

# Physique des Réacteurs

Le groupe a comme base commune l'étude de réacteurs innovants pour la production d'énergie, conçus pour une meilleure gestion des ressources naturelles et des déchets. Depuis une dizaine d'années, le spectre des activités s'est élargi aux études de simulation, toujours en lien étroit avec l'activité initiale et pionnière du groupe au CNRS: le développement d'expériences de physique des réacteurs.

Dans le cadre du Programme Concerté de Recherche Applications Nucléaires des Sels Fondus du CNRS, un premier axe d'études de simulation a mené à la proposition d'un concept de réacteur à sels fondus (combustible liquide jouant également le rôle de caloporteur), baptisé en 2004 Thorium Molten Salt Reactor. La dernière version de ce concept a été retenue en 2008 sous le nom de Molten Salt Fast Reactor (MSFR) par le forum international Generation IV. En marge

du travail d'optimisation neutronique du MSFR, le programme expérimental FFFER (Forced Fluoride Flow for Experimental Research) a débuté au LPSC pour démontrer la faisabilité de l'extraction d'une partie des produits de fission par bullage d'hélium.

Une part importante du travail du groupe porte sur les données nucléaires. Des mesures de sections efficaces de diffusion élastique ont ainsi été réalisées à l'aide du spectromètre à temps de ralentissement de la plateforme expérimentale PEREN. En prévision des flux de neutrons plus élevés dans les futurs réacteurs, une autre activité porte sur la conception de détecteurs à ionisation mieux adaptés. Le groupe participe enfin aux études d'impact des incertitudes des bases de données, et à la définition des paramètres nucléaires pour lesquels il est nécessaire d'améliorer la précision via de nouvelles mesures expérimentales.

Cette attention portée aux incertitudes des données nucléaires s'applique tout particulièrement aux études par simulation du combustible thorium, qu'il soit utilisé dans des concepts très innovants comme le MSFR ou dans des réacteurs à combustible solide et à caloporteur eau optimisés, appelés HCWR (High Conversion Water Reactors). Un exemple historique en est le LWBR (Light Water Breeder Reactor) de Shippingport, qui a démontré expérimentalement une légère surgénération d' $^{233}\text{U}$  pendant ses 5 ans de fonctionnement (1977-1982) à une puissance de 60 MWe. Ce second axe d'études de simulation, amorcé en 2005 grâce à l'apport indispensable du calcul déterministe, confirme que la régénération en cycle thorium est accessible dans bon nombre d'autres réacteurs industriels à la technologie déjà éprouvée, comme le CANDU modéré à l'eau lourde par exemple.

En parallèle du problème de production durable d'énergie nucléaire, se pose celui de l'incinération des déchets dans des réacteurs adaptés à de tels combustibles. Engagé dans la voie de la physique des réacteurs sous-critiques depuis sa création, le groupe poursuit le programme MUSE avec l'expérience GUINEVERE (Generator of Uninterrupted Intense NEutron at the lead VENUS REactor), qui couple le générateur de neutrons GENEPI-3C mis au point au LPSC, par une collaboration IN2P3, au cœur rapide VENUS du SCK•CEN à Mol en Belgique. Le but de cette expérience, menée en collaboration avec le SCK•CEN et le CEA, est notamment de démontrer la faisabilité du monitoring en ligne de la réactivité d'un cœur sous-critique représentatif d'un ADS (Accelerator-Driven System) de puissance, dédié à la transmutation des déchets produits par les réacteurs actuels.

# Molten Salt Fast Reactor (MSFR)

M. Allibert, X. Doligez, D. Heuer, C. Le Brun, E. Merle-Lucotte  
INOPRO

*Molten salt reactors in the configurations developed at LPSC and called Molten Salt Fast Reactors (MSFR) have been selected for further studies by the Generation IV International Forum. Our main studies relied on neutronic and thermal-hydraulics considerations to optimize the concept.*

## Développement du concept de MSFR

Les études d'optimisation du concept MSFR en cours au LPSC ces deux dernières années reposent essentiellement sur des simulations neutroniques et thermo-hydrauliques.

