEA assure la qualification des données de base et des formulaires de calcul neutronique grâce à la conception et à la réalisation d'expériences sur trois **maquettes critiques*** installées à Cadarache : ÉOLE, MINERVE et MASURCA décrites de manière détaillée dans la monographie DEN : « Les Réacteurs nucléaires expérimentaux ».

Ces maquettes critiques sont des réacteurs mettant en jeu de très faibles puissances. Elles ont un comportement neutronique extrapolable aux phénomènes physiques élémentaires rencontrés dans les réacteurs de puissance grâce à la linéarité de l'équation de Boltzmann qui régit le transport des neutrons.

Toutefois, ceci n'est vrai que sous certaines conditions : en effet, le couplage de la neutronique avec la thermohydraulique (notamment par le biais de la température) détruit la linéarité des phénomènes. Cet effet limite, bien sûr, l'extrapolabilité des résultats des maquettes critiques mais n'en supprime pas pour autant l'intérêt pour des expériences à effets séparés, en particulier pour la qualification des données nucléaires.

Ces maquettes sont souples, adaptables, faciles d'accès et aisées à instrumenter.

La **maquette critique ÉOLE**, de très faible puissance (< 500 W), est destinée aux études neutroniques de **réseaux*** modérés, en particulier ceux des *Réacteurs à Eau Légère* mais aussi les *Réacteurs à Eau Bouillante* (fig. 101).

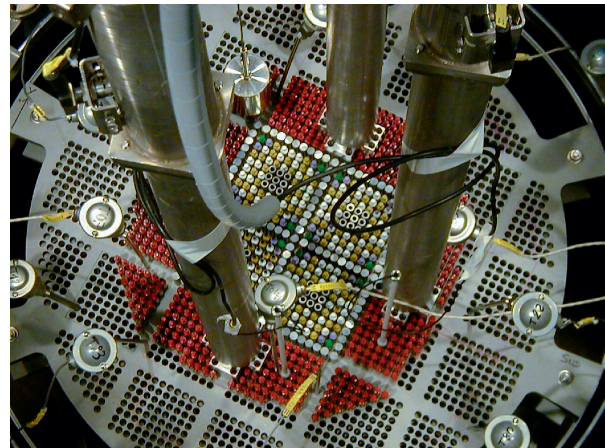


Fig. 101. Vue de la configuration FUBILA dans la maquette critique ÉOLE.

Elle s'articule autour d'une cuve de 2,3 m de diamètre et 3 m de hauteur. Au centre de cette cuve, une autre cuve plus petite (~1 m de diamètre et 1 m de hauteur) permet de recevoir, grâce à un jeu de grilles interchangeable, tout type de réseau de réacteur à eau. Quatre barres de sécurité permettent de contrôler la **réactivité*** à tout moment.

La **criticité*** est atteinte par ajustement de la concentration en bore soluble du modérateur (eau légère) ou bien par ajustement du nombre de crayons. Une barre de pilotage permet d'effectuer la divergence et de stabiliser la puissance entre 0 et 100 W (puissance maximale autorisée).

De nombreux types de combustible (MOX, UO₂ de type REP et REB), de matériaux absorbants, de poisons ou de matériaux de structure (B₄C naturel et enrichi, AlC, Hf, UO₂-Gd₂O₃, pyrex, Zy-2, acier, etc.) sont utilisables. Les techniques expérimentales utilisées et sa flexibilité font d'ÉOLE un outil rare et efficace pour la physique des réacteurs à eau légère.

Le **réacteur MINERVE** est une pile piscine dont le cœur de très faible puissance (inférieure à 100 W), immergé sous 3 mètres d'eau, est constitué de plaquettes en uranium métallique très enrichi (fig. 102). Au centre de ce cœur « nourricier » réside une cavité cylindrique qui reçoit les réseaux expérimentaux. Plusieurs types de réseaux peuvent être ainsi étudiés permettant de créer des spectres neutroniques représentatifs de réacteurs à **neutrons rapides***, **épi-thermiques***, **thermiques*** et très thermiques. Au centre de la cavité, un appareillage spécial, appelé « oscillateur », permet d'effectuer des

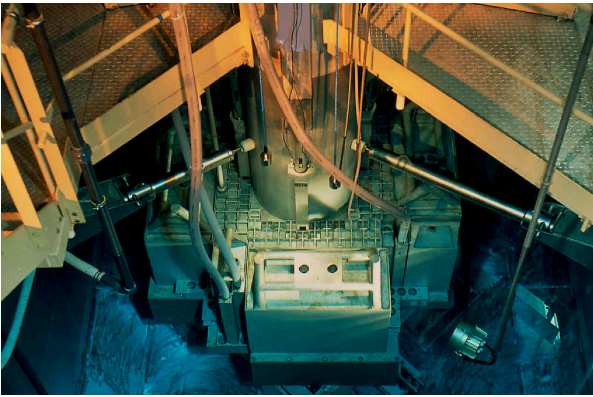


Fig. 102. Vue du cœur Mélodie dans la piscine MINERVE.

mesures de réactivité d'échantillons spécifiques grâce à un pilote rotatif jouant le rôle de compensateur de réactivité (l'angle de rotation des parties absorbantes de ce pilote est proportionnel à la réactivité introduite dans le cœur). Cet outil permet de mesurer des effets en réactivité variant de 0,1 à 10 pcm*.

Le réacteur **MASURCA**, de faible puissance (inférieure à 5 kW), est destiné aux études neutroniques de réseaux de Réacteurs à Neutrons Rapides ou épithermiques (fig. 103).

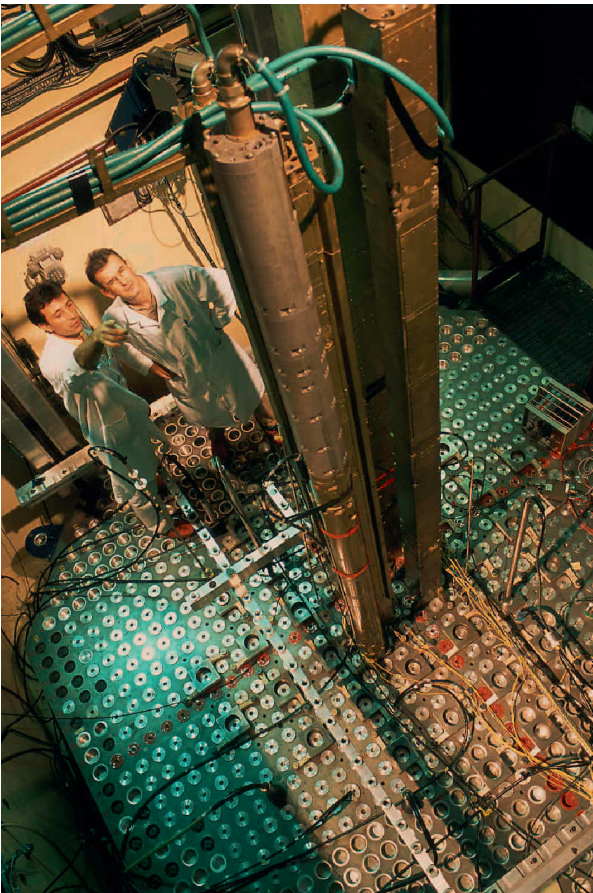


Fig. 103. Deux expérimentateurs sur le plancher du réacteur MASURCA.

Ce réacteur est de type « Meccano® ». Ce « Meccano® » pouvant contenir des cœurs d'un volume allant jusqu'à 6 m³, est constitué de tubes de section carrée chargés individuellement de réglettes ou de plaquettes de combustible ou de caloporteur représentatifs de réseaux à neutrons rapides ou épithermiques à étudier.

