

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.

Le groupe poursuit son effort d'obtention et de traitement des données nucléaires. Des méthodes de propagation des incertitudes sur ces données dans les différentes étapes des calculs de réacteurs (autoprotection, mise en groupe, préparation des calculs de diffusion, évolution du combustible) ont été développées. L'objectif est d'assurer au maximum la cohérence du traitement des incertitudes des données de base à chaque étape. Parallèlement, le groupe poursuit à l'Institut Laue Langevin une campagne ambitieuse de mesures des rendements de production des produits de fission des principaux noyaux de la filière thorium. De nouvelles méthodes expérimentales ont été développées pour améliorer les contraintes sur les observables expérimentales et définir le plus précisément possible les corrélations entre celles-ci. La symbiose de ces deux approches a pour objectif d'identifier les contraintes microscopiques à l'origine des effets systématiques sur les incertitudes à l'échelle macroscopique du réacteur.

Le groupe poursuit ses travaux en physique des réacteurs expérimentale, auprès de l'installation GUINEVERE au SCK-CEN (Mol, Belgique). Dans le cadre du projet GUINEVERE, une source externe de neutrons de 14 MeV (réactions d-t induites sur une cible tritiée par l'accélérateur de deutons GENEPI-3C) a été couplée au réacteur sous-critique rapide VENUS-F. En 2012-2013, les premières analyses de données ayant pour objectif la détermination de la réactivité ρ du réacteur ont été menées. Une méthode développée et perfectionnée au LPSC, appelée méthode k_p intégrale, a permis de déterminer avec précision le coefficient de multiplication prompt du réacteur, donc la valeur de ρ . Ces résultats prometteurs seront affinés (i) en utilisant un détecteur de neutrons à seuil et (ii) en corrigeant un biais systématique induit par les premières générations de neutrons.

Le groupe poursuit l'étude du concept MSFR, un réacteur à sels fondus en spectre neutronique rapide développé au LPSC. Dans le cadre du projet européen EVOL, un benchmark neutronique a été réalisé, avec pour objectif la validation des outils et méthodes utilisés pour le calcul des grandeurs caractéristiques de ce réacteur. L'évaluation de la puissance résiduelle du MSFR, un aspect important pour la sûreté nucléaire, a été effectuée. Du fait des différences entre réacteurs à sels fondus et réacteurs à combustible solide classiques, un travail sur la méthodologie de sûreté nucléaire a été initié, au travers principalement (i) d'une transposition des méthodologies de sûreté traditionnelles des réacteurs et (ii) d'une analyse systémique de risques. Les catégories d'accidents propres au MSFR ont été définies, et une étude préliminaire de leurs conséquences a été effectuée avec des outils de cinétique des réacteurs. Enfin, le développement d'une approche de modélisation multi-physique appliquée au MSFR a été initié.

Pour compléter les résultats récents de haute conversion obtenus pour les réacteurs à eau (de type CANDU, mais aussi de type REP moyennant la sous-modération du cœur), des développements ont été réalisés en vue d'études de sûreté spatiales précises. Une étude détaillée de la convergence du calcul MCNP d'un cœur REP complet, indispensable à la qualité du couplage ultérieur de la neutronique à la thermo-hydraulique, a été réalisée. En parallèle, un code simplifié de cinétique nodale a été mis au point et validé sur un transitoire typique de CANDU. Ces deux activités préliminaires se rejoignent actuellement dans le cadre de SIRIUS (Simulation Initiative for Reactors Improving Uranium savings and Safety margins) pour l'évaluation à terme de la sûreté de concepts innovants de REP, aussi bien en cycle uranium qu'en cycle thorium.

Données nucléaires

A. Bidaud, S. Chabod, A. Chebboubi, F. Ferragut, G. Kessedjian, M. Heusch, F. Martin, 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. Thus, future generation reactors cannot benefit from the feedback of the huge experience accumulated with water cooled reactors. Furthermore, the optimization of their design will rely more on numerical simulation and less on reactor experiments. A reduction in the impact of nuclear data uncertainty may allow enhanced performances and improved safety margins. This means that the sources of uncertainty are to be known with accuracy and the impact of these uncertainties estimated properly. The group is involved both in the global effort of improving the nuclear data, in particular fission product yields, and also in the task of calculating the impact of the uncertainty on nuclear data for reactor calculations.

