

Physique des réacteurs

R. Brissot, C. Le Brun, A. Billebaud, D. Heuer, E. Liatard, J.-M. Loiseaux, O. Méplan, E. Merle-Lucotte, A. Nuttin, M.-A. Cagnet (th), O. Laulan (th), L. Mathieu (th), N. Thiollière (th), J. Vollaire (th).

The reactor physics group activities are focussed on studies of innovative concepts developed in nuclear energy production to minimize the final amount of nuclear wastes. For the direct energy production the thorium fuel cycle, which presents interesting potentialities to reduce the minor actinide production, has been largely studied. Some neutron diffusion cross sections have been measured on the PEREN platform and the first activities on molten salt and on gas extraction are beginning on the chemical part. Various configurations of the reactor core have been calculated to obtain acceptable solutions from the safety point of view with various neutron spectra. As fissile material is needed to start the thorium molten salt reactors, several studies have been undertaken taking into account the existing fuel cycles and reactors and a possible increase of the energy demand. ADS are well suited to transmute with good safety conditions the minor actinides produced in the reactors running now and to reduce the radiotoxicity of the nuclear wastes. The MUSE results have been analysed and published giving some methods to measure and control the reactivity of a subcritical core. These methods will be checked with a continuous beam in order to prepare our participation to the European ADS demonstrator which ought to be MYRRHA, a SCK/CEN project (Mol, Belgium).

Le groupe de physique des réacteurs poursuit son travail sur les questions de développement de réacteurs innovants pour le nucléaire du futur. En ce qui concerne la mesure de données nucléaires, le spectromètre à temps de ralentissement de la plateforme PEREN a été mis en service en 2004 et a permis d'apporter des premières données sur la diffusion élastique des neutrons sur le carbone et le fluor, données d'intérêt pour les réacteurs à sels fondus et qui aideront les évaluateurs à enrichir les bases de données internationales. La mise en place de la partie chimie de cette plateforme s'est achevée en 2005 et permettra de prendre en charge la préparation des échantillons de sels fondus. Elle sera le lieu privilégié des études qui seront faites sur le bullage dans les réacteurs à sels fondus, technique qui permet au réacteur de rester régénérateur par l'extraction rapide des principaux poisons neutroniques du cœur du réacteur. Ce cœur de réacteur a fait l'objet de nombreuses simulations qui ont permis de définir pour la filière thorium des configurations assurant une bonne sûreté intrinsèque ainsi que de bonnes capacités de régénération pour différents spectres neutroniques. Les différentes voies permettant de produire le combustible fissile nécessaire au démarrage des réacteurs régénérateurs alimentés ensuite par le combustible fertile thorium ou uranium 238 (1 tonne par GWé an) ont été calculées et ont donné naissance à des scénarios de déploiement d'ici à 2040 prenant en compte la situation mondiale de la consommation d'énergie. Concernant les ADS, qui offrent de bonnes perspectives d'efficacité et de sûreté pour la transmutation des déchets nucléaires à haute activité et à vie longue, la mesure et le contrôle en ligne de la réactivité doivent être bien maîtrisés. C'était un des objectifs du programme MUSE maintenant achevé, réalisé auprès du réacteur MASURCA couplé à la source de neutrons pulsée GENEPI construite par le LPSC, dont les derniers résultats sont en cours de publication. L'étape suivante sera l'utilisation d'une source continue sur l'installation Yalina en Biélorussie pour valider les résultats précédents et surtout la participation à la préparation du démonstrateur européen d'ADS que devrait être le projet MYRRHA du SCK/CEN belge.

◆ La plateforme expérimentale PEREN

L'intérêt de la filière régénératrice $^{232}\text{Th}/^{233}\text{U}$ utilisant du thorium comme élément fertile et de l'uranium comme combustible fissile dans un réacteur à sels fondus nous a conduit à créer au LPSC une plateforme expérimentale dédiée à l'acquisition des données nucléaires et chimiques de base, nécessaires au développement et à la définition de cette filière. La partie neutronique de la plateforme expérimentale PEREN (Plateforme d'Étude et de Recherche sur l'Énergie Nucléaire) est entrée en phase de production de données en 2004. Elle comprend un générateur de neutrons pulsé, GENEPI 2, pouvant être couplé à différents massifs ralentisseurs :

- un massif en graphite percé de canaux pouvant contenir des matériaux diffusants,
- un massif en CF_2 (Téflon),
- un spectromètre à temps de ralentissement en plomb.