Cette installation permet de tester un nombre quasi illimité de combinaisons et de solutions représentatives des problèmes à traiter (MOX, Pu métallique, UOx appauvri, naturel et enrichi, thorium, graphite, gaz, sodium, plomb, acier, ferrite, CaH₂, ZrH₂...). Cette installation très flexible du point de vue de son chargement et de son exploitation permet de valider les solutions novatrices de cœurs de réacteurs rapides ou épithermiques tels que les **RNR*** gaz, les **RHT***, les **réacteurs hybrides*** sous-critiques.

Maquettes critiques et expériences intégrales

La conception d'une **expérience intégrale*** vise à rendre cette expérience aussi représentative que possible vis-à-vis du besoin en qualification exprimé (outils de calcul et bibliothèques de données nucléaires). Elle fait appel à un enchaînement de *calculs de sensibilité* et de *calculs d'incertitudes*.

On peut distinguer deux types d'expériences intégrales. Celles de type « fondamental » visent à qualifier les données nucléaires de base par la mesure de paramètres fondamentaux tels que **facteurs de multiplication*** k_{eff} , **indices de spectre***, **sections efficaces***, **facteur de conversion*** de l'U 238, **coefficient de température*** ou **fraction effective de neutrons retardés*** β_{eff} . Celles de type « maquette » visent à qualifier les méthodes de calcul à travers des paramètres intégraux tels que distributions de taux de réaction, efficacité en bore soluble, efficacité de grappes d'absorbants ou **coefficients de vidange*** (sodium ou vide).

La réalisation de programmes expérimentaux en neutronique nécessite l'utilisation de nombreuses techniques expérimentales permettant d'acquérir les différents paramètres physiques, qui serviront à la qualification des **formulaires*** de calcul, avec l'incertitude souhaitée. Ces techniques peuvent être classées en trois familles principales :

- Les techniques de mesure pour la détermination de la **réactivité*** absolue (échelle de réactivité) ou relative (différence entre deux réactivités) ;
- les techniques de mesure pour la détermination de distribution de **taux de réaction*** et de **flux*** absolus ou relatifs (niveau de perturbation), « *in core* » ou « *post-irradiation* » ;
- les techniques de mesure de détermination de **dose*** gamma ou neutrons également absolues ou relatives.

Chaque paramètre ou phénomène mesuré fait généralement appel à l'utilisation simultanée de plusieurs techniques expérimentales afin d'obtenir et de maîtriser l'**incertitude cible*** associée.

La détermination de paramètres expérimentaux nécessite la maîtrise des incertitudes expérimentales systématiques et statistiques. L'emploi simultané de plusieurs techniques de mesures autorise une diminution du terme systématique de l'incertitude. La réalisation de plusieurs séries de mesures avec une même technique expérimentale ainsi que l'amélioration intrinsèque de cette technique permettent de diminuer le terme statistique de l'incertitude.

Des chambres à fission pour la mesure du flux neutronique dans les réacteurs expérimentaux

Les techniques de mesures dites « *in core* » sont fondées sur l'emploi de détecteurs à neutrons appelés « **chambres à fission*** » (fig. 104). Ces détecteurs de petite taille présentent l'intérêt d'obtenir des mesures locales de flux neutronique avec un positionnement précis.

Une chambre à fission se présente sous la forme d'une enceinte étanche, remplie de gaz inerte (généralement de l'argon), à l'intérieur de laquelle se trouvent deux électrodes dont une, l'anode, supporte un dépôt de matière fissile qui caractérise la chambre (U 235, Pu 239, Pu 241...). Les caractéristiques générales d'une chambre à fission sont :

- La tension de polarisation ;
- la pression du gaz : 50 à 500V, 5 à 20 bars ;
- l'épaisseur du dépôt < 1 mg/cm².

Au cours de la fission, un grand nombre d'électrons orbitaux est éjecté de sorte que les fragments de fission sont fortement ionisés. L'un des produits de fission (le plus lourd) est absorbé par l'électrode support et l'autre ionise le gaz rare de la chambre. Les charges sont collectées sur l'anode et sont véhiculées le long d'un câble coaxial dans le tube d'instrumentation pour donner le signal de mesure. C'est donc une mesure

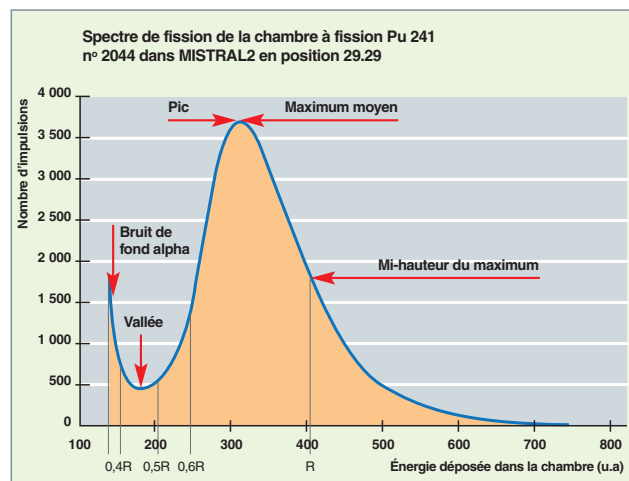


Fig. 105. Exemple de mesure obtenue avec une chambre à fission. Spectre de fission d'une chambre à dépôt Pu 241.

« *in core* » en direct mais qui impose la présence d'un canal de mesure (tube d'instrumentation pour laisser le passage de la canne de mesure). Cette chambre à fission est reliée à une chaîne électronique comprenant un pré-amplificateur, un amplificateur et un analyseur multicanal de façon à obtenir un spectre d'impulsions traité par la suite (fig. 105).

Il s'agit donc de méthodes de mesure directe qui sont employées :

- Soit pour des mesures de distributions axiales ou radiales de taux de réaction d'un noyau particulier (le noyau dopant de la chambre) (fig. 106, page suivante) ;
- soit pour des mesures d'indice de spectre, par rapport de mesures de deux taux de réactions sur deux chambres différentes. Les différents rapports mesurés permettent ainsi de caractériser le spectre des neutrons, chaque noyau utilisé ayant une réponse propre aux différentes énergies des neutrons. Ce type de mesures nécessite un étalonnage préalable des chambres dans un flux neutronique parfaitement thermique, obtenu à l'aide d'un dispositif appelé « colonne thermique ».



Fig. 104. Chambres à fission miniatures (4 mm et 1.5 mm).

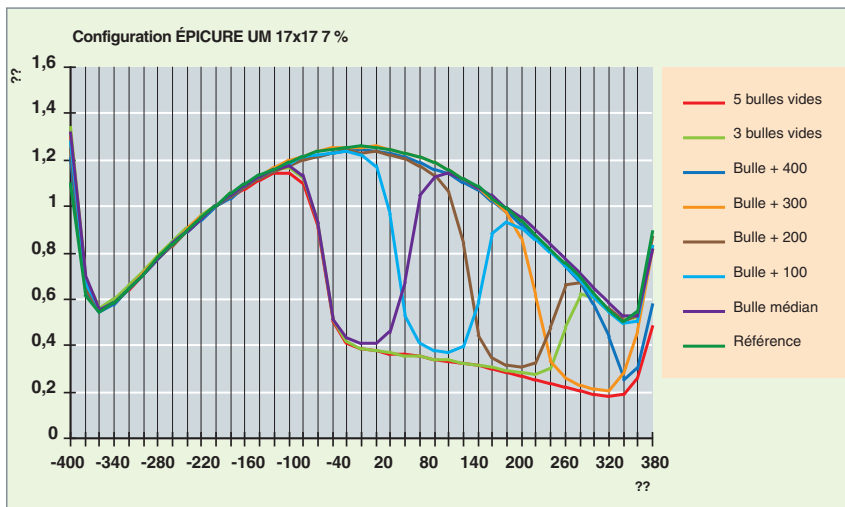


Fig. 106. Mesure par chambre à fission de la distribution de taux de fission par rapport à la cote axiale dans le cœur d'ÉOLE (800 mm de hauteur fissile) avec une « bulle » se déplaçant axialement au centre d'ÉOLE.

