

Physique des réacteurs

Le groupe de physique des réacteurs a comme objectifs scientifiques principaux l'étude de systèmes innovants pour la production d'énergie nucléaire, l'utilisation du cycle thorium en réacteur ainsi que l'amélioration de la gestion des déchets des filières actuelles et leur possible incinération dans des systèmes dédiés.

Une part importante du travail du groupe porte sur les données nucléaires: le groupe développe des outils innovants permettant d'évaluer l'impact des incertitudes des sections efficaces sur l'évolution en cœur des combustibles; il mesure d'une part les sections efficaces de diffusion élastique des neutrons sur les noyaux légers tel le lithium et le fluor intervenant dans la composition d'un sel fondu et d'autre part les rendements de production des produits de fission de la filière thorium.

Le groupe poursuit également son investissement initial dans la physique des systèmes sous critiques avec l'expérience GUINEVERE, qui couple le générateur de neutrons GENEPI-3C au cœur du réacteur VENUS du SCK•CEN à Mol en Belgique. L'année 2011 a été jalonnée par des étapes importantes de commissioning de l'installation, avec notamment la caractérisation de la source de neutrons et celle du cœur du réacteur. Le couplage en mode pulsé du générateur de neutrons au réacteur a été réalisé au dernier trimestre 2011, permettant d'envisager les premières campagnes de mesures effectives en mode d'interruption de faisceau pour le début de l'année 2012.

Les études d'optimisation du concept MSFR (réacteur à sels fondus à spectre rapide) se sont poursuivies avec la modélisation de tous les modules de l'unité de retraitement et l'étude de l'impact de son efficacité de retraitement sur la neutronique du cœur. Le dimensionnement de l'unité d'extraction par bullage a été réalisé ainsi que le suivi de tous les radionucléides dans l'unité de retraitement.

Les performances de conversion des réacteurs de type CANDU et REP chargés en thorium ont été évaluées de façon à estimer leur impact en termes d'économie de la ressource uranium, dans des scénarios où ce type de réacteurs interviendrait en appui de la filière uranium. Des calculs de cinétique de ces réacteurs CANDU chargés au thorium sont en cours afin d'affiner les études de sûreté par des études de transitoires spécifiques.

Données nucléaires

E. Autino, A. Bidaud, N. Capellan, S. Chabod, V. Guetta, M. Heusch, G. Kessedjian, F. Martin, O. Meplan, P. Sabouri, C. Sage

Service Informatique, Service Détecteurs et Instrumentation, Service Accélérateurs, Service Études et Réalisations Mécaniques

Future generation reactors will use fuels that are very different from the ones used today. For instance, U235 will not anymore be the main fissile nucleus. Thus, future generation reactors cannot benefit from the feedback of the huge experience accumulated with water cooled reactors. In particular, the optimization of their design will rely more on numerical simulation and less on expensive experiments. This means that the sources of uncertainty are to be known with accuracy and the impact of these uncertainties estimated properly. A reduction in the impact of nuclear data uncertainty may allow enhanced performances and improved safety margins. The group is involved both in the global effort of improving the nuclear data, and also in the task of calculating the impact of the uncertainty on those nuclear data for reactor calculations.

Sensibilités aux données nucléaires

Les calculs d'impact des incertitudes de données nucléaires sont un domaine de recherche bien particulier. Ils nécessitent de comprendre non seulement la physique des réacteurs et de connaître les limites des logiciels utilisés pour la simuler mais aussi l'utilisation des données et de leurs incertitudes dans les études ainsi que le processus de construction de bibliothèques à partir de la modélisation des données expérimentales.

En collaboration avec EDF, l'IRSN en France et avec l'École Polytechnique de Montréal et l'Université McMaster au Canada, l'Institut Joseph Stephan de Slovénie, le groupe participe à des activités internationales de développement et de comparaison de matrices de covariance et d'outils de propagation d'incertitude sous l'égide de l'Agence de l'Énergie Nucléaire de l'OCDE. L'objectif est de rapprocher toutes les communautés impliquées depuis les évaluateurs de données nucléaires jusqu'aux spécialistes des calculs de sûreté et de montrer ensemble qu'il est possible de maîtriser de bout en bout la propagation des erreurs.