Mesures de sections efficaces de diffusion

Le massif en graphite nous a permis dans un premier temps de mesurer la section efficace de diffusion élastique $\sigma_s(\text{C})$ sur le carbone entre 1 eV et 100 keV. Les résultats obtenus sont en très bon accord avec les mesures les plus récentes et constituent une validation de notre méthode expérimentale fondée sur la corrélation énergie-temps

induite par le ralentissement progressif des neutrons par chocs élastiques sur les atomes du milieu diffusant.

À partir de la connaissance de $\sigma_s(C)$, nous avons déterminé $\sigma_s(F)$ à l'aide du massif en CF_2 (Figure 1). Puis, en remplissant le canal central du massif de graphite avec un cylindre de 7LiF préparé par le laboratoire de chimie de PEREN, il sera possible prochainement de déterminer la section efficace de diffusion élastique sur le 7Li , qui constitue l'intérêt majeur de ce programme dans la mesure où les données expérimentales sont quasiment inexistantes pour cet isotope qui constitue un élément important du fonctionnement des réacteurs à sels fondus.

Mesure du rapport α de ^{233}U

La filière $^{232}Th/^{233}U$ peut atteindre la régénération de son combustible en réacteur en spectre rapide comme en spectre thermique. Le paramètre clé pour calculer le pouvoir de régénération est le rapport α de la section efficace moyenne de capture de ^{233}U sur celle de fission. Les valeurs actuelles pour le rapport α de ^{233}U proviennent de mesures effectuées dans les années 1960 et présentent une dispersion de 25%. Une étude de la faisabilité de la mesure du rapport α de ^{233}U sur la plateforme PEREN ainsi que des expériences tests préliminaires ont été réalisées en 2004-2005 [1] à l'aide du spectromètre à temps de ralentissement en plomb. Ces dernières nous ont conduit à la réalisation de chambres d'ionisation parallélépipédiques contenant deux cibles planes d' ^{233}U et d' ^{235}U (pour une mesure de référence) positionnées de façon symétrique par rapport à une anode plane centrale. Cette géométrie permet de maximiser l'angle solide de détection des produits de fission issus des deux cibles. Les photons gamma signant les captures lorsqu'ils ne sont pas en coïncidence avec des produits de fission, seront détectés par un ensemble de huit scintillateurs YAP. Le dispositif expérimental est en cours de réalisation.

[1] M.-A. Cagnet, rapport de stage Master2-Recherche, ENSPG, septembre 2004.

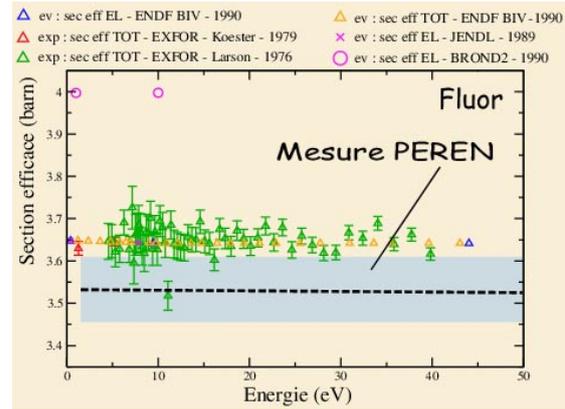


Figure 1 : Section efficace de diffusion élastique des neutrons sur le fluor représentée entre 0 et 50 eV.