Exemples de méthodes de mesure pour la détermination de la réactivité

Les techniques de mesure et les chaînes d'acquisition et de traitement du signal employées pour la détermination de la réactivité sont fondées sur la mesure de la différence de **réactivité*** entre deux états donnés d'une ou plusieurs configurations. Nous en donnons ci-dessous quatre exemples.

- La technique de mesure en « critique » est fondée sur la connaissance de l'ensemble des paramètres critiques d'une configuration (nombre et type de crayons combustibles et absorbants, concentration en poisons consommables, géométrie du cœur, date, vieillissement du plutonium si besoin). On mesure l'évolution temporelle de la population neutronique $N(t)$: le réacteur étant légèrement sur-critique, la population neutronique croît exponentiellement suivant la loi :

$$N(t) = N(0)e^{\frac{k-1}{\ell}t}$$

où k est le facteur de multiplication et ℓ la durée moyenne de la vie des neutrons.

À partir de cette mesure, la détermination du temps de doublement t_d de la population neutronique permet de remonter à l'aide des courbes de Nordheim $\rho = f(t_d)$, fondées sur l'inversion des équations de la cinétique, à la réactivité résiduelle ou réactivité en excès de la configuration étudiée.

- La technique de mesure en « sous critique » utilise la méthode de l'amplification de la source. Cette technique est fondée sur le fait que pour un état sous critique, le produit de la réactivité par la population neutronique est égal à une constante, soit $\rho N = C^{te}$. Les effets en réactivité liés à l'in-

roduction de la source neutronique sont mesurés par des comptages sous critiques sur différents moniteurs de type chambre à fission, placés à différentes positions dans le cœur pour limiter les effets spatiaux. Les comptages sont alors comparés à des comptages réalisés dans le cœur de référence, et étalonnés sur un effet en réactivité bien connu (on utilise généralement la barre de pilotage du cœur pour déterminer la constante). Cette comparaison donne directement la variation de la réactivité.

- La technique de mesure **cinétique*** est fondée sur le suivi de la puissance du réacteur en fonction du temps lors du mouvement d'un absorbant. L'inversion des équations de la cinétique permet alors, connaissant les constantes des neutrons retardés et le temps de vie des neutrons, de déterminer la réactivité associée à cette perturbation.

- La technique de mesure dite par « oscillation », de petits échantillons de matière d'intérêt, spécifiquement utilisés sur le réacteur MINERVE consiste à provoquer des petites perturbations périodiques de certaines propriétés neutroniques. Expérimentalement, on extrait périodiquement le matériau à étudier d'une ou plusieurs cellules de la zone centrale du réacteur et on le remplace par un matériau connu. Ceci provoque une perturbation globale du flux sur l'ensemble du réacteur. Cette perturbation entraîne une variation du niveau de la population neutronique. Elle est sensible à l'importance du flux de neutrons dans la zone perturbée, à la variation des taux de production et d'absorption, et à la **fonction de transfert*** du réacteur considéré. Ainsi, la variation du facteur de multiplication effectif, induite par la perturbation, permet d'obtenir la variation de réactivité $\Delta\rho$ introduite par l'échantillon considéré.

La mesure de la fraction effective de neutrons retardés

La mesure de la fraction de neutrons retardés entre dans la catégorie des mesures dites « de bruit neutronique ». Celles-ci font appel à la mesure des fluctuations neutroniques engendrées dans les réacteurs à faible puissance par des phénomènes aléatoires tels que l'absorption, les fuites ou la production de neutrons. Dans la méthode de la Densité Spectrale de Puissance (DSP)[1], fondée sur l'analyse spectrale des fluctuations neutroniques, on suppose que les causes du bruit neutronique sont des phénomènes aléatoires qui peuvent être décrits comme des processus poissoniens,

considérés statistiquement comme une source de bruit blanc. La densité spectrale de cette source de bruit est donnée par :

$$|\overline{\delta S(\omega)}|^2 = 2 \frac{N \overline{v(v-1)}}{\Lambda \bar{v}}$$

où N est la « population » neutronique, Λ le temps de génération des neutrons, et v le nombre de neutrons émis par fission.

Les équations de la cinétique ponctuelle permettent de lier les fluctuations δN de la population de neutrons N dans le réacteur à la source de bruit $\delta S(\omega)$. Le développement mathématique associé sort du cadre de cette monographie. Retenons que le réacteur se comporte comme un filtre passe-bas vis à vis de la source de bruit : la population de neutrons ne peut subir des fluctuations très rapides (donc à haute fréquence) en raison du temps de génération fini des neutrons et de l'existence des neutrons retardés.

Les fluctuations de la population de neutrons obéissent à l'équation :

$$\frac{|\delta N(\omega)|^2}{N^2} = 2N\Lambda \frac{\overline{v(v-1)}}{\bar{v}} \frac{1}{(\beta_{eff} - \rho)^2 + \omega^2 \Lambda^2}$$

La mesure de la densité spectrale de la population neutronique, appelée $DSP \equiv \frac{|\delta N(\omega)|^2}{N^2}$, renseigne donc sur la proportion de neutrons retardés, et sur le temps de génération des neutrons.

Pour mesurer cette DSP en fonction de la fréquence, on utilise une technique fondée sur l'étude des corrélations entre deux détections de fissions à des instants t et $t + T$. L'utilisation de deux détecteurs en corrélation permet de s'affranchir du bruit de l'électronique des détecteurs. Pour cette raison, la technique est appelée « DSP corrélée », ou intercomparée ($DSPI$). Elle est réalisée à l'aide de deux chambres à fission spécifiques, fortement chargées, fonctionnant en mode courant, et placées en périphérie du cœur, au plus près du combustible. Elles sont en général placées dans des positions symétriques, afin de réduire autant que possible la détection d'événements non corrélés.

Le réacteur se comportant comme un filtre, la $DSPI$ présente un plateau à basse fréquence dont la hauteur donne la valeur du β_{eff} . L'expression finale permettant de lier la valeur de la $DSPI$ à basse fréquence et la fraction de neutrons retardés est :

$$DSPI = 2 \frac{DV_1 V_2}{F} \frac{1}{(\beta_{eff} - \rho)^2}$$

où $\frac{DV_1 V_2}{F}$ est une constante qui peut être déterminée indépendamment de la $DSPI$, décrivant la réponse des chambres à fission utilisées pour la mesure du bruit, en fonction de leur tension de fonctionnement V_1 et V_2 .

La fréquence de coupure ω_c de la $DSPI$ vaut $\frac{\beta_{eff} - \rho}{\Lambda}$. Cette technique de mesure permet donc d'avoir accès non seulement à la fraction de neutrons retardés, mais également au temps de génération des neutrons Λ .

Les équations précédentes montrent l'intérêt de réaliser les mesures de fraction de neutrons retardés au plus près de la criticité, pour laquelle la valeur de la réactivité est nulle. Cette approche permet d'augmenter considérablement la précision de mesure, tout en réduisant l'incertitude associée.