Sensibilités aux données nucléaires

Les calculs d'impact nécessitent de comprendre la physique des réacteurs et les limites des logiciels utilisés pour la simuler. De plus il est aussi nécessaire de maîtriser le processus de construction de bibliothèques de données et des incertitudes à partir de la modélisation des données expérimentales. Deux méthodes complémentaires sont utilisables pour propager des incertitudes de données de bases.

La première consiste à calculer non seulement la distribution spatiale et énergétique des neutrons, mais aussi les sensibilités de cette distribution ou de variables associées (distribution de puissance, taux de réactions, etc.) aux données de base (sections efficaces, rendements de fission, distribution en énergie des neutrons produits, etc.). Si les incertitudes des données sont fournies, il ne reste plus qu'à multiplier les sensibilités et les incertitudes pour obtenir les incertitudes sur les sorties des calculs. Dans le cadre d'une collaboration avec EDF, des travaux ont été menés pour mettre en place des outils de propagation basés sur cette méthode à certaines étapes clés des calculs industriels de neutronique: calculs d'autoprotection et calculs des sections efficaces moyennes des assemblages utilisées dans les calculs complets de cœurs des réacteurs.

La seconde méthode, appelée Total Monte Carlo, utilise les possibilités offertes par l'augmentation continue des performances des ordinateurs pour les calculs de sections efficaces, de neutronique et d'évolution de combustibles. Désormais, les évaluateurs peuvent construire à partir de la distribution des paramètres en amont des modèles théoriques, des distributions de sections efficaces. Nous pouvons obtenir non seulement 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 un calcul avec chacune des bibliothèques. Nous obtenons directement la distribution des sorties correspondant à l'incertitude des données nucléaires sans utiliser des matrices d'incertitudes lors de calculs intermédiaires. Cette méthode est applicable grâce à l'utilisation de la très grande puissance de calcul et de l'espace disque disponibles au laboratoire.

Les résultats des deux méthodes sont comparés entre eux ou à ceux de méthodes équivalentes, dans le cadre d'exercices de comparaisons organisés par l'Agence de l'Énergie Nucléaire de l'OCDE. L'objectif de toutes ces activités est de montrer qu'il est possible de maîtriser de bout en bout la propagation des erreurs depuis la mesure de données nucléaires jusqu'aux calculs de sûreté.

Mesure des rendements de fission

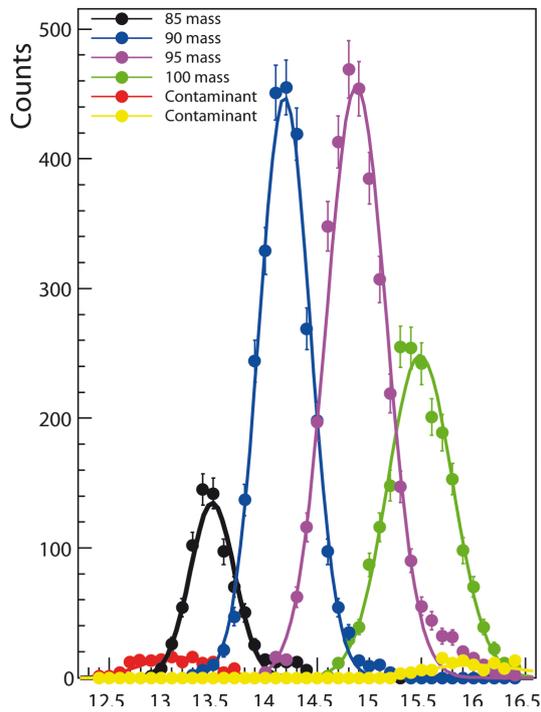
Le groupe a poursuivi son programme de mesures de rendements de fission d'actinides d'intérêt pour les cycles du combustible actuels et innovants sur le spectromètre Lohengrin en collaboration avec l'ILL et le CEA (Cadarache et Saclay). Les travaux effectués concernent notamment les mesures de rendements isobariques et isotopiques de fission induite par neutrons thermiques du ^{233}U et du ^{241}Pu dans la région des fragments lourds avec une résolution d'une unité de masse. L'analyse en cours sur ces données se concentre particulièrement sur l'évaluation des incertitudes et de leur matrice de variance-covariance, cette dernière constituant un outil crucial afin d'évaluer l'impact des incertitudes de mesures dans les calculs d'inventaires de fin de cycle et de puissances résiduelles. Un deuxième point important de cette nouvelle méthode d'analyse, mise au point par le groupe, réside dans l'obtention de mesures indépendantes de toutes évaluations ou données existantes.