### Simulations neutroniques

Nos simulations du comportement d'un cœur nucléaire et du suivi de son évolution sont basées sur le couplage entre un code de transport de neutrons et un code d'évolution des matériaux permettant de simuler le comportement d'un cœur nucléaire. Nos travaux visent à définir le cœur du réacteur de manière optimale du point de vue de la neutronique et de la sûreté, et compatible avec chaque domaine impliqué (matériaux, chimie...). Deux études principales ont été menées ces deux dernières années :

- La possibilité de démarrer le MSFR à l'uranium enrichi : l'étude a consisté à considérer un démarrage mixte avec de l'uranium enrichi et des TRU (TRansUranien) provenant des réacteurs actuels. Ces simulations numériques ont montré une très large plage de possibilités de démarrage dans des conditions acceptables de fonctionnement tout en gardant des coefficients de température négatifs. Un point de fonctionnement particulier a été mis en évidence avec 37% de Th par rapport à Th+U et un enrichissement à 13%. Dans ces conditions, la proportion de Pu dans le sel est limitée à 3%, ce qui assure sa solubilité. L'évolution des compositions est alors lente, ce qui est favorable pour l'unité de retraitement.
- L'optimisation de l'inventaire initial en matière fissile en maximisant la puissance spécifique moyenne dans le réacteur : cette étude a permis de faire le point sur les limitations dues aux dégâts aux matériaux et aux possibilités des échangeurs de chaleur. Un compromis mène à un réacteur de 18 m<sup>3</sup> fonctionnant entre 700°C et 850°C et demandant 3 tonnes d'<sup>233</sup>U par GW<sub>él</sub>.

### Simulation des aspects thermo-hydrauliques (en collaboration avec INOPRO)

L'écoulement du sel combustible dans le réacteur doit satisfaire certaines contraintes pour assurer un fonctionnement optimal. Il est donc nécessaire de réaliser des études de thermo-hydraulique pour vérifier qu'il n'existe pas de points chauds pouvant détériorer les éléments de structure. Cette étude a été effectuée en collaboration avec l'entreprise privée INOPRO. Il en ressort que l'écoulement dans le cœur est instable et ne permet pas d'assurer une bonne uniformité des températures en haut du cœur. Le PCR ANSF soutient depuis 2008 des études complémentaires dans le but de trouver des solutions à ce problème.

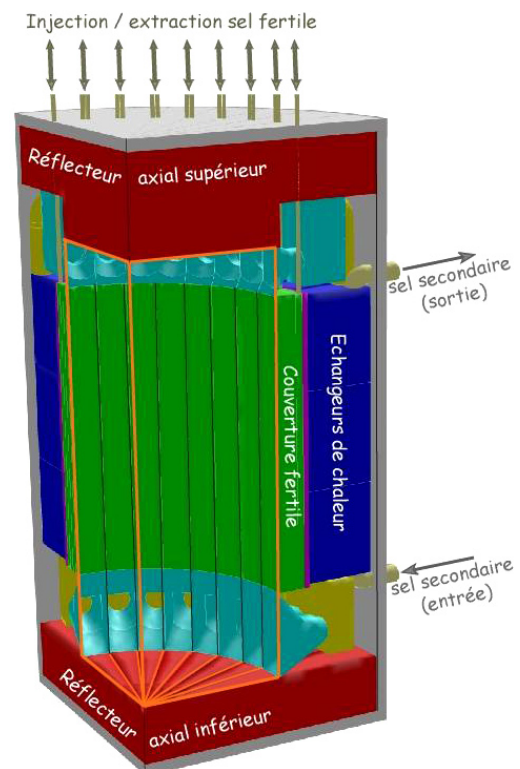


Fig. 1 : Schéma de principe d'un réacteur à sels fondus en cycle thorium. Le sel combustible, non représenté ici, se situe à l'intérieur des lignes orange.