Par ailleurs, le groupe développe des outils innovants de propagation d'incertitudes basés sur les nouvelles possibilités offertes par l'augmentation continue des performances des ordinateurs et l'utilisation massive du Monte Carlo pour les calculs d'évolution de combustibles. Il est désormais possible d'envisager de nouvelles façons de calculer l'impact des incertitudes sans utiliser systématiquement des matrices d'incertitudes au niveau des sections efficaces. Désormais, les évaluateurs peuvent construire à partir de la distribution des paramètres en amont des sections efficaces et de leurs modèles théoriques non plus une bibliothèque de données utilisables en neutronique et les incertitudes associées mais directement une « bibliothèque de bibliothèques » dont la distribution correspond à la distribution des données expérimentales. La puissance phénoménale des ordinateurs permet alors de lancer des dizaines de calculs de neutronique avec chacune des bibliothèques et d'obtenir directement la distribution de valeurs correspondant à l'incertitude des données nucléaires. Cette méthode brutale, appelée « Total Monte Carlo » a été utilisée au laboratoire pour faire des calculs en évolution grâce au logiciel MURE et à l'utilisation de la très grande puissance de calcul disponible au laboratoire, en particulier sur la grille.

Études des noyaux clés pour les cycles actuels et innovants

Dans le cadre des études orientées sur les réacteurs à sels fondus, des expériences de mesures de sections efficaces de diffusion élastique des noyaux de ^{12}C , ^{19}F et ^7Li ont été initiées en 2002 sur la plateforme PEREN. Ces mesures ont nécessité le développement d'un spectromètre à temps de ralentissement en graphite dans lequel sont introduits des cibles (~20 kg) contenant du fluore ^{19}F ou du ^7Li pur. En 2009, les cibles de ^7Li ont pu être préparées au LPSC sous atmosphère contrôlée en boîte à gants sur l'installation PEREN-Physico-Chimie afin d'obtenir des « lingots » des sels purs de fluorure de lithium ^7LiF . Ce programme a permis d'apporter des mesures semi-intégrales des sections efficaces de diffusion élastique du Carbone naturel et du Fluor dans un spectre de ralentissement de neutrons. Une mesure relative des sections efficaces de diffusion élastique du ^7Li et du ^{19}F permet de comparer les évaluations existantes de ces noyaux à notre mesure.

Neutronique dans le spectromètre à temps de ralentissement

Le transport des neutrons dans la matière est modélisé par l'équation de Boltzmann, une formule notoirement difficile à résoudre, y compris pour les géométries les plus simples. Pour contourner cette difficulté, nous avons étudié les propriétés statistiques des chaînes de collisions effectuées par les neutrons. Cette approche nous a permis d'obtenir deux résultats notables : (i) les expressions des temps de ralentissement et de thermalisation des neutrons en fonction de leur énergie. La connaissance de ces temps est nécessaire pour quantifier la sensibilité des sections efficaces de diffusion intégrales, mesurées auprès des spectromètres à temps de ralentissement, aux différents groupes en énergie des neutrons ; (ii) la formulation exacte du nombre de collisions élastiques nécessaires pour ralentir un neutron. Cette solution clôt un problème classique en neutronique et valide l'approximation retenue à ce jour.

Mesure des rendements de fission

En 2010, nous avons initié un nouveau programme de mesures de rendements de fission d'actinides sur le spectromètre Lohengrin en collaboration avec l'ILL et le CEA (Cadarache & Saclay). L'objectif est d'apporter de nouveaux jeux de mesures de rendements isobariques et isotopiques de ^{233}U et du ^{241}Pu dans la région des fragments lourds avec une résolution d'une unité de masse. Le second objectif est d'obtenir des mesures indépendantes de toutes évaluations ou données existantes. ^{233}U correspond au noyau fissile majeur du cycle Thorium et constitue une priorité pour les études de systèmes dans ce cycle. Le ^{241}Pu n'est pas l'actinide le plus produit mais constitue un noyau clé dans le cycle Uranium-Plutonium (U-Pu) puisque sa fission est en compétition avec sa décroissance sur ^{241}Am , isotope majoritaire des actinides mineurs. La nécessité d'identifier précisément l'impact des données nucléaires dans les études de systèmes implique une nouvelle évaluation de ces rendements associés à leur matrice de variance-covariance. Ce dernier point constitue l'élément clé pour identifier l'impact des incertitudes de mesures dans les calculs d'inventaires de fin de cycle et de puissances résiduelles. Les premiers résultats ont été présentés à la conférence ANIMMA 2011.