Étude paramétrique des RSF et cycle thorium

Dans le cadre des études de systèmes innovants pour la production d'énergie nucléaire, nous avons étudié l'utilisation du cycle thorium dans des Réacteurs à Sels Fondus (RSF). Ces réacteurs, utilisant un combustible liquide circulant dans un modérateur solide, ont été expérimentés avec succès dans les années 1960. Le projet de réacteur de puissance Molten Salt Breeder Reactor (MSBR) n'a cependant pas été retenu à l'époque. Bien qu'il ait été réévalué plusieurs fois au cours des dernières décennies, le MSBR souffre de plusieurs problèmes

majeurs. En particulier, ce concept vise à obtenir la meilleure régénération, grâce à un retraitement du combustible très performant et donc très contraignant. Ce retraitement est considéré aujourd'hui comme irréalisable. De plus, les récentes réévaluations ont attribué au MSBR un coefficient de température total légèrement positif, et non négatif comme indiqué à l'époque. Cela en fait un réacteur éventuellement instable. Pour ces différentes raisons, le concept MSBR, bien que toujours considéré comme un des RSF de référence, ne peut pas aboutir à une installation industrielle.

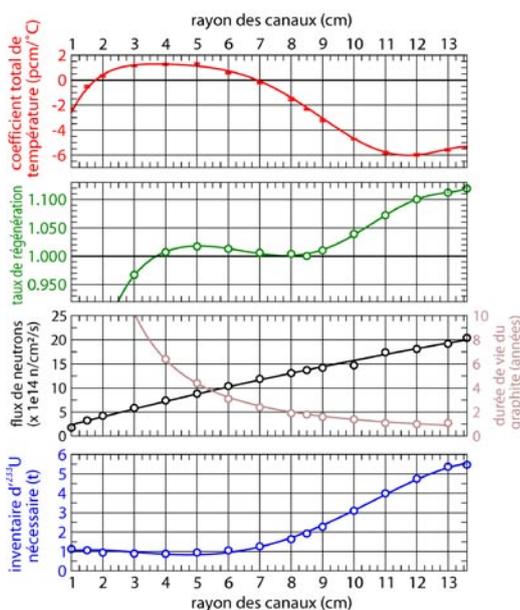


Figure 2 : Évolution de différents paramètres en fonction du rayon des canaux de sel.

Dans l'optique de trouver des solutions à ces divers problèmes et de définir le concept de Thorium Molten Salt Reactor (TMSR), nous avons mené un certain nombre d'études sur le sujet. Comme tout réacteur nucléaire, le TMSR doit répondre à différentes contraintes, au-delà des critères établis par le forum international Génération-IV. L'étude que nous avons menée consiste à analyser simultanément l'impact de plusieurs paramètres du cœur sur l'ensemble de ces contraintes. Cette solution vise à éviter de se fourvoyer trop longtemps dans des axes de recherche prometteurs dans un domaine, pour découvrir plus tard leur incompatibilité vis-à-vis des autres critères. Un grand nombre de caractéristiques du cœur a été soumis à cette analyse, ce qui a permis de réaliser une étude paramétrique détaillée

des RSF en cycle thorium, et de mieux comprendre les phénomènes physiques régissant leur comportement. Nous avons été amenés à élargir considérablement notre champ de recherche. Nos premières études concernant le rapport de modération, au-delà des études précédentes, ont montré un comportement du cœur inattendu. En particulier, l'évolution du taux de régénération n'est absolument pas monotone. Fort de cette expérience, nous avons étudié la variation de nombreuses caractéristiques du cœur sur une très large gamme (Figure 2).

Mises à part les configurations très thermalisées, le coefficient de température s'améliore lorsque la thermalisation diminue, et ce jusqu'au spectre rapide. Nous confirmons donc les mauvaises caractéristiques de sûreté du MSBR, dont le spectre n'était pas assez dur. Par ailleurs, grâce à l'augmentation du nombre de neutrons disponibles, le taux de régénération est bien meilleur pour les configurations rapides qu'épithermiques. Parallèlement à cela, le durcissement du spectre s'accompagne à la fois d'une réduction de la durée de vie du modérateur et du flux de graphite irradié à gérer, ainsi que d'une augmentation prévisible de l'inventaire de matière fissile.