# Physico-chimie et technologies des sels fondus

M. Allibert, V. Ghetta  
LEPMI, SIMAP

*In nuclear Molten Salt Reactor, the fuel is made of a fluoride liquid mixture that is both the site of the nuclear reactions and the coolant. The liquid salt handling and its composition control are then essential points for reactor working. Gas bubbling is an efficient way to extract impurity (particles in suspension or dissolved gases) from the liquid salt. A project has been settled for the building of an experimental facility dedicated to mass transfer study during gas bubbling in a molten salt forced convection loop. Several experimental works have been undertaken related to this goal: test of a small scale metallic valve with liquid salt, tests with a water loop to define a coupled bubbling- liquid/gas separator system.*

## Projet FFER (Forced Fluoride Flow for Experimental Research)

L'objectif scientifique à long terme est la mesure de la performance du procédé d'extraction des produits de fission gazeux et des métaux nobles par bullage d'hélium en conduite de sel en circulation forcée. Le choix de procédé est basé sur le retour d'expérience du MSRE (Oak Ridge, années 1960-1970) et sur les connaissances plus générales associées aux procédés utilisés en métallurgie pour la purification des liquides. La concrétisation du projet implique, suivant les éléments constitutifs considérés, l'adaptation ou la création d'une instrumentation qui soit adaptée au fonctionnement dans un milieu de sel fondu fluoré à haute température (500°C-700°C). L'ensemble du projet couvre des domaines variés, allant de la conception d'ensemble: configuration du circuit, pilotage et sécurité, gestion des contraintes de dilatation, design du système d'injection et séparation des bulles, à la mesure par spectrométrie de masse des gaz extraits. Le projet ayant reçu le soutien du programme interdisciplinaire PACEN, celui de l'institut Carnot-Énergie du futur et celui de l'université Joseph Fourier de Grenoble, nous avons pu entamer les premières étapes de la construction. Cette dernière s'effectue dans des locaux du laboratoire en s'appuyant principalement sur ses différents services et utilise la plateforme PEREN-chimie pour la réalisation du mélange salin (LiF-NaF-KF,  $T_f$  452°C).

## Technologie et tests de dispositifs

Une vanne métallique positionnée entre deux réservoirs de sel (LiF-CaF<sub>2</sub>) a subi un test à chaud durant 130 jours à des températures comprises entre 650°C et 750°C, le passage du liquide d'un réservoir à l'autre se faisant par pressurisation. Cet essai ayant abouti à un blocage, une expertise complète des éléments constituant la vanne a été effectuée pour, à terme, réa-

liser un composant fiable pour la boucle (Coll. Société Vanatome). Des essais sont en cours sur une maquette en eau pour tester un système d'injection de petites bulles bien dispersées (Fig. 1) et pour préciser la géométrie interne du séparateur liquide/gaz situé 1,20 m en aval, qui doit être le plus performant possible.



Fig. 1: Injection de bulles dans la boucle en eau, au niveau d'un Venturi situé dans une portion horizontale du circuit.

# Données nucléaires pour la physique des réacteurs

A. Bidaud, A. Billebaud, S. Chabod, G. Kessedjian, E. Liatard  
M. Baylac, T. Cabanel, R. Micoud, M. Planet, Service Accélérateurs  
M. Heusch, Service Détecteurs et Instrumentation  
D. Marchand, Service Études et Réalisations Mécaniques

The development of the next generation nuclear facilities supports on various research fields, which include the design and construction of innovative nuclear devices, the measurement of their neutronic performances and the modelling studies using simulation tools based on cross-checked nuclear databases. The Reactor Physics group has activities linked to nuclear data, structured to cover these research fields. We participate in international collaborations on large-scale nuclear facilities, in innovative nuclear instrumentation development and in measurement of data of interest for science and industry. In addition, we study the impact of data uncertainties on the precision of nuclear modelling tool predictions.