La dernière campagne de prise de données à l'ILL entre mai et juillet 2013 a permis d'une part de compléter les données des mesures effectuées précédemment en s'intéressant tout particulièrement à la région de la production de fragments de fission symétriques, mesure délicate du fait des très faibles rendements, mais riche en information sur le processus même de fission. Par ailleurs, une nouvelle méthode de mesure de population d'états isomériques produits par la fission a également été testée. Ce genre de mesure, ainsi que la prise de données dans la région symétrique, revêtent un intérêt majeur en vue de la confrontation avec les différents modèles théoriques existant décrivant le processus de fission. Un de nos objectifs est en effet la comparaison et l'interprétation de nos résultats par des codes de désexcitation nucléaire (GEF, PACE, FIFRELIN) afin d'extraire les distributions des moments angulaires induits par la fission.

Développement d'un spectromètre magnétique gazeux dédié à l'étude de la fission

Parallèlement à ces activités de mesures de rendements, le groupe est fortement impliqué dans l'étude d'un nouvel instrument de fragments de fission de l'ILL: FIPPS (Fission Product Prompt gamma ray Spectrometer) constitué d'un spectromètre type « Gas Filled Magnet » (GFM). La transformation momentanée de l'aimant de focalisation du Lohengrin en GFM a permis de réaliser des expériences de dispersion dans ce type de spectromètre (tests de différents gaz, pressions et configurations différentes). L'analyse des données est en cours, de même que l'écriture et la validation d'un code de calcul destiné à la simulation d'un tel dispositif. Cette étude doit permettre in fine de définir les caractéristiques et le dimensionnement du projet FIPPS de l'ILL. Les résultats préliminaires encourageants sont montrés Fig. 1, qui montre le pouvoir de séparation mesuré pour le spectromètre rempli d'hélium.

Mass separation with GFM



Evolution of Purity of a mass with Bred

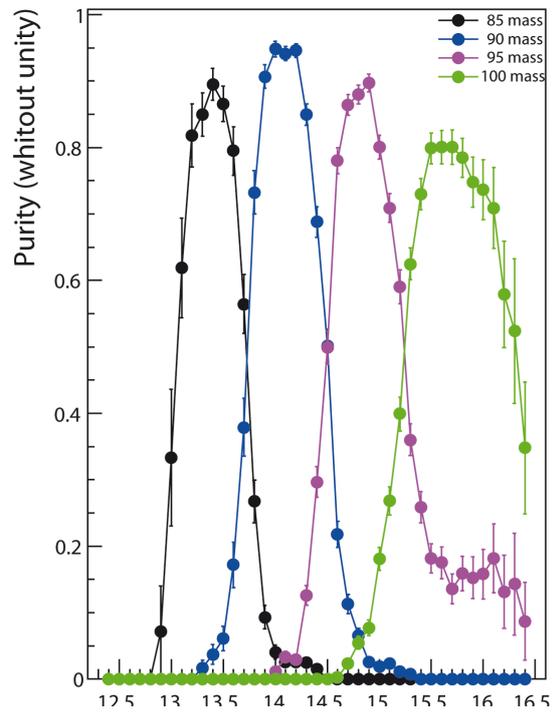


Fig. 1: Pouvoir de séparation et pureté de faisceau mesurés pour le GFM rempli d'hélium.

Pour en savoir plus

Propagation of nuclear data uncertainties in deterministic calculations: application of generalized perturbation theory and the total Monte Carlo method to a PWR burnup pin-cell, P. Sabouri et al, Nuclear Data Sheets, Proceedings of ND2013, New York, États-Unis (2013).

Measurements of the Mass and Isotopic Yields of the $^{233}\text{U}(n, f)$ Reaction by the Lohengrin Spectrometer, F. Martin et al, Nuclear Data Sheets, Proceedings of ND2013, New York, États-Unis (2013).