On retiendra que les autres paramètres géométriques, tels que le volume du cœur ou le découpage en zones de modération, permettent une amélioration des performances du réacteur. Il est par exemple possible de réduire l'inventaire par GWé par une augmentation de la puissance spécifique du cœur. Par contre, le problème posé par l'irradiation du graphite ne trouve pas de solution très satisfaisante. Jouer sur le découpage du cœur en différentes zones de modération aplatit le flux et homogénéise les dommages reçus, mais ne change rien à la courte durée de vie du modérateur. La configuration la plus rapide, ne contenant pas de graphite en cœur dans les régions de flux intense, est la seule qui ne soit pas handicapée par ce problème.

Si le cœur est entouré d'une couverture fertile, il n'est nullement indispensable de recourir à un retraitement très efficace pour garder la régénération. En effet, un retraitement de l'ensemble du cœur en 6 mois est suffisant dans la plupart des cas standard, c'est-à-dire dont les pertes neutroniques par fuites ou captures dans le modérateur sont suffisamment faibles. Les bonnes performances dans ce domaine des configurations à spectre rapide leur permettent même de se passer de couverture fertile.

Toutes ces études nous ont apporté une compréhension nouvelle du comportement des RSF, depuis les spectres très thermalisés jusqu'aux spectres rapides. Les résultats obtenus marquent une rupture vis-à-vis des connaissances passées. L'association usuelle entre cycle thorium, RSF et spectre (épi)thermique est maintenant dépassée, puisque les spectres rapides donnent des résultats très satisfaisants, voire bien meilleurs. Ceci remet également en cause les conséquences d'un démarrage du réacteur avec du plutonium. Produisant trop de TRU en spectre (épi)thermique, cette voie ne peut à présent plus être ignorée pour les RSF à spectre rapide.

Il existe maintenant des solutions aux problèmes soulevés par le MSBR. Les coefficients de température peuvent être rendus négatifs, soit par un durcissement du spectre neutronique, soit par un maillage plus serré du réseau modérateur. Le réacteur peut être régénérateur pour des retraitements plus simples que celui envisagé pour le MSBR, et ce grâce à une couverture en thorium (ou sans pour un réacteur à spectre rapide). Enfin, le problème posé par la courte durée de vie du modérateur peut trouver une solution avec la configuration rapide ne contenant pas de graphite en cœur.

Nous retiendrons de ce travail que des configurations très acceptables de réacteurs peuvent ainsi être définies, répondant au mieux aux différentes contraintes, et ce pour tout type de spectre neutronique. Sans négliger les autres solutions, notre attention se porte plus particulièrement sur celle composée d'un canal unique de sel dans sa version conventionnelle ou très haute température.

◆ Scénarios de déploiement de l'électronucléaire

La demande mondiale d'énergie primaire va en croissant et, si elle doit être satisfaite, il faut élaborer des solutions et examiner dans quelle mesure ces solutions sont adaptées à l'enjeu. Les options ne sont pas si nombreuses si on s'accorde à restreindre autant que possible le recours aux énergies fossiles pour limiter les émissions de gaz à effet de serre.

L'énergie nucléaire par fission est, à côté des nouvelles énergies renouvelables et, à beaucoup plus long terme, de la fusion, une des sources d'énergie primaire susceptibles de répondre de manière significative à la demande.

Les scénarios globaux étudiés dans le groupe illustrent les possibilités et les limitations d'un déploiement mondial de l'énergie nucléaire, tout en mettant en évidence la complémentarité des différents types de filières de réacteurs. Cette étude fait apparaître la contrainte forte de disposer de matière fissile pour démarrer un parc de réacteurs régénérant leur combustible. Par ailleurs, ces réacteurs régénérateurs ne peuvent être déployés industriellement avant 20 à 25 ans. Pour assurer la montée en puissance du nucléaire et la transition vers un parc à production durable, des réacteurs à eau légère de 2^{ème} et 3^{ème} générations devront être construits.