## Mesure de $\sigma(^7\text{Li}(n,e))$ sur la plateforme PEREN

Les capacités régénératrices des réacteurs à sels fondus au thorium sont sensibles à la valeur de la section efficace de diffusion élastique des neutrons sur le lithium 7. Une mesure précise de cette grandeur est donc nécessaire. Elle a été initiée en 2008-2009 à l'aide du spectromètre à temps de ralentissement au graphite, couplé à l'accélérateur de deutons GENEPI-2, au niveau de la plate-forme expérimentale PEREN du LPSC. Cette mesure est faite en continuité avec les mesures de section efficace élastique effectuées précédemment sur le carbone et le fluor. La valeur de  $\sigma(^7\text{Li}(n,e))$  s'obtient indirectement en mesurant la corrélation énergie-temps des neutrons qui se propagent dans le spectromètre. Dans un second temps, cette corrélation est comparée avec le résultat d'un calcul analytique, dans le cas d'un massif homogène, ou Monte-Carlo pour une structure plus complexe, ce qui permet d'extraire la valeur recherchée. Des mesures complémentaires prévues en 2009-2010 nous permettront d'évaluer les sources d'incertitudes systématiques sur les résultats.

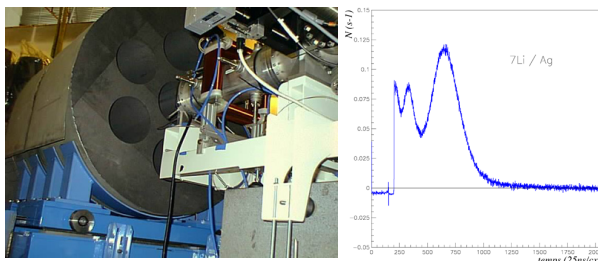


Fig. 1 : Spectromètre à temps de ralentissement au graphite de la plateforme expérimentale PEREN et accélérateur de deutons GENEPI-2 (à gauche). Résonances du spectre en temps des neutrons arrivant au niveau d'une cible d'argent (à droite), permettant de remonter à la valeur de la section efficace de diffusion neutronique du  $^7\text{Li}$ .

## Adaptation de détecteurs aux flux neutroniques extrêmes

Les chambres à fission sont des détecteurs à ionisation miniatures, utilisés pour caractériser en ligne les performances neutroniques des réacteurs nucléaires. La compréhension de leur fonctionnement passe par une modélisation fine des processus physiques à l'œuvre dans leur gaz. Les travaux effectués dans ce domaine nous ont permis d'identifier des configurations de détecteurs optimisées, ouvrant pour la première fois la porte aux mesures de flux neutroniques extrêmes ( $\geq 10^{15}$  neutrons/cm<sup>2</sup>/s). Ces niveaux de flux se généraliseront avec le développement des réacteurs de Génération IV et la mise en service de sources de neutrons intenses (cibles de spallation de haute puissance, réacteurs de recherche et d'irradiation, etc.).

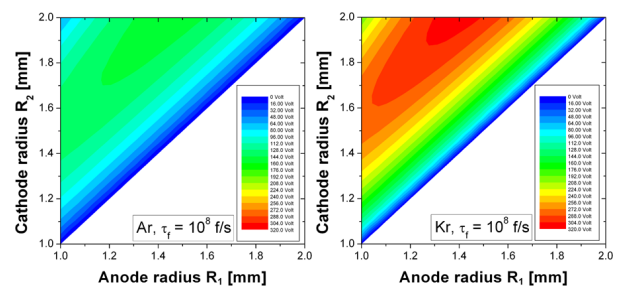


Fig. 2 : Largeur en volt du régime de saturation d'une chambre à fission, en fonction des rayons  $R_1$  et  $R_2$  de ses électrodes, du taux de fission  $\tau_f$  et de la nature de son gaz de remplissage. Ces figures montrent que l'argon, gaz de référence utilisé conventionnellement dans ces détecteurs, présente des performances inférieures à celles du krypton, un gaz rare plus lourd.

## Impact de l'incertitude sur les données nucléaires

Une partie du travail de simulation neutronique entrepris dans le groupe s'oriente vers l'estimation de l'impact des incertitudes de données nucléaires sur les simulations de réacteurs nucléaires. Ce domaine se re-

trouve naturellement à l'interface entre le monde des données et celui de la simulation des réacteurs. Ce travail nécessite l'utilisation et le développement d'outils pointus adaptés à cet objectif particulier. Le groupe a participé au couplage du code de transport DRAGON, utilisé par ailleurs dans le groupe, avec le programme de manipulation de données d'incertitudes SUS3D. Ce travail permet de rapprocher le travail des expérimentateurs et des évaluateurs de données nucléaires avec celui des utilisateurs de ces données. Il a pour double but de quantifier la précision des outils de simulation et de faire remonter à la communauté des données nucléaires les données à améliorer en priorité.