L'incertitude totale sur la valeur du β_{eff} est de l'ordre de 1,6 %, sans prendre en compte l'incertitude provenant du facteur de Diven D qui contribue à 3 % à 1σ sur le β_{eff}^2 .

Comme le montrent les équations ci-dessus, la mesure de la fraction effective de neutrons retardés est intimement liée à la mesure de la réactivité ρ : cette dernière est un nombre sans dimension, le plus souvent exprimée en pcm *i.e.* pour cent mille. Cependant, les neutrons retardés jouant un rôle important dans le contrôle d'un réacteur, il est pertinent d'utiliser une unité plus physique pour la réactivité : suivant une convention venue des États Unis, on exprime la réactivité en « **dollars** » : 1 dollar = 1 * bêta effectif. Selon cette convention, la réactivité en unités « dollars » vaut alors :

$$\rho_{\$} = \frac{\rho}{\beta_{eff}}$$

Ainsi, un réacteur ne sera pas prompt critique tant que sa réactivité restera inférieure à 1 dollar.

On peut dire que la réactivité ρ exprimée en pcm est une valeur absolue et que la réactivité $\rho_{\$}$ exprimée en dollar est une valeur relative. Toutefois, la comparaison, avec des simulations peut tout à fait être réalisée avec des estimations de la réactivité en dollar dans la mesure où le bêta effectif aura été calculé au préalable.

Les méthodes de mesure pour la détermination de taux de réaction

Les techniques de mesure associées à leurs chaînes d'acquisition et de traitement du signal peuvent se classer en deux types de techniques :

- Les techniques de mesures de détermination de taux de réaction en temps réel dites « *in core* » (dans le cœur du réacteur en fonctionnement), pour lesquelles la mesure est fondée sur la caractérisation directe de la population neutronique par des chambres à fission ;
- les techniques de mesure de détermination de taux de réaction dites « post-irradiation », pour lesquelles la mesure est fondée sur la détermination de la population des *gammas* issus de la désintégration des produits de fission.

Ces dernières méthodes sont donc basées sur les méthodes de *gamma-scanning* intégraux et de pic particulier, pour lesquelles on détermine à l'aide de chaînes de mesure, comprenant des semi-conducteurs (diode), préamplificateur, amplificateur et échelle de comptage, l'activité des *gammas* issus de fission, ou de capture.

Ainsi la mesure de type *gamma-scanning* dite « intégrale » consiste à déterminer l'activité totale des *gammas* des produits de fission, au-dessus d'une énergie de 550 keV, permettant ainsi de ne prendre en compte que les événements proportionnels à la fission (les événements de capture, de **création de paire*** et de **Bremsstrahlung*** ne sont ainsi pas pris en compte). Cette technique nécessite en revanche de considérer la décroissance de l'activité *gamma* en fonction du temps.

La mesure de type *gamma-scanning* dite « de pic particulier » consiste à déterminer l'activité absolue d'une raie *gamma* donnée et ainsi de pouvoir déterminer le taux de fission ou de capture induit par neutron (fig. 107 et 108).



Fig. 107. Mesure de spectrométrie *gamma* sur les maquettes critiques ÉOLE/MINERVE. Insertion de crayons combustibles UO_2 ou MOX sous une diode germanium.

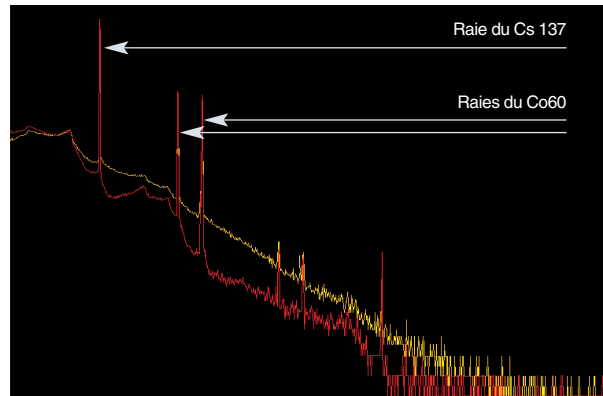


Fig. 108. Mesure de spectrométrie *gamma* sur les maquettes critiques ÉOLE/MINERVE. Exemple de la prise en compte du temps mort sur des spectres de produits de fission : les spectres rouge et jaune ont été obtenus respectivement avec et sans réjection des empilements des signaux dans l'électronique de détection.

Ces différentes techniques de mesure sont principalement employées dans la détermination des paramètres d'intérêt pour la physique des réacteurs comme par exemple les effets en réactivité :

- Efficacité d'absorbant (Hf, AIC, B_4C naturel, B_4C enrichi, $UO_2Gd_2O_3...$) ;
- efficacité de grappe ;
- coefficient différentiel et intégral de réactivité du bore soluble ;
- coefficient de température ;
- coefficient de vidange.

Outre les paramètres liés à la réactivité, les expériences sur maquettes critiques permettent aussi de déterminer d'autres types de paramètres comme les **indices de spectre*** ou la distribution de puissance relative, crayon par crayon. Elles permettent de plus d'étudier les effets de courbure des crayons, de substitution de crayons ou de vide 2D et 3D.

Enfin, les expériences sur maquettes critiques donnent des informations précieuses sur la qualité des sections efficaces neutroniques des noyaux mis en jeu.

Une confrontation de calculs de neutronique avec l'expérience dans le cas difficile des réacteurs à haute température : le benchmark HTTR

Parmi les programmes communs de recherche de l'AIEA, le CRP-5 (*Common Research Program*) a proposé en 1998 un *benchmark* en physique du cœur sur les phases de démarrage du réacteur HTTR (*High Temperature Test Reactor*). Ce réacteur a divergé en novembre 1998, au Japon. Construit par JAERI (*Japan Atomic Energy Research Institute*), le HTTR est un réacteur modéré au graphite (blocs prismatiques) et refroidi