Nous avons considéré trois types principaux de réacteurs :

- les réacteurs à eau pressurisée de deuxième (REP) et troisième (European Pressurized Reactor ou EPR) générations. Ce sont des réacteurs qui ne sont pas régénératifs. Les REP sont actuellement en fonctionnement, les EPR démarrent à partir de 2010 dans nos scénarios ;
- les réacteurs à neutrons rapides à caloporteur métal liquide (RNR). Ce sont des réacteurs de quatrième génération, fondés sur le cycle du combustible $^{238}\text{U}/\text{Pu}$. Ils sont plus ou moins sur-générateurs selon le scénario considéré. Les RNR démarrent à partir de 2025 dans nos scénarios ;
- les réacteurs à sels fondus (RSF). Ce sont des réacteurs de quatrième génération qui reposent sur le cycle du combustible $^{232}\text{Th}/^{233}\text{U}$, de spectre neutronique thermique à rapide. Ils démarrent à partir de 2030 dans nos scénarios.

Nos études montrent qu'un déploiement intensif de l'électronucléaire est possible mais qu'il suppose une gestion soignée des ressources en matière fissile et des déchets. Le scénario qui associe les trois types de réacteurs est de loin le plus favorable à un déploiement souple de l'électronucléaire, il permettrait une production encore plus intensive que celle que nous avons envisagée si cela s'avérait nécessaire. Les trois types de réacteurs se complètent remarquablement ; l'utilisation de la matière fissile naturelle est optimisée (Figure 3), le volume de trans-uraniens est minimisé (Figure 4), la possibilité d'arrêter puis de redémarrer la production électronucléaire est assurée, on évite l'irréversibilité des décisions. Des scénarios intermédiaires, donnant plus ou moins de poids aux RNR par rapport aux RSF seraient envisageables, en fonction de critères régionaux ou autres, mais il apparaît, au vu de ces études, que l'on aura besoin très vite du cycle du combustible $^{232}\text{Th}/^{233}\text{U}$.

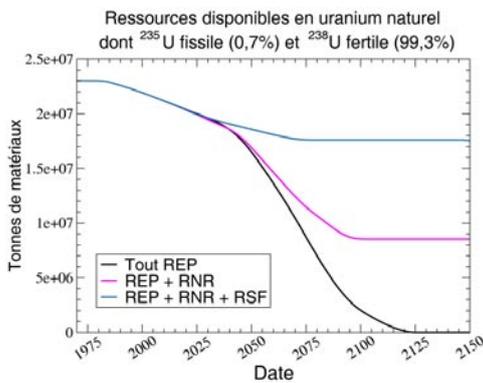


Figure 3 : Ressources en uranium naturel pour les trois types de scénarios considérés.

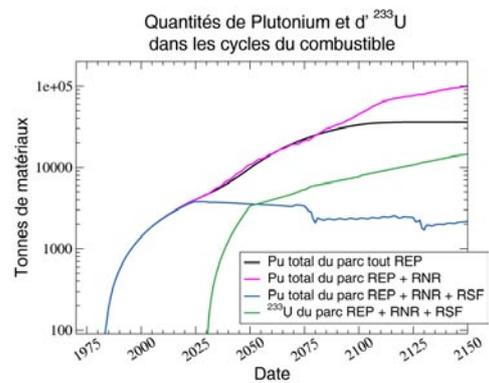


Figure 4 : Quantités de plutonium et d' ^{233}U présentes dans le cycle des combustibles des réacteurs pour les trois types de scénarios considérés.

◆ MURE : principes et premières applications

Le but principal de MURE (MCNP Utility for Reactor Evolution) est de fournir une interface conviviale et portable au code Monte-Carlo MCNP pour, d'une part faire des simulations d'expériences de neutronique et d'autre part faire des calculs d'évolution de réacteurs (taux de combustion et transitoires). Cet outil est principalement développé au LPSC, en étroite collaboration avec le groupe PACS de l'IPN d'Orsay. Il s'agit d'un ensemble de modules (écrit dans un langage objet, le C++) permettant de réaliser différentes tâches de façon indépendante.

Principes

La définition de la géométrie d'un système (dispositif expérimental ou réacteur) au format MCNP est souvent fastidieuse et non paramétrable. La première fonction de MURE est, au moyen d'un certain nombre de classes, de définir très simplement cette géométrie et les matériaux associés.