Réacteurs sous-critiques pilotés par accélérateur: Le programme GUINEVERE/FREYA

A. Billebaud, S. Chabod, H.-E. Thyébault

Service Électronique, Service Informatique, Service Détecteurs et Instrumentation, Service Accélérateurs,
Service Études et Réalisations Mécaniques

LPC Caen, IPNO, IPHC/DRS, CEA/DEN (France), SCK•CEN (Belgique), CEA/DEN

The GUINEVERE project, started in the EUROTRANS-IP of the 6th EURATOM FP1 is now carried out in the FP7 FREYA2 project. It is mainly devoted to ADS3 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 and made the characterization of the GENEPI neutron source by mean of the monitors they developed. With IPHC team they also took part the reactivity characterization of the reactor configurations of interest (SC1) and conducted the first coupling experiments.

Le programme GUINEVERE

Le programme expérimental GUINEVERE (Generator of Uninterrupted Intense NEutron at the lead VENus REactor), est consacré l'étude de la problématique du suivi en ligne de la réactivité d'un réacteur sous-critique piloté par accélérateur telle qu'elle se présenterait dans un ADS de puissance, suivant la stratégie proposée à l'issue du programme MUSE (FP5). Commencé dans le cadre du projet européen EUROTRANS-IP qui a pris fin le 31 mars 2010, le programme GUINEVERE s'est poursuivi au cours des années 2010-2011 qui ont vu plusieurs jalons importants se réaliser : l'inauguration de l'installation expérimentale constituée du réacteur belge VENUS (SCK•CEN, Mol, Belgique) et de l'accélérateur GENEPI-3C (construit par la collaboration IN2P3) par les ministres belges (4/03/10), la fin du commissioning de l'accélérateur (15/09/10), l'obtention de l'autorisation de chargement du nouveau cœur de VENUS (01/10), la première divergence du cœur critique (4/02/11) et enfin les autorisations aux rejets tritiés (/09/11) et de couplage (27/09/11). Pour les acteurs du LPSC ces années ont été consacrées essentiellement à la finalisation de l'installation expérimentale, à sa mise en service (commissioning), à la participation aux mesures en cœur critique et aux premières prises de données en réacteur sous-critique. Depuis le 1er mars 2011, l'expérience GUINEVERE se poursuit dans le cadre du projet européen FREYA (Fast Reactor Experiments for hYbrid Applications) soutenu par le 7^e PC d'EURATOM.

Simulations préparatoires

Des travaux préparatoires aux expériences ont été menés par simulation numérique à l'aide du code MCNP. Ils se déclinent en plusieurs objectifs. Le premier concerne l'instrumentation du cœur: les taux de comptage d'une vingtaine de détecteurs potentiellement à disposition (chambres à fission) ont été simulés dans plusieurs configurations expérimentales (critique, sous-critique, avec source continue ou pulsée) afin d'optimiser leur choix ainsi que celui de leur localisation dans le cœur. Le fichier d'entrée utilisée pour ces calculs est une description hétérogène du réacteur basée sur la description « théorique » de celui-ci et fournie par le SCK•CEN. Un deuxième objectif de ces travaux a été la compréhension du comportement neutronique global du cœur: ceci a été réalisé à partir d'une description géométrique simplifiée du réacteur qui permet d'en reproduire les paramètres cinétiques tout en réduisant considérablement les temps de calcul. La propagation des neutrons (axiale et radiale) entre autres a ainsi pu être étudiée, de même que l'effet du réflecteur (en faisant varier l'épaisseur de ce dernier). Enfin des simulations ont été menées pour anticiper l'interprétation des mesures, notamment celles qui seront réalisées avec une source pulsée (mesures de PNS).

Le LPSC a mis en œuvre pour l'expérience MUSE une technique d'analyse de ces mesures permettant la détermination de facteur de multiplication prompt k_p (thèses de F. Perdu et J. Vollaire). Cette technique nécessite la simulation d'une grandeur représentant la distribution de temps intergénération dans les chaînes de fission qui, convoluée de nombreuse fois avec elle-même, permet d'obtenir l'évolution temporelle de la population de neutrons suite à une injection de

1 Framework Programme

2 Fast Reactor Experiment for hYbrid Applications

3 Accelerator Driven System

neutrons source dans le cœur. La simulation de cette grandeur ainsi que son utilisation dans cette technique d'analyse a été approfondie en faisant varier plusieurs paramètres afin d'en cerner l'applicabilité au cas de notre expérience.