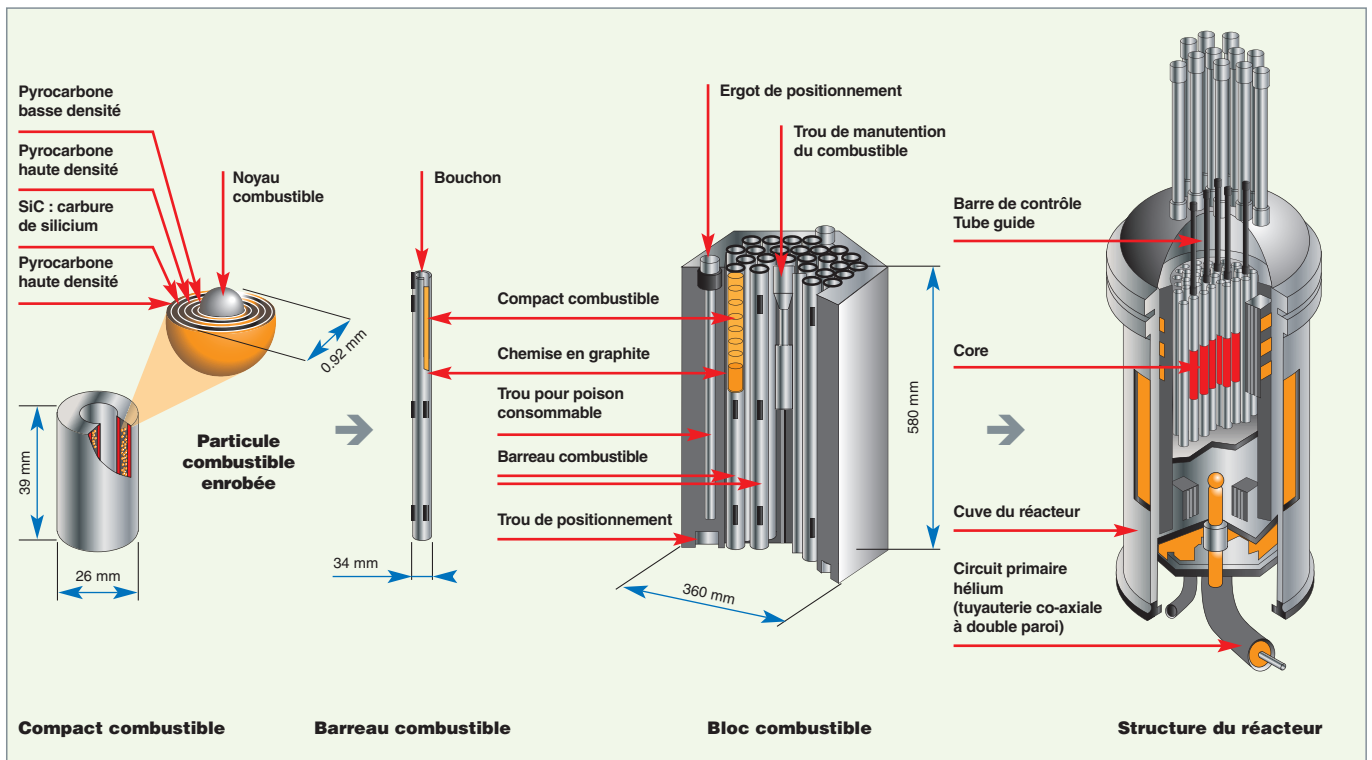


Fig. 109. Vue éclatée du bloc combustible prismatique et du cœur du HTTR.

à l'hélium. La température de sortie du caloporteur est de 950 °C pour une puissance thermique de 30 MW. Les dimensions du cœur du réacteur (environ 230 cm de diamètre effectif pour une hauteur de 290 cm) correspondent approximativement à la moitié de celles des cœurs de réacteurs à gaz de type **RTHT*** proposés dans Génération IV. La figure 109 présente les particularités géométriques de ce type de concept : le combustible, contenu dans des microparticules enrobées de forme sphérique, est aggloméré avec du graphite afin de former des compacts combustibles de forme annulaire. Ces compacts combustibles sont ensuite empilés axialement afin de former des barreaux combustibles qui sont eux-mêmes insérés dans un bloc de graphite d'une hauteur de 60 cm. Le cœur du réacteur est constitué d'un empilement de ces blocs combustibles prismatiques.

Le *benchmark* de calcul proposé par JAERI en 1998 était destiné à évaluer le nombre de colonnes combustibles chargées dans le cœur à la première divergence ainsi que l'excès de réactivité du cœur dans différentes configurations au cours du chargement. S'agissant des calculs du *benchmark* au CEA [2], ceux-ci ont été réalisés avec les codes APOLLO2, CRO-NOS2 et TRIPOLI-4® (voir *supra*, p. 125-142, consacrée aux outils de calcul dans cette monographie).

Pour le calcul du coefficient de multiplication effectif lors des diverses phases de chargement du cœur, deux schémas ont été retenus. Le premier schéma de calcul (APOLLO2 - CRO-

NOS2) est fondé sur la démarche utilisée pour les cœurs de réacteurs à eau sous pression où les constantes du calcul de diffusion proviennent de l'homogénéisation énergétique et spatiale de l'assemblage combustible calculé en milieu infini en théorie du transport. Le second schéma (APOLLO2 – TRIPOLI-4®) est un schéma mis en place pour le calcul du *benchmark* neutronique de démarrage du HTTR.

S'agissant des difficultés de modélisation, notons que l'association, dans ce type de cœur, de graphite et de combustible très fragmenté maximise l'absorption des neutrons dans les **résonances*** des noyaux lourds. Cela rend délicat le choix des hypothèses faites dans le traitement des sections efficaces résonnantes (calculs d'autoprotection). Les approximations faites dans les modèles d'**autoprotection***, conduisant à des incertitudes bien maîtrisées aujourd'hui dans les calculs de réacteur à eau, peuvent se trouver amplifiées dans le cas des **RHT***.

Par ailleurs, le choix de l'hélium comme caloporteur conduit à de grandes sections de passage du gaz dans le cœur. Ces canaux de gaz représentent des chemins de fuites préférentielles (**streaming***) pour les neutrons ayant une direction proche de celle de l'écoulement du gaz, l'hélium étant transparent pour eux. Le traitement de ces fuites au niveau des calculs de cœur constitue un des problèmes clés de la modélisation des réacteurs de la filière, notamment pour les canaux dans lesquels sont insérées les barres de contrôle.

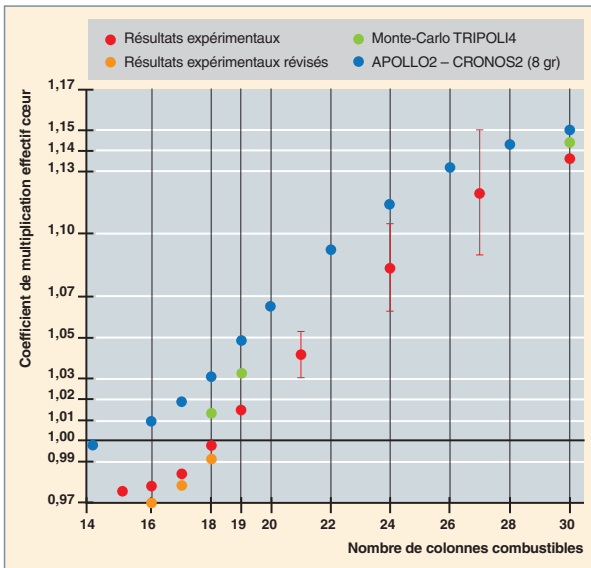


Fig. 110. Évolution du coefficient de multiplication effectif du cœur du réacteur HTTR calculé par divers modèles en fonction du nombre d'éléments combustibles chargés en cœur [2].

Les conclusions générales de ce *benchmark*, issues de l'inter-comparaison entre de nombreux résultats de calcul, font apparaître que, pour la configuration du cœur plein (30 colonnes), il existe un bon accord entre les résultats des calculs déterministes, probabilistes et l'expérience (fig. 110), [3].

Par contre, des écarts apparaissent sur les configurations intermédiaires (24 colonnes, par exemple).

Dans la configuration annulaire (18 colonnes) proche de la première criticité, les calculs continuent, mais dans une moindre mesure, à surestimer la réactivité par rapport à l'expérience. Les codes de Monte-Carlo prédisent, au mieux, un cœur critique avec 18 colonnes c'est-à-dire avec environ 600 à 800 pcm* d'excès de réactivité.

Les hypothèses avancées pour expliquer ces écarts sont, hormis les incertitudes expérimentales (impuretés, mesures de réactivité...), le traitement de la géométrie aléatoire (particules dans les compacts) et la précision des sections efficaces de manière générale. Les calculs de diffusion neutronique en 3D réalisés sur un cœur de configuration annulaire présentent eux-mêmes un écart de l'ordre de 900 pcm avec les calculs de Monte-Carlo et mettent en évidence les limites d'application d'un schéma de calcul déterministe à deux étapes fondé sur un calcul de transport au niveau de l'élément combustible et sur un calcul de diffusion au niveau du cœur.

Le nouveau code de calcul APOLLO3® permettra de lever ces limitations par une utilisation systématique du transport 3D.