# Étude par simulation de réacteurs à eau modifiés pour la régénération en cycle thorium

A. Bidaud, R. Brissot, P. Guillemin, O. Méplan, A. Nuttin  
CEA Cadarache et Saclay, EDF Clamart, IGN Montréal, IPN Orsay

*During the last two years, a wide simulation study has focused on thorium-fueled modified CANDU and PWR reactors. Its goal was to determine under which conditions such so-called High Conversion Water Reactors (HCWR) can operate in a near-breeding mode, i.e with (almost) no need for extra fissile loading once started-up. This fissile self-sustainability allows significant natural ore savings, and is of great interest for future nuclear energy deployment scenarios. Breeding is found to be achieved in a standard CANDU Th/U for typical burnups of 7 GWj/t. Higher burnups up to 30 GWj/t are feasible in a multirecycling sub-breeding mode, with a reduction of the final fissile inventory down to 90% of its initial value. The PWR core needs more drastic modifications to reach similar performance. A detailed neutronic analysis has led us to turn PWR spectrum fast by replacing the primary light water by heavy water coolant, which makes then practical high conversion possible.*

Les réacteurs à eau actuels fonctionnant au thorium constituent une alternative intéressante aux concepts innovants de quatrième génération. En conservant les bases de la technologie éprouvée des filières CANDU et REP, il est en effet possible d'atteindre la régénération en cycle thorium, notamment par une gestion optimisée de la réactivité. L'utilisation complémentaire de codes déterministes (DRAGON, DONJON) et du code Monte-Carlo de référence MCNP nous permet de conclure avec confiance sur la faisabilité de la régénération dans ces réacteurs modifiés. Pour cela, un effort important a dû être fourni sur MURE (MCNP Utility for Reactor Evolution), ensemble portable de classes C++ permettant calculs d'évolution et études thermo-hydrauliques, et distribué depuis mars 2009 par la NEA (AIEA-OCDE). Ce travail de développement réalisé en lien étroit avec l'IPNO a été grandement facilité par le support du service informatique sur le système de gestion de versions SVN.

## La régénération Th/U est accessible en CANDU standard

Le CANDU se révèle régénérateur en l'état, sans modification autre que celle de la composition de son combustible, jusqu'à un burnup de 7 GWj/t proche de celui réalisé en  $^{nat}U$  (Fig. 1). Un burnup plus élevé peut néanmoins être atteint en acceptant une légère sous-régénération compensée par un apport d'uranium extérieur. Dans les deux cas, des calculs de multirecyclage ont confirmé les excellentes performances du CANDU Th/U jusqu'à l'équilibre. Par ailleurs, la sûreté du CANDU Th/U a été évaluée par des calculs couplés de cinétique ponctuelle et de thermo-hydraulique 2D. Malgré des paramètres cinétiques défavorables, son comportement en cas d'insertion de réactivité se révèle comparable à celui du CANDU  $^{nat}U$ , notamment grâce à de meilleures contre-réactions thermiques.

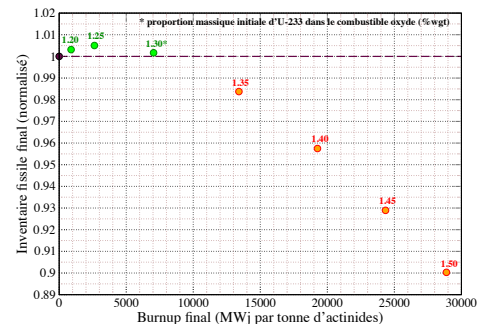


Fig. 1 : Dégradation de la régénération et diminution associée de l'inventaire fissile final ( $^{233}U$ ,  $^{235}U$  et  $^{233}Pa$ ) du CANDU Th/U avec le burnup.