Caractérisation de la source de neutrons

Une des dernières phases du commissioning de l'accélérateur GENEPI-3C «seul» a consisté à produire des neutrons en envoyant le faisceau sur la cible tritiée située au cœur du réacteur vide de combustible. La production de neutrons a été caractérisée à l'aide de deux moniteurs mis en place par le LPSC et le LPC Caen. L'un des moniteurs consiste en un détecteur silicium situé à l'intérieur du tube accélérateur (environ 1 m en amont de la cible) et permet de compter les particules alpha issues de la réaction $T(d,n)^4\text{He}$. L'angle solide, parfaitement défini, permet de remonter au nombre absolu de neutrons produits. Le deuxième moniteur est un télescope à protons de recul situé dans l'axe de la ligne verticale de faisceau à environ 7 m de la cible. Il permet de détecter directement les neutrons de 14 MeV (environ) émis à 180° par rapport à l'axe du faisceau. Ces deux détecteurs ont été mis en œuvre lors des essais de production de neutrons dans les principaux modes de fonctionnement de l'accélérateur (pulsé, continu). Comme attendu ces détecteurs ont montré une production de neutrons proportionnelle à l'intensité du faisceau envoyé sur la cible (Fig. 1) qui reste parfaitement linéaire sur la large plage d'intensités testées. Les taux de production de neutrons (sur cible neuve de 12 Ci) se sont également révélés complètement en accord avec les prévisions.

Caractérisation du cœur

Le chargement du cœur du réacteur VENUS-F a été réalisé en janvier 2011 pour atteindre la criticité début février. De classiques mesures destinées à la certification du cœur ont alors été réalisées. Notre collaboration a surtout pris part à la réalisation des mesures dites «de chute de barre» (rod drop) qui permettent à partir du niveau critique de caractériser un niveau faiblement sous-critique atteint en faisant chuter dans le cœur une barre d'anti-réactivité : la sous-criticité ainsi obtenue est déterminée grâce à l'enregistrement puis l'analyse des taux de comptage avant et pendant l'opération. À partir de ce niveau sous-critique de référence, on peut alors, par rapports de taux de comptage (méthodes MSA et MSM) en caractériser d'autres. C'est ce que nous avons réalisé pour la première configuration sous-critique SC1 envisagée pour la première campagne de mesures. Les quatre assemblages centraux du cœur ont été retirés pour laisser place à l'insertion de l'accélérateur GENEPI-3C et rendre le cœur sous-critique. La caractérisation de ce niveau est cruciale pour la suite du programme expérimental qui consiste à tester des méthodes permettant de déterminer cette réactivité : elle permet donc d'avoir une valeur «de référence» à comparer aux autres méthodes. Les mesures réalisées ont permis d'établir qu'au niveau SC1 $k_{\text{eff}}=0,9634\pm 0,0008$.

Premières mesures sous-critiques

Fin septembre 2011 toutes les autorisations pour réaliser le couplage ont été obtenues, et ce dernier a pu être réalisé le 12 octobre 2011 en source pulsée. Le commissioning de l'installation couplée a alors pu débuter. Au cours de ce commissioning, des données préliminaires ont déjà pu être acquises grâce au système d'acquisition de données GANDDALF développé au LPSC pour ce programme expérimental. Ces mesures sont destinées à la fois au commissioning de l'acquisition et à la pré-analyse des expériences. Des mesures en source pulsée (Fig. 1) et continue ont pu être réalisées et le mode «source continue interrompue» (mode beam trip) sera testé avant la fin 2011. Ces premières approches permettent de préparer la première campagne de mesures du projet FREYA, programmée au premier semestre 2012.

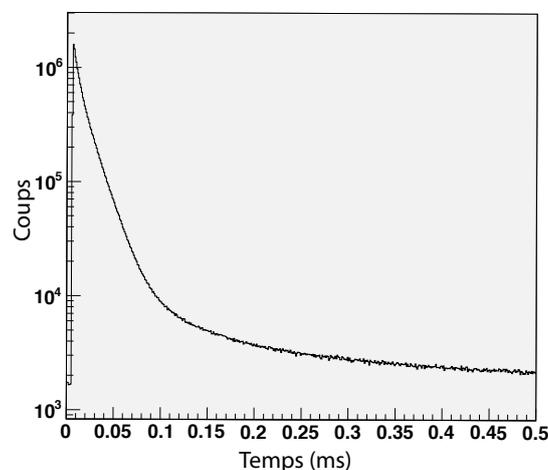


Figure 1 : Décroissance temporelle de la population de neutrons dans le cœur de VENUS sous-critique (SC1) suite à une impulsion de neutrons délivrée par GENEPI-3C.