Une illustration des difficultés de modélisations multi-échelles existantes dans un réacteur annulaire à blocs prismatiques et de l'hétérogénéité spectrale résultante est donnée par le biais du calcul de la nappe de flux thermique dans la configuration cœur-plein (fig. 111).

Les forts gradients de flux thermique observés sur la figure de droite sont la conséquence de la présence de nombreux éléments de contrôle dans le cœur (ces éléments de contrôle sont des blocs de graphite prismatiques percés de trois cavités d'insertion pour les barres de contrôle) qui jouent un rôle important sur le ralentissement et la thermalisation des neutrons produits par fission dans les éléments combustibles.

Cependant, les difficultés rencontrées sur cette configuration annulaire du HTTR ne sont pas directement transposables aux autres réacteurs de la filière (GT-MHR, PBMR...). En particulier, le cœur annulaire de démarrage, très hétérogène, peu épais et comportant un réflecteur central avec un grand nombre d'éléments « troués » maximisant l'effet de streaming n'est pas représentatif d'un réacteur de puissance. Le HTTR restera, par là même, une référence en termes de difficultés de modélisation.

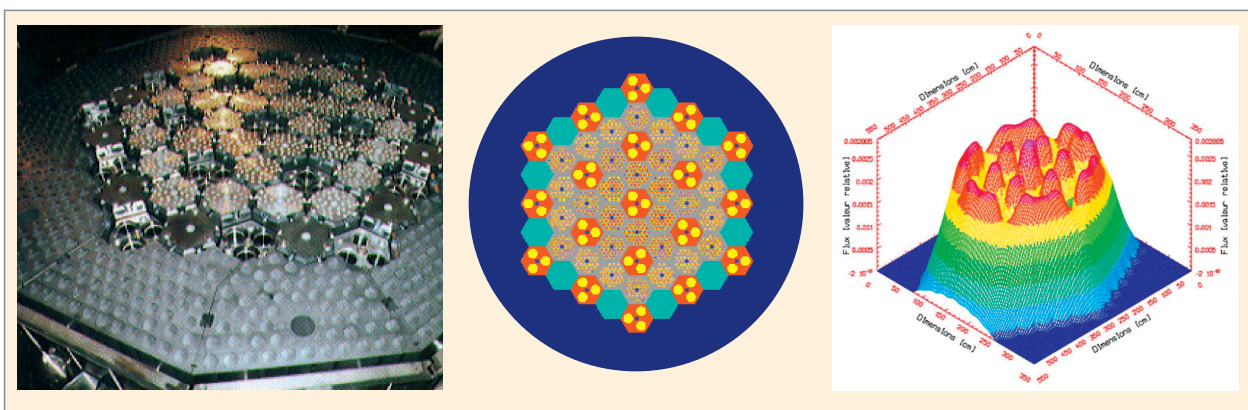


Fig. 111. Variation du flux thermique dans le cœur du réacteur HTTR – Configuration cœur plein, toutes barres extraites.

Les bases de données internationales de benchmarks

La **validation*** de l'ensemble code et données nucléaires nécessite de disposer d'expériences de qualité. C'est pourquoi un effort international a été entrepris pour que le patrimoine mondial des expériences neutroniques puisse bénéficier à tous en faisant en sorte que chaque expérience fasse l'objet d'une description aussi précise que possible et soit revue internationalement par les pairs avant d'être intégrée dans la base internationale. Une expérience standardisée, dont les résultats sont interprétés par la communauté internationale avant d'être intégrés dans une base de données internationale, constitue ce que les spécialistes appellent un « **benchmark*** ».

La description des *benchmarks* est standardisée avec des guides spécifiques à chaque domaine expérimental. Le *benchmark* commence par une description détaillée de l'expérience et de l'installation avec des photos, des schémas, des tableaux de valeurs numériques et textes expliquant de manière circonstanciée les données de l'expérience. Par exemple, dans le domaine de la criticité, le *benchmark* comprend la description géométrique et matérielle donnant lieu à un état critique. Viennent ensuite les résultats de l'expérience. Une évaluation des données expérimentales est effectuée, discutant les diverses incertitudes notamment technologiques. Ensuite, l'évaluateur préconise en les justifiant des simplifications conduisant à un ou plusieurs modèles : c'est la phase de spécifications du *benchmark*. Enfin, comme tout ce travail d'évaluation ne s'effectue pas sans l'usage de codes de transport, les résultats de calcul correspondants sont fournis. Chaque base est distribuée sous forme électronique au format pdf.

Les expériences du *benchmark* bénéficient d'une évaluation soignée des incertitudes expérimentales provenant notamment de la géométrie et des compositions des matériaux. La connaissance de l'incertitude sur les grandeurs intégrales est cruciale pour la validation des codes de transport et l'amélioration des données nucléaires (voir *supra*, p. 165). Un guide applicable aux différentes bases de données (*ICSBEP Guide to the Expression of Uncertainties*) définit le cadre de l'évaluation des incertitudes expérimentales.

Trois grandes catégories d'expériences donnent lieu à des bases de données informatisées : la criticité, la physique des réacteurs et la protection.

Pour la criticité, la base de données « *International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project* » (ICSBEP [4]) rassemble 516 évaluations, soit 4 405 configurations critiques ou presque critiques ou sous-critiques. Les personnes impliquées dans la validation peuvent donc sélectionner les expériences leur convenant dans cette base et transposer sans problème leurs descriptions dans le langage du code à valider. Cette base de données est divisée en différentes catégories d'expériences critiques suivant l'enrichissement et la nature du combustible, et selon le spectre neutronique. Par exemple, le sous-ensemble de la base LEU-COMP-THERM-15 comprend l'évaluation d'une série de 335 expériences critiques dédiées aux VVER, faites dans le réacteur expérimental ZR-6 (fig. 112). L'intitulé LEU-COMP-THERM signifie « combustible d'uranium faiblement enrichi sous la forme de composé solide dans un spectre de neutrons thermiques ». Cette catégorie particulière comprend actuellement 94 évaluations contenant chacune de nombreuses configurations critiques.

Cette base de données dédiée à la criticité, c'est-à-dire à la prédiction du facteur de multiplication effectif, intéresse les physiciens des réacteurs mais bien d'autres grandeurs neutroniques doivent être mesurées pour valider les codes de transport.

C'est l'objet du **projet IRPhE** [5] de répondre aux besoins spécifiques des neutroniciens. La compilation nommée « *International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments* » comprend 53 séries d'expériences,

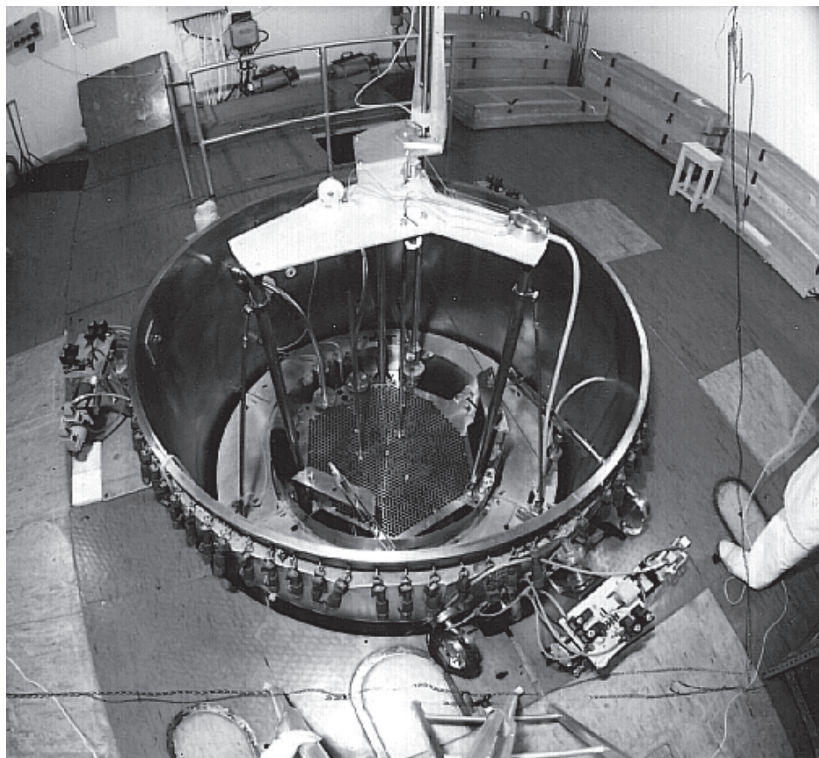


Fig. 112. Vue de dessus du réacteur hongrois ZR-6 utilisé pour les expériences critiques dédiées aux réacteurs VVER dans la base ICSBEP.