## Des modifications plus poussées sont nécessaires en REP

Dans un REP standard, le cœur est maintenu juste critique en permanence par le biais d'une réserve de réactivité constituée d'un stock initial de poison neutronique (bore), peu à peu dilué dans l'eau légère du circuit primaire pour compenser entre autres l'appauvrissement du combustible. Cela impose un facteur de multiplication infini  $k_{\infty}$  de fonctionnement élevé, et donc un taux de régénération (qui lui est inversement proportionnel) médiocre. Dans le CANDU, le maintien de la réactivité se fait à petit  $k_{\infty}$  par le rechargement en ligne du combustible, ce qui rend la régénération accessible. Il est possible d'améliorer un peu la conversion en sous-modérant le cœur du REP, ce qui limite les absorptions stériles de neutrons, mais on se heurte à un rapport de modération (rapport des volumes modérateur sur combustible) minimal de 0,8 environ imposé par la thermo-hydraulique. Une méthode plus efficace est de remplacer au démarrage toute l'eau légère du circuit primaire du REP par de l'eau lourde, dont le pouvoir de ralentissement est bien plus faible. Le spectre neutronique devient alors rapide, et la réactivité peut ensuite être

maintenue à petit  $k_{\infty}$  par l'ajout d'eau légère modératrice ou par le retrait de crayons thoriés. Les burnups atteints dans ce cas peuvent aller jusqu'à 30 GWj/t si on accepte une diminution de l'inventaire fissile final de 5% environ par rapport à sa valeur initiale. Le mode d'utilisation de ces réacteurs (faible burnup et haute conversion, ou vice-versa) ne peut être choisi qu'en fonction d'un contexte global, exploré dans le cadre d'études de scénarios qui sont en cours.



# Monitoring de la réactivité des réacteurs sous-critiques pilotés par accélérateur : Le programme GUINEVERE

A. Billebaud, S. Chabod, A. Nuttin, H.E. Thyébault  
 M. Baylac, P.-B. Bard, P. Boge, T. Cabanel, J.-M. De Conto, E. Froidefond, Y. Gómez-Martínez, M.-L. Lombard, R. Micoud, M. Planet, Service Accélérateurs  
 C. Barruel, J. Bouvier, J.-L. Bouly, J.-P. Girard, S. Muggeo, J.-P. Scordilis, D. Tourrés, Service Électronique  
 D. Bondoux, Y. Carcagno, G. Damieux-Verdeau, J.-C. Malacour, D. Marchand, J. Menu, G. Michel, E. Perbet, N. Rico, S. Roudier, Service Études et Réalisations Mécaniques  
 G. Dargaud, Service Informatique  
 M. Heusch, Service Détecteurs et Instrumentation  
 LPC Caen, IPNO, IPHC/DRS, CEA/DEN, SCK•CEN, CEA/LIST

*The GUINEVERE project is part of the EUROTRANS-IP of the 6th EURATOM FP. It is mainly devoted to ADS on-line reactivity monitoring validation, as a follow-up to the MUSE experiments. The project consists in coupling a fast lead core, set-up in the VENUS reactor at SCK•CEN Mol (B), to a GENEPI neutron source developed by CNRS. The neutron source will be operated in continuous mode to investigate the current-to-flux reactivity indicator under conditions representative of a powerful ADS. In this mode, short beam interruptions will be performed to access the neutron population decrease as a function of time, allowing the application of different analysis techniques such as “prompt decay” fitting techniques and “source jerk” techniques. To prepare these experiments, LPSC and LPC Caen teams are performing neutronics simulations as well as settling neutron source monitors which are of prime importance. They have in particular investigated the neutron hardness of a diamond detector at the BRL reactor.*

## Le programme GUINEVERE

Les recherches sur les ADS<sup>1</sup>, initiées en France par la loi du 30 décembre 1991 invitant les grands organismes de recherche à travailler sur les questions liées à la gestion des matières radioactives issues des réacteurs nucléaires en exploitation, se poursuivent grâce à la loi de programme du 28 juin 2006 mentionnant explicitement ces systèmes. Des réponses aux questions de faisabilité de ces systèmes et de leur potentialité vis-à-vis de la transmutation sont attendues à l’horizon 2012 afin de décider d’une participation à la construction d’un prototype.

Le programme expérimental MUSE<sup>2</sup>, dédié à l’investigation du monitoring de la réactivité des ADS dans le cadre du 5<sup>e</sup> PCRD<sup>3</sup>, se poursuit dans le 6<sup>e</sup> PCRD européen (projet intégré EUROTRANS) par le programme GUINEVERE «Generator of Uninterrupted Intense NEutron at the lead VENus REactor». Il consiste à coupler le réacteur VENUS du SCK•CEN-Mol (Belgique), transformé en cœur à spectre rapide, avec un générateur de neutrons de type GENEPI<sup>4</sup>. Cet accélérateur, développé par le CNRS/IN2P3, pourra fonctionner dans trois modes : pulsé, continu et continu avec de brèves interruptions de faisceau à l’échelle de la milliseconde. Il permettra d’étudier la problématique du suivi en ligne de la réactivité, telle qu’elle se présenterait dans un ADS de puissance, suivant la stratégie proposée à l’issue du programme MUSE-4.

1 Accelerator Driven System

2 MULTIplication d’une Source Externe

3 Programme Cadre de Recherche et Développement

4 GEnérateur de NEutrons Pulsé Intense

## Problématique du monitoring de la réactivité

Le besoin du suivi en ligne de la réactivité d’un ADS est inhérent à la sûreté de ces systèmes. En effet, un réacteur sous-critique, de facteur de multiplication effectif  $k_{eff}$  (ou de réactivité  $\rho$ ) ne peut a priori produire de puissance que lorsque l’on apporte une quantité de neutrons, via une source externe, suffisante à maintenir la réaction en chaîne du réacteur. La puissance thermique  $P_{th}$  du réacteur est alors directement proportionnelle à l’intensité de la source de neutrons et donc au courant de particules  $I$  à l’origine de la source  $S$  via la relation suivante :

$$P_n(t) = C \frac{k_{eff}}{1 - k_{eff}} I(t) = C' \frac{I(t)}{\rho}$$

L’évolution de la puissance ne suit cette simple relation linéaire que lorsque le réacteur est suffisamment loin de la criticité, c’est pourquoi il est crucial du point de vue de la sûreté de garantir à tout moment que la sous-criticité du système reste dans les marges adéquates. De ce constat découle la nécessité d’une mesure en ligne fiable de la réactivité au cours du fonctionnement du réacteur. Lors du programme expérimental MUSE il a été montré qu’aucune méthode unique ne permettait d’y parvenir, ainsi une méthodologie en associant plusieurs a été préconisée. Cette méthodologie associe un suivi relatif pendant le fonctionnement statique du réacteur, à un recalage absolu obtenu par une mesure dynamique lors d’une interruption brève de faisceau. Un des objectifs principaux de GUINEVERE est de valider cette procédure.

## Investigation de la relation courant/ puissance

Le suivi relatif de la réactivité sera réalisé en écrivant la relation précédente sous la forme :

$$\rho(t) = C' \frac{I(t)}{P_{th}(t)} = C'' \frac{S(t)}{\phi(t)}$$

c'est-à-dire par le suivi du rapport de l'intensité de la source de neutrons  $S$  au flux neutronique  $\phi$  qui représente la puissance. Dans une installation telle que celle de GUINEVERE, la cible de spallation étant remplacée par une cible de fusion, la mesure du courant  $I$  ne suffit pas à rendre compte de l'intensité de la source : en effet, on doit tenir compte de l'usure de la cible, car elle perd une grande quantité de tritium sous l'impact du faisceau. Ainsi on doit monitorer  $S$  directement. Dans un premier temps cette relation sera testée dans des conditions stables, où chaque variation de la source induit une variation du flux. Dans un deuxième temps, la réactivité elle-même sera modifiée avant de caractériser la sensibilité des mesures de  $S$  et  $\phi$  dans la détermination de  $\rho$ .

## Mesure de la réactivité dans les « beam trips »

Le recalage de la mesure absolue de la réactivité, c'est-à-dire la mesure permettant de recalculer la constante  $C''$ , nécessite une mesure dynamique, obtenue en faisant varier la source de neutrons. Ceci est réalisé au cours du fonctionnement de l'ADS lors d'interruptions très brèves du faisceau continu (appelées « beam trips »), au cours desquelles l'évolution temporelle de la population de neutrons est enregistrée. Ces spectres temporels sont ensuite exploités à l'aide de deux types de méthodes permettant d'extraire la réactivité du système. Le premier type de méthode appelé « prompt jump » consiste en l'application classique de la méthode dite « de source jerk », et le second type consiste à ajuster la dérivée de la décroissance prompte pour en tirer le facteur de multiplication prompt (méthode  $k_p$ ) du réacteur, dont on pourra déduire la réactivité. Ces méthodes seront testées pour plusieurs niveaux de réactivité du cœur.

## Monitoring de la source de neutrons

Parallèlement à la construction de l'accélérateur GENEPI-3C, des travaux préliminaires aux expériences ont été entrepris. Ils ont porté sur le calcul des grandeurs principales dimensionnant les moyens de mesure (simulations réalisées à l'aide du code MCNP), et sur la mise au point des détecteurs destinés au monitoring de la source de neutrons, point crucial pour les expériences envisagées. Ces derniers consistent en un télescope à protons de recul, développé par le LPC Caen et testé à deux reprises sur la plateforme PEREN du LPSC, qui permet de monitorer directement les neutrons de 14 MeV émis par la source à 180° ; l'autre

moniteur est un détecteur solide placé à proximité de la cible en amont de celle-ci comptant les particules alpha associées à l'émission de neutrons. Contrairement au premier, dont le taux de détection dépend du taux de conversion neutron/proton, ce deuxième détecteur permet un monitoring absolu de la source de neutron. Cependant, étant situé près du réacteur, il sera amené à subir une irradiation neutronique importante susceptible de causer des dommages cristallins altérant la qualité de la détection. Une investigation a donc été menée afin de disposer d'une alternative à l'utilisation classique du silicium : elle a porté sur un détecteur diamant monocristallin, réputé plus résistant à l'irradiation neutronique. L'irradiation d'un détecteur diamant prototype (d'épaisseur 20  $\mu\text{m}$  et de surface inférieure à 4  $\text{mm}^2$ ) fourni par le CEA/LIST<sup>5</sup> a été réalisée sur le réacteur BR1 (SCK•CEN, Mol) à des fluences représentatives d'un programme expérimental auprès de VENUS (en spectre rapide), et ses propriétés spectrométriques ont été vérifiées à chaque étape à l'aide d'une source alpha. Ce travail a montré un lent décalage des énergies détectées vers les basses énergies avec la fluence (de l'ordre de 20 keV pour une fluence de  $1,3 \cdot 10^{14}$  n/cm<sup>2</sup>), mais aucune détérioration de la résolution en énergie (typiquement 40 keV à 5,5 MeV), ce qui en fait un bon candidat pour réaliser un monitoring dans l'environnement d'un réacteur. En revanche, son efficacité de détection, contrainte par sa très petite taille elle-même limitée par le procédé actuel de croissance, compromet la précision statistique attendue de ce moniteur. L'utilisation de détecteurs silicium sera donc probablement reconduite dans l'attente de diamants un peu plus grands ( $\sim 20 \text{mm}^2$ ).

## Pour en savoir plus

- MUSE Final Report, collaboration MUSE, Deliverable D8, Contrat Européen MUSE FIKW-CT-2000-00063, 2005
- The GUINEVERE project at the VENUS facility, P. Baeten et al., Proceedings de "International conference on the physics of reactors « Nuclear power: a sustainable resource »" (PHYSOR 2008), PSI-2008, FP315
- Monitoring fast neutron sources for Accelerator Driven Subcritical Reactor experiments, J.-L. Lecouey et al., Proceedings de "International Conference on Advancements in Nuclear Instrumentation, Measurement Methods and their Applications" (ANIMMA 2009)

<sup>5</sup> Laboratoire d'Intégration des Systèmes et des Technologies (Saclay)