Réalisations

Le système d'acquisition de données GANDDALF (Guinevere ANalog and Digital Data Acquisition for moL Facility) est un ensemble matériel/logiciel qui a été développé par les Services Électronique et Informatique du LPSC pour répondre au plus près des besoins de l'expérience GUINEVERE. Il permet de faire l'acquisition d'informations issue des détecteurs qui seront horodatées sur une plage d'une journée avec une précision de 20 ns. Trois types d'informations sont traités et plusieurs traitements peuvent être appliqués. L'information peut être logique, analogique ou une combinaison des deux. Les traitements applicables sont : la détection de front montant (informations logiques et analogiques) avec enregistrement de la valeur maximum (informations analogiques), incrémenter le compteur associé à chaque voie et qui sera lu et remis à zéro au rythme de l'une des deux bases de temps utilisables et définissables par l'expérimentateur. Toutes les combinaisons possibles de ces traitements peuvent être appliquées à chaque voie (logique ou analogique). Les informations mixtes fonctionnent différemment car pour avoir une information il faut que le signal logique puis le signal analogique soit valide.

Toutes ces options ainsi que l'autorisation d'acquérir des données et l'enregistrement de celles-ci sur disque sont gérées par un logiciel développé spécialement. Il est utilisable sur un ordinateur PC tournant sous LINUX et communique avec la partie matérielle du système d'acquisition grâce à une liaison Ethernet du type Gigabit Ethernet. La partie matérielle est constituée à base de circuits ADC 14bits et de deux FPGAs dont l'un intègre un processeur de type PowerPC faisant tourner un système LINUX embarqué. La composante logicielle est aussi constituée d'un logiciel nommé RHB chargé du monitoring en ligne des données acquise via l'application ROOT ; ce logiciel a été développé pour l'expérience par le LPC Caen.

Développement du concept de MSFR

M. Allibert, X. Doligez, V. Ghetta, D. Heuer, E. Merle-Lucotte

The Molten Salt Fast Reactor (MSFR), innovative concept of fast spectrum molten salt reactor operated in the Thorium fuel cycle and developed since 10 years at CNRS, has been recognized as a long term alternative to solid fuelled fast neutron systems with a unique potential (excellent safety coefficients, smaller fissile inventory, no initial criticality reserve, simplified fuel cycle, wastes reduction...) and is thus officially one of the reference reactors of the Generation IV International Forum. In the MSFR, the liquid fuel processing is part of the reactor where a small side stream of the molten salt is processed during reactor operation for fission product removal and then returned to the reactor. Because of MSR's fundamental characteristics compared to classical solid-fuelled reactors, the classical Bateman equations have to be modified by adding two terms representing the reprocessing efficiencies and the fertile or fissile alimentation. A numerical tool coupling neutron transport, materials evolution and chemical processing has been developed since 2 years and is now available to evaluate the extraction capacities of fission products and their location in the whole system, basis of any safety and radioprotection assessment of the reactor.

Les études d'optimisation du concept MSFR en cours au LPSC ces deux dernières années reposent essentiellement sur des simulations neutroniques couplées à l'unité de retraitement du réacteur.

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 (MCNP) et un code d'évolution des matériaux (REM) permettant de simuler le comportement d'un cœur nucléaire. Ces dernières années nous avons inclus dans ce schéma la possibilité de suivre l'évolution des radionucléides en dehors du cœur et plus particulièrement dans l'unité de retraitement associée au réacteur. Pour ce faire, nous avons dû modéliser le fonctionnement de chaque module de l'unité de retraitement (fluoration, échangeurs contre courant, extraction par balayage de bulles, filtration des particules...). L'unité de retraitement ainsi simulée en couplage fort avec la neutronique est présentée en figure 1.

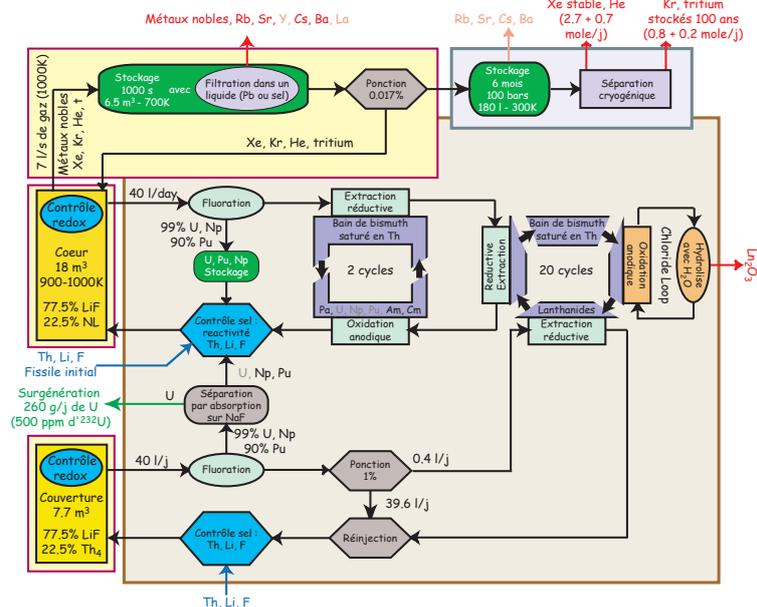


Figure 1 : Unité de retraitement du MSFR.