Une autre partie de MURE permet la gestion des données nucléaires utiles à la simulation ; un module permet de construire les sections efficaces des noyaux présents dans un système à la température voulue, et un autre construit l'arbre des relations entre noyaux qui évoluent (réactions nucléaires disponibles et décroissances radioactives).

La dernière partie concerne l'évolution du combustible proprement dite (voir figure 5) : elle dépend bien sûr des 2 premières parties. Le principe repose sur une alternance successive de calculs MCNP (statique) permettant d'obtenir les flux et sections efficaces à un groupe d'énergie, et d'intégrations des équations de Bateman permettant d'obtenir les nouvelles compositions pour le calcul MCNP suivant. Cette évolution se fait avec des contraintes définies par l'utilisateur (profil de puissance, réactivité...)

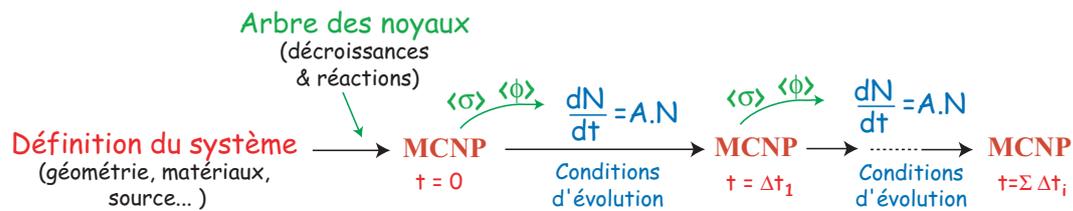


Figure 5 : Schéma général d'un calcul d'évolution dans MURE.

Applications : simulation de RNR et production d' ^{233}U en REP

La figure 6 représente la géométrie complexe d'un EFR (European Fast Reactor) qui fait l'objet de benchmarks avec EDF et le CEA. La réactivité est maintenue constante par le jeu des barres de contrôle. Les résultats préliminaires montrent un bon accord entre le code déterministe ERANOS du CEA et MURE.

Un Réacteur à Eau sous Pression (REP) a été simulé avec des assemblages de MOX thorié pour évaluer le potentiel de production d' ^{233}U afin d'étudier des scénarios de transition d'un parc de REP vers le cycle thorium. Le contrôle de la réactivité est assuré par l'ajustement de la concentration de bore dans l'eau du circuit primaire. Il a été montré que, pour une proportion de Pu de 9,5% (en masse), le réacteur satisfait aux contraintes de sûreté, et que le rendement de conversion $^{233}\text{U}/\text{Pu}$ après 3 ans est d'environ 33%.

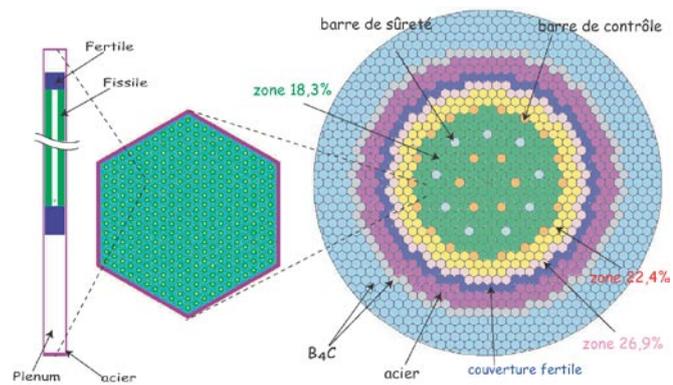


Figure 6 : Géométrie d'un EFR (European Fast Reactor).

Ce code, en cours de développement, est disponible sur <http://lpsc.in2p3.fr/gpr/MURE/MURE.html>. Notons que MURE est déjà utilisé dans différents laboratoires de l'IN2P3 (IPN Orsay, LPC Caen, CENBG Bordeaux) ainsi qu'à EDF Clamart. Le contrôle de l'évolution doit encore être affiné. Il est prévu de réaliser un couplage de MURE avec un code de thermohydraulique pour les études de sûreté, ainsi qu'avec un module spécifique pour les études de scénarios.