proches des problématiques de la physique des réacteurs : il s'agit en particulier d'expériences d'irradiation de combustible en réacteur avec analyse des compositions isotopiques, de mesures de coefficient de réactivité avec étude de sensibilité de la réactivité aux températures des matériaux, à la composition d'un matériau ou à l'insertion d'un matériau dans le réacteur, de mesures cinétiques, de distributions de puissance et de mesures spectrales.

Le **projet SINBAD** [6,7] (*Shielding Integral Benchmark Archive Database*) rassemble quant à lui un vaste ensemble d'expériences intégrales dédiées à la validation des codes et données nucléaires impliqués dans le dimensionnement des protections pour les réacteurs à fission ou à fusion mais aussi des protections pour les accélérateurs. Les grandeurs intégrales dérivent en général de réponses de détecteurs à seuil énergétique. La base comprend 45 expériences de protection pour les réacteurs nucléaires, 23 expériences dédiées à la protection neutronique dans le domaine de la fusion et, enfin, 23 pour la protection dans les accélérateurs. Parmi les 45 expériences de protection des réacteurs, nous en mentionnons deux. L'expérience VENUS-3 [8], [9], conduite en Belgique en 1988, permet l'accès à une grandeur importante, à savoir, la **fluence cuve*** à travers la mesure de l'activation de détecteurs à seuil, selon les réactions Ni58 (n,p), In115 (n,n'), et Al27 (n, α). Cette expérience effectuée dans des conditions proches de celles d'un réacteur nucléaire en fait une expérience intéressante pour valider les codes de transport en plus des données nucléaires.

Même des expériences très anciennes trouvent encore leur utilité dans ces *benchmarks*, puisque leurs résultats peuvent être réinterprétés avec des outils modernes. L'expérience NAÏADE [10] réalisée entre 1960 et 1964 en périphérie du réacteur à eau lourde ZOÉ implanté à Fontenay-aux-Roses a été réévaluée en 2005 et intégrée dans la base SINBAD [7].

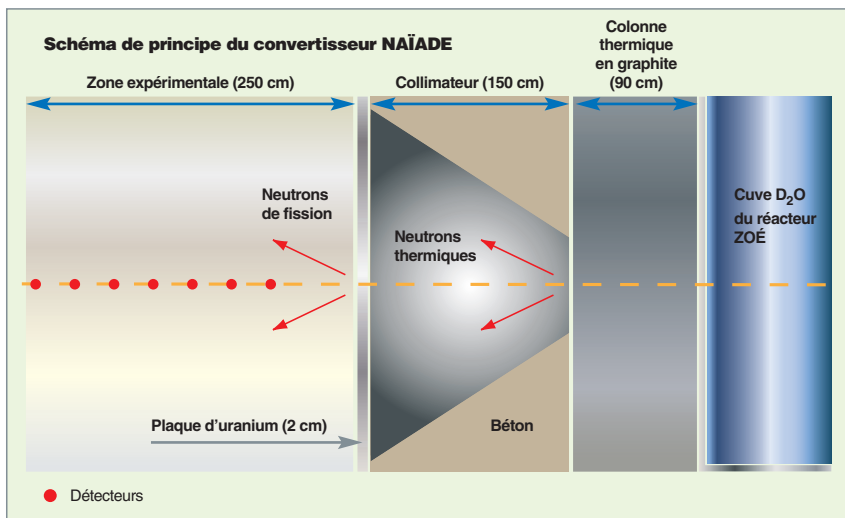


Fig. 113 : Principe d'une expérience intégrale sur colonne thermique (Coupe du convertisseur NAÏADE). [9]

L'installation schématisée sur la figure 113 donne le principe de cette expérience sur colonne thermique : les neutrons thermiques issus du cœur du réacteur sont transformés en neutrons de fission dans une plaque d'uranium. Ces neutrons de fission se propagent ensuite dans des massifs de différents matériaux choisis à tour de rôle parmi le graphite, l'eau légère et l'acier. Ces derniers sont instrumentés avec différents détecteurs placés à différentes profondeurs dans l'épaisseur du massif suivant l'axe central de la colonne thermique (fig. 113). Les réponses de ces détecteurs permettent d'accéder notamment à la fluence dans une situation neutronique relativement simple et donc utile en termes de validation des données nucléaires.

L'Agence pour l'Énergie Nucléaire (AEN) de l'OCDE joue le rôle de fédérateur à l'échelle internationale pour préserver l'acquis historique des expériences intégrales réalisées, en particulier dans des installations disparues et par des spécialistes en retraite ou ayant quitté le domaine.

Autres benchmarks

Nous avons regroupé dans cette dernière partie deux applications particulières ayant pour but la validation du code TRIPOLI-4® : l'expérience GONDOLÉ dans le réacteur OSIRIS, dédiée à l'étude du vieillissement des aciers sous irradiation, et l'expérience FLUOLE visant à valider le calcul de propagation dans des lamellages acier-eau représentatifs des REP.

Étude de la tenue des aciers sous flux neutronique à l'aide d'un dispositif expérimental placé dans le réacteur OSIRIS*

Un calcul de neutronique a été réalisé pour interpréter une expérience d'irradiation d'éprouvettes en acier menée dans le réacteur OSIRIS (fig. 114) [11], [12]. Cette expérience visait à étudier les dommages d'irradiation dans les aciers et à établir une courbe de ténacité de l'acier des cuves des REP. Dans ce cadre, des mesures dosimétriques ont été réalisées sur les détecteurs suivants placés dans un dispositif en périphérie du cœur : Fe54 (n,p) Mn54, Ni58 (n,p) Co58, In115 (n,n') In115m, Cu63 (n, α) Co60. Les comparaisons calculs / mesures relatives à chacune de ces réactions montrent un accord à mieux que 10 %.