Nous avons analysé élément par élément l'efficacité de l'unité de retraitement ainsi définie. Il apparaît que l'accumulation des alcalins et alcalino-terreux, dont l'extraction est difficile, n'est pas un problème pour le fonctionnement du réacteur sur un temps d'au moins un siècle. Par contre, le zirconium, qui a tendance à suivre le cheminement des actinides plus lourds que le thorium, n'est pas extrait par ce procédé et s'accumule donc dans le sel combustible. Cette accumulation devient rapidement un problème et il est donc indispensable de valider une solution alternative pour l'extraction de ce zirconium.

Ce couplage entre la neutronique et les procédés physico-chimiques nous a aussi permis de dimensionner complètement l'unité d'extraction par bullage. Nous avons ainsi pu valider un concept très différent de celui originellement proposé. Ce concept consiste à faire recirculer les gaz de fission dans le cœur au lieu de n'utiliser que de l'hélium. Sans affecter le comportement neutronique du cœur cette méthode permet de réduire considérablement la taille du système de traitement de gaz au point de pouvoir l'inclure totalement dans la cuve réacteur.

Enfin, le suivi précis de tous les radionucléides dans l'unité de retraitement permet d'avoir accès aux dépôts de chaleur, au flux de neutrons et de gammas, au risque de recriticité ainsi qu'aux possibilités de dépôts solides dans les circuits de gaz. La figure 2 présente, en particulier, les puissances radioactives dans chaque élément de l'unité de retraitement pyrochimique. Nous avons, par exemple, montré qu'il était préférable d'attendre une journée après ponction du sel dans le cœur avant de procéder à la fluoruration pour éviter un trop grand dégagement de chaleur dans le module correspondant. Il est d'ailleurs inutile d'attendre plus longtemps puisque que le gain est faible sur les jours suivants.

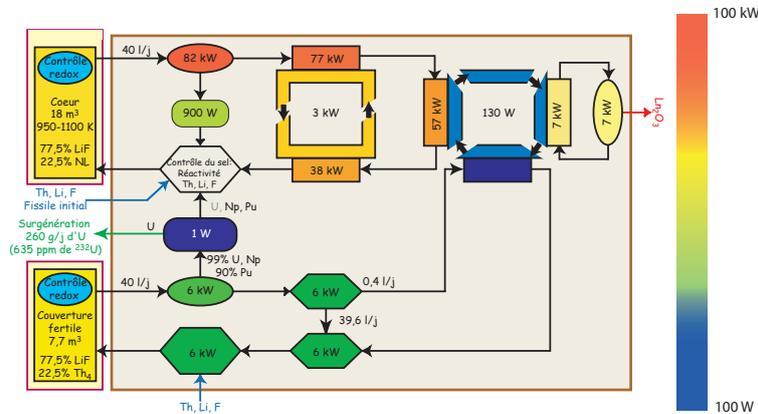


Figure 2 : Puissance dégagée dans chaque module de l'unité de retraitement pyrochimique du MSFR.

Sur le plan expérimental, nous travaillons également sur une boucle à sels fondus en circulation forcée, dans le but d'étudier l'efficacité de l'extraction de certains produits de fission par balayage gazeux. Une description de cette installation se trouve au chapitre « Plateformes » du rapport d'activité.

Cycle thorium en réacteurs à eau : vers l'étude de la sûreté en CANDU et l'amélioration de la conversion en REP

A. Bidaud, N. Capellan, O. Méplan, A. Nuttin
CEA Cadarache, IGN Montréal, IPN Orsay, McMaster University

Conversion performance of thorium-fueled CANDU and PWR reactors has been studied to evaluate their potential use as the third and last tier of symbiotic scenarios in case of uranium-based energy demand increase. In order to assess the competitiveness of such scenarios, detailed cycle data have been obtained by means of a core-equivalent methodology developed for CANDU-6 (near-breeder with short burnups of typically 10 GWd/t) and adapted to N4-type PWR (only half of initial fissile load remaining after 50 GWd/t). During the last two years, scenarios have been compared as regards uranium savings and drawbacks of thorium fuel back-end have been further investigated. Moreover, two main research tracks have been identified and preliminarily explored: the safety assessment of thorium-fueled CANDUs by kinetic calculations, and the study of neutronic design improvements towards higher conversion for strongly sub-moderated cores within a standard PWR envelope.