◆ Physique des systèmes sous-critiques

Cinétique de multiplication neutronique

Le programme expérimental MUSE-4 s'est déroulé à Cadarache, auprès du réacteur expérimental MASURCA, sur la période 2000-2004. Il avait pour objectif général la compréhension de la physique des assemblages sous-critiques et plus particulièrement la maîtrise dans de tels systèmes, de la cinétique de multiplication neutronique. À cet effet le LPSC (groupe de physique des réacteurs et service des accélérateurs) a développé un générateur de neutrons pulsé intense, GENEPI, qui a été couplé au réacteur MASURCA début 2000. Les années 2003 et 2004 ont été consacrées aux études du comportement du système couplé générateur-réacteur, pour différents niveaux de sous-criticité de MASURCA. L'interprétation de ces expériences a permis de démontrer qu'il est possible de maîtriser :

- la mesure du facteur de multiplication prompt d'un assemblage sous-critique à spectre neutronique rapide,
- la mesure du pourcentage de neutrons retardés, qui, associée au coefficient de multiplication prompt, donne accès au niveau de sous-criticité global du système.

Une méthode originale a été développée pour chacune de ces deux mesures. Le coefficient de multiplication prompt est obtenu par une modélisation complète de la distribution des intervalles de temps entre deux fissions de la même chaîne. Cette prise en compte de tous les détails de la distribution permet de pallier les insuffisances des modèles habituels de la cinétique des réacteurs, qui se limitent en général au premier moment de la distribution. La multiplication neutronique retardée a été caractérisée en modulant temporellement la fréquence des impulsions de neutrons source délivrées par GENEPI. Une alternance de phases à haute et à basse fréquence de répétition de l'impulsion a ainsi permis la mesure de la fraction de neutrons retardés. L'exploitation des résultats expérimentaux obtenus a validé l'utilisation de ces méthodes sur une plage de sous-criticité couvrant largement le domaine de fonctionnement d'une future installation de puissance ($0,995 > k_{\text{eff}} > 0,96$). Nous avons aussi étudié la possibilité d'adapter ces méthodes, développées pour une excitation impulsionnelle, à un fonctionnement

continu de l'accélérateur, qui serait le mode naturel d'une installation de puissance. Cette adaptation fait appel à des interruptions de faisceau suffisamment brèves pour qu'elles ne perturbent pas la thermique du système.

Spectrométrie neutronique

Les méthodes développées pour le contrôle de la cinétique de réaction font largement appel à la modélisation stochastique du processus de multiplication neutronique au sein du réacteur. Cette modélisation repose naturellement sur une bonne connaissance du spectre en énergie des neutrons. Pour vérifier cela, nous avons développé une technique de spectrométrie neutronique, basée sur l'utilisation de mini compteurs proportionnels chargés partiellement en ^3He . Pour la première fois la distribution en énergie des neutrons de multiplication a pu être mesurée au sein même d'un réacteur et comparée aux résultats de simulation numérique. L'excellent accord observé figure 7 est une validation *a posteriori* des bases de données nucléaires utilisées dans la modélisation.

L'ensemble des résultats obtenus au cours de ce programme devrait naturellement trouver une application auprès d'un futur prototype de puissance, deuxième étape sur la route menant à la réalisation d'une installation dédiée à l'incinération des actinides mineurs produits par l'industrie électronucléaire.

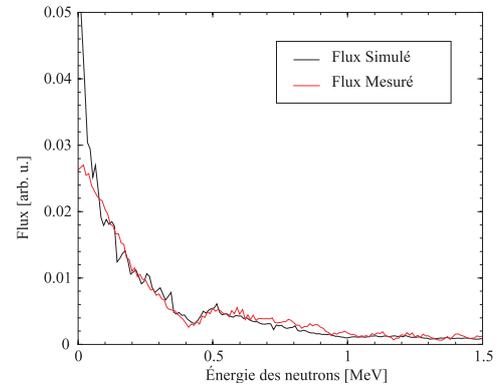


Figure 7 : Distributions expérimentale et simulée des énergies de neutron dans le réacteur MASURCA.