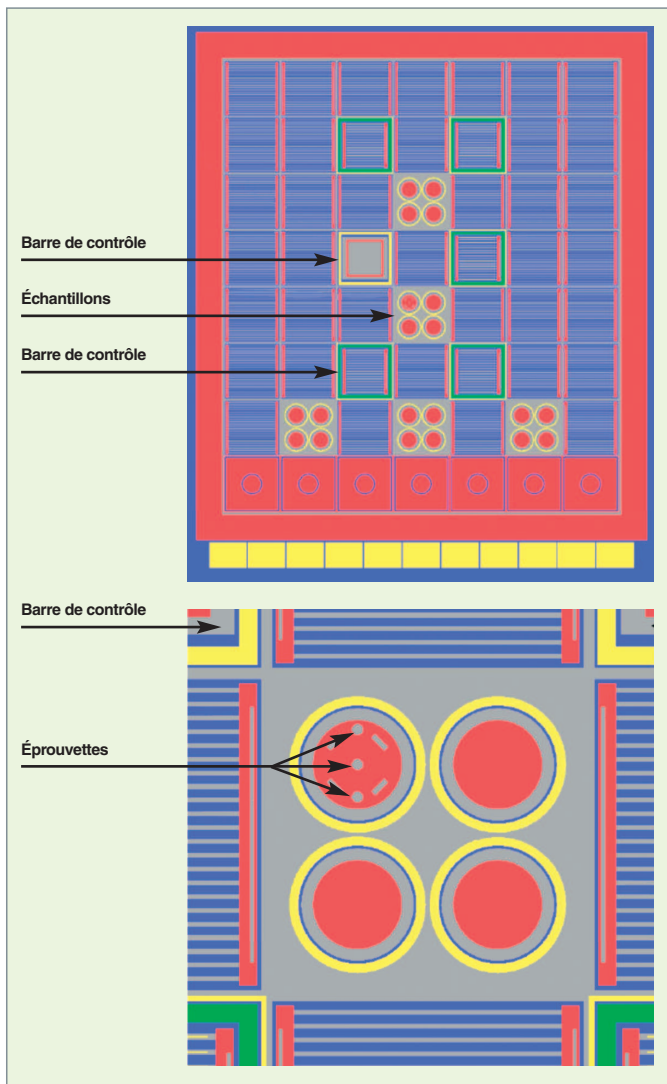


Fig. 114. Modélisation TRIPOLI-4® pour la simulation du réacteur OSIRIS et du dispositif expérimental contenant des éprouvettes d'acier.

Interprétation de l'expérience FLUOLE dans la maquette critique ÉOLE

Le but de l'expérience FLUOLE [13] est de valider le schéma de calcul de la fluence neutronique sur la cuve d'un REP. La propagation des neutrons est effectuée avec le code de transport Monte-Carlo **TRIPOLI-4®** associé à l'évaluation* de données nucléaires JEFF-3.1. L'expérience est représentative d'un REP 1 300 MWe et a été réalisée dans le réacteur ÉOLE du centre CEA de Cadarache (fig. 115).

Les comparaisons calcul-mesure ont concerné notamment les réactions dosimétriques suivantes : Ni58 (n,p) Co58, Co59 (n, gamma) Co60, Fe54 (n,p) Mn54, Au197 (n, gamma) Au198. En raison en particulier de la taille très réduite des zones d'acquisition des résultats (quelques mm³) ce sont environ 100 mil-

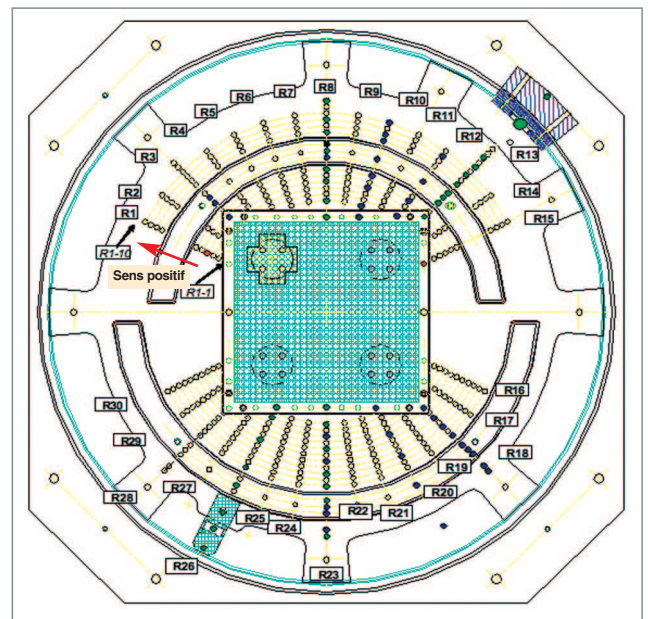


Fig. 115. Le réacteur ÉOLE, dans la configuration de l'expérience FLUOLE [13].

liards d'histoires de neutrons qui ont été simulées, nécessitant la ressource de 100 processeurs pendant une quinzaine de jours.

► Références

- [1] A. SANTAMARINA, P. BLAISE, L. ERRADI and P. FOUGERAS "Calculation of LWR eff kinetics parameters: validation on the MISTRAL experimental program", *Annals of Nuclear Energy*, <http://dx.doi.org/10.1016/j.anucene.2012.05.001>.
- [2] F. DAMIAN, X. RAEPSAET, F. MOREAU, "Code and Methods Improvement in HTGR Modelling at CEA", *Conférence Internationale PHYSOR 2002*, Seoul, October 2002.
- [3] X. RAEPSAET, F. DAMIAN, U. A. OHLIG, H.J. BROCKMANN, J. B. M. DE HASS, E. M. WALLERBOS, "Analysis of the European results on the HTTR's core physics benchmarks", *Nuclear Engineering & Design*, 222, pp. 173-187, 2003.
- [4] *International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments*, <http://www.oecd-nea.org/science/wpncs/icsbep/handbook.html>
- [5] *International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments*, <http://www.oecd-nea.org/science/wprs/irphe/irphe-handbook/handbook.html>
- [6] *Integral Benchmark Archive Database, SINBAD*, <http://www.oecd-nea.org/science/shielding/sinbad/sinbadis.htm>
- [7] I. KODELI, H. HUNTER and E. SARTORI, "Radiation Shielding And Dosimetry Experiments Updates In The SINBAD Database", *Radiation Protection Dosimetry*, vol. 116, n° 1-4, pp. 558-561, 2005.
- [8] *VENUS-3 LWR-PVS Benchmark Experiment*, NEA-1517/69, 1988.

[9] Y.K. LEE, "Analysis of the VENUS-3 PWR pressure vessel surveillance benchmark using TRIPOLI-4.3 Monte-Carlo Code", *12th International Symposium on Reactor Dosimetry*, Gatlinburg, USA, May 8-13, 2005.

[10] J.C. NIMAL, *New Interpretation Of The Naïade 1 Experiments*, NEA/NSC/DOC15, 2005.

[11] H. CARCREFF, A. ALBERMAN, L. BARBOT, F. ROZENBLUM, D. BERETZ, Y. K. LEE, "Dosimetry Requirements fo Pressure Vessel Steels Toughness Curve in the Ductile to Brittle Range", *Journal of ASTM International*, vol. 3, n° 3, 2006.

[12] Y. K. LEE, F. MALOUCH, "Analysis of OSIRIS in-core surveillance dosimetry for GONDOLE steel irradiation program by using TRIPOLI-4 Monte Carlo code," *ISRD-13, International Symposium on Reactor Dosimetry*, Alkmaar, Netherlands, May 25-30, 2008 (2008).

[13] D. BERETZ, S. BOURGANEL, P. BLAISE, C. DESTOUCHES, N. HUOT, J.M. GIRARD, C. DOUMERGUE, H. PHILIBERT, R. BRISSOT, M. DUMONT, "FLUOLE: A new relevant experiment for PWR pressure vessel surveillance", *Reactor Dosimetry State of Art 2008, Proceedings of the 13th International Symposium*, Akersloot, May 25-30, 2008.

Philippe FOUGERAS, Patrick BLAISE,

Département d'étude des réacteurs

Stéphane BOURGANEL, Yi-Kang LEE, Maurice CHIRON,

Frédéric DAMIAN et Claude MOUNIER

Département de modélisation des systèmes et des structures