Dans l'hypothèse probable d'un retard de la IV^e génération et d'une augmentation importante de la consommation d'uranium dans les prochaines décennies, l'utilisation du thorium dans les réacteurs actuels à caloporteur eau est de plus en plus sérieusement envisagée. Un bilan des résultats de la vaste étude comparative des réacteurs à eau (lourde) CANDU et (légère) REP pour la haute conversion en cycle thorium menée depuis 2006 a été réalisé en 2010. Il a été complété en 2011, notamment par des évaluations d'économie d'uranium naturel (pour différents scénarios symbiotiques tous basés sur des REP UOX en première strate) et de production d'²³²U (à la forte activité gamma gênante). Afin de mieux contrôler les divers biais de simulation, les calculs sont réalisés à la fois avec le code de transport déterministe DRAGON et la référence Monte Carlo MCNP (interfacé par l'outil MURE développé au LPSC et à l'IPNO, avec l'aide précieuse du service informatique). Deux nouvelles pistes de recherche ont par ailleurs été identifiées : l'étude de la sûreté du CANDU thorium et l'optimisation de la conversion en cuve de REP (avec le support très utile de la bibliothèque sur ce dernier point).

Compléments récents sur les scénarios et l'aval du cycle

En se basant sur l'ensemble de nos résultats CANDU et REP, nous avons évalué l'économie réalisée sur la consommation de la ressource natU (but principal du recours au thorium dans les réacteurs existants) pour différents scénarios symbiotiques tous basés sur une première strate REP UOX productrice de Pu. Le scénario exploitant des CANDU thorium dans les deux dernières strates (Fig. 1) est décliné en deux versions : une version (a) en cycle ouvert avec des performances moyennes et une version (b) en cycle fermé (²³³U multirecyclé) avec des performances optimisées. Dans le cas ouvert, l'énergie totale libérée à partir d'une tonne d' natU investie en entrée (pour produire l'UOX du REP) est évaluée à 10200 MWj : par rapport à un scénario CANDU natU pur (dont le burnup est de 7500 MWj/t d^{nat}U) pris comme référence, la consommation d^{nat}U est donc réduite de 26%. En comparaison, la version REP de ce scénario ouvert (avec un burnup de 50 GWj/t pour les REP Th/U et Th/²³³U) réalise une économie d^{nat}U comparable de 28% (la moins bonne conversion du REP étant compensée par son burnup plus long). Néanmoins, le CANDU est en l'état actuel de sa conception le seul assez proche de la régénération pour multirecycler et atteindre ainsi des économies supérieures à 50%. Pour le cas fermé, le code OSCAR (cf. rapport LPSC 2006-2007) fournit ainsi une consommation d^{nat}U de 42 t/GWe.an contre 130 t/GWe.an pour le CANDU natU seul : soit une réduction de 68% à l'équilibre de ce scénario fermé et optimisé. Des réductions jusqu'à 90% sont en principe possibles à des niveaux de conversion plus élevés, mais avec des burnups inévitablement plus faibles et donc des surcoûts de fabrication du combustible probablement prohibitifs. Pour caractériser d'un point de vue plus pratique ces cycles, la concentration d'²³²U (essentiellement produit par la réaction à seuil ²³²Th(n,2n) suivie de la capture du ²³¹Pa) dans l'uranium du combustible à sa décharge de la dernière strate a été calculée pour le REP (environ 3200 ppm) et le CANDU (seulement 300 ppm, du fait de cycles plus courts et d'un spectre plus thermique). Cette valeur plus faible doit cependant être relativisée, dans la mesure où une contamination réelle est reconnue et une protection radiologique lourde s'impose dès 100 ppm.