Physique des réacteurs expérimentale: premières mesures de réactivité auprès de l'installation GUINEVERE

A. Billebaud, S. Chabod

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

The GUINEVERE (EUROTRANS-IP FP6) and FREYA (FP7) projects address the main issue of the on-line monitoring of an ADS reactivity. The latter aims at validating a methodology that consists in the combination of two approaches: (i) the time monitoring of the reactor power as well as of the beam intensity (i.e. the source intensity), that gives access to the relative fluctuations of the reactivity, $\rho(t)$, around a reference value; (ii) some calibration measurements, performed regularly, providing an absolute level of ρ . This absolute level – that may evolve with time too but slower – is used as a reference for the on-line relative measurements. The calibration measurements are based on the analysis of the time decay of the reactor neutron population measured during programmed beam interruptions. At LPSC, we are developing and testing an innovative analysis method that focuses on the prompt component of the neutron population decay. This method, called integral k_p method as it allows the determination of the reactor prompt multiplication factor, has been applied to the first experimental data taken at the GUINEVERE facility (SCK-CEN), and gives promising preliminary results.

Expériences GUINEVERE/FREYA

Pour vérifier qu'un ADS reste sous-critique en fonctionnement, une condition imposée pour raison de sûreté, il faut pouvoir combiner deux approches : (i) effectuer une mesure en ligne de l'intensité de la source externe de neutrons, qui donne l'évolution relative de la réactivité ρ du réacteur au cours du temps ; (ii) recalibrer ces mesures relatives avec des mesures absolues de ρ , qui doivent être effectuées à intervalles réguliers. L'implémentation de cette stratégie de mesure n'est pas triviale. La difficulté principale réside dans la nécessité que nous avons d'extraire un indicateur global du fonctionnement du réacteur, la réactivité ρ , en effectuant des mesures locales à l'aide de chambres à fission, des détecteurs de neutrons quasi ponctuels à l'échelle du réacteur. Cette problématique, classique en physique des réacteurs, a fait l'objet de nombreuses études, ne serait-ce qu'en raison de son importance pour la filière des réacteurs actuels. Plusieurs solutions ont été proposées, telles les méthodes de bruit, des aires, ASM/MSM, d'ajustement par combinaison d'exponentielles pour des configurations proches de la criticité, etc. Un lecteur curieux pourra se reporter à la littérature, abondante sur ce sujet.

L'installation GUINEVERE (Generator of Uninterrupted Intense NEutrons at the lead VENus REactor) a été réalisée au SCK-CEN (Mol, Belgique) pour tester la méthodologie de mesure en ligne de la réactivité. Elle consiste en le couplage d'un réacteur maquette sous-critique (le réacteur VENUS-F) à une source de neutrons de 14 MeV générés par l'accélérateur de deutons GENEPI-3C construit par une collaboration IN2P3 (réactions T(d,n) à 220 keV). Ce couplage est réalisé à puissance quasi-nulle. Le réacteur VENUS-F est instrumenté à l'aide de 10 chambres à fission à dépôt d'uranium 235 ; leur système d'acquisition GANDDALF a été développé au LPSC. C'est dans le cadre du projet européen FREYA

(Fast Reactor Experiments for hYbrid Applications, FP7) que se poursuivent depuis 2011 les travaux sur le contrôle de la réactivité des ADS. Les années 2012 et 2013 ont vu la réalisation de nombreuses expériences pour ce projet. Cette phase a nécessité la présence régulière sur le terrain d'équipes de physique de l'IN2P3 (LPSC, LPCC et IPNO), ainsi que l'investissement constant de l'équipe du Service Accélérateurs du LPSC, qui assure la conduite et l'entretien de l'accélérateur sur site depuis la fin de son installation (2010).

Point d'avancement sur l'analyse des données

Parallèlement aux expériences, l'analyse des données des campagnes expérimentales 2012-2013 est effectuée, en grande partie, au CNRS : (i) au LPC Caen, pour ce qui concerne la méthode des aires et la méthode MSM ; (ii) au LPSC et l'IPNO, pour la méthode k_p . La méthode k_p est une solution développée au LPSC pour extraire la valeur du coefficient de multiplication prompt, k_p , d'un ADS en analysant la décroissance de sa population de neutrons consécutive à l'injection d'un pulse de neutrons source ou à l'interruption programmée du faisceau de