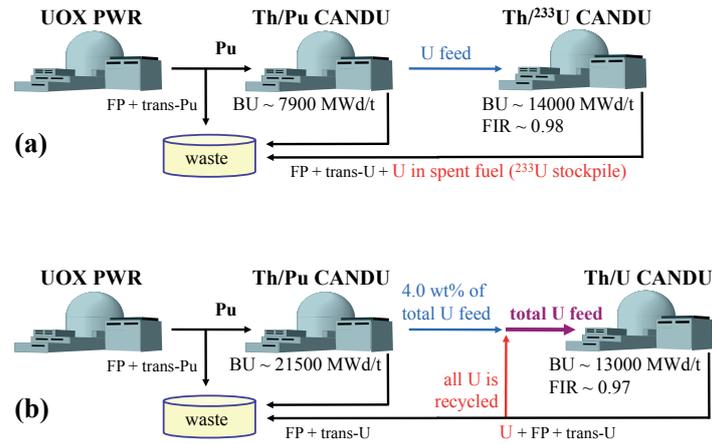


Fig. 1: Scénarios CANDU (a) ouvert standard (Th/Pu 2,00 wt% et Th/²³³U 1,35 wt%) et (b) fermé optimisé (Th/Pu 2,72 wt% et Th/U hétérogène 2,77 wt% en périphérie d'assemblage).

Pistes pour la sûreté en CANDU et la conversion en REP

Les performances excellentes du CANDU thorium justifient que l'on aborde la seconde étape de sa conception, à savoir la vérification de sa sûreté par des études de transitoires. Au préalable, il faut caractériser l'équilibre neutronique et thermique qui sert d'état initial à toutes ces études. En utilisant la classe BATH (Basic Approach of Thermal Hydraulics) de MURE, on calcule tous les profils de température dans un assemblage de CANDU Th/²³³U en début de cycle et on en déduit les valeurs moyennes de 560 K pour le caloporteur et de 900 K pour le combustible. On remarque ainsi que cette dernière est de 100 K plus basse que dans le cas ^{nat}U, du fait surtout de la conductivité thermique du ThO₂ plus élevée de 50% par rapport à l'UO₂ dans le domaine de fonctionnement nominal. Une fois cet équilibre initial décrit de façon complète et cohérente, on peut procéder au suivi en cinétique point de la puissance totale et des températures moyennes au cours de transitoires accidentels i.e. induits par des insertions brutales de réactivité. Seul l'état d'un cœur neuf au démarrage peut être correctement représenté par cette approche, qui permet néanmoins de nombreuses comparaisons entre cycle actuel et cycle thorium et qui est à la base du code CheckPoint de cinétique et thermique ponctuelles couplées en cours de développement. Un premier résultat est que l'ébullition moyenne du caloporteur n'est atteinte qu'après une insertion de réactivité d'au moins 600 pcm pour le CANDU ^{nat}U et 400 pcm pour le CANDU Th/²³³U. Notons que la détérioration de la sûreté, due à un effet de contre-réaction thermique du combustible un peu moins favorable (inférieur de 10% en valeur absolue), est atténuée par les meilleures propriétés thermiques du ThO₂. La poursuite de ces études de sûreté constitue ainsi une première piste prometteuse. Une seconde piste est celle de la recherche de meilleurs niveaux de conversion parmi des cœurs fortement sous-modérés contenus dans une cuve classique de REP. Les deux moyens envisageables sont d'une part le recours à l'eau lourde comme caloporteur (idéal pour durcir le spectre sans modifier l'efficacité d'extraction de la chaleur) étudié par l'expérience SSCR (Spectral Shift Control Reactor) à la fin des années 60 en Belgique, et d'autre part la réduction importante de la proportion volumique d'eau légère (accompagnée d'une nécessaire diminution de la puissance) validée par l'expérience LWBR (Light Water Breeder Reactor) à la fin des années 70 aux États-Unis. Du fait de modes de gestion de la réactivité exotiques (par l'utilisation d'une géométrie variable de cœur entre autres), l'étude de ces deux options est complexe et devra notamment exploiter au maximum toute la flexibilité offerte par l'outil de simulation MURE.

Pour en savoir plus

Critical Safety Assessment Using SUS3D and DRAGON, P. Sabouri et al., Conference Nuclear Energy for New Europe, Bovec, Slovénie, 2011.

Measurements of the Mass and Isotopic Yields of the ²³³U (n_{th},f) Reaction at the Lohengrin Spectrometer, Ch. Sage et al., Proceedings de ANIMMA 2011.

Experimental Results from the VENUS-F Critical Reference State for the GUINEVERE Accelerator Driven System Project, W. Uytendhoe et al., Proceedings de ANIMMA 2011.

Simulation tools and new developments for MSFR, D. Heuer et al., Revue générale du nucléaire N°6/2010 pages 95-100.

Comparative analysis of high conversion achievable in thorium-fueled slightly modified CANDU and PWR reactors, A. Nuttin, P. Guillemin et al., Annals of Nuclear Energy, vol. 40, pp. 171-189, 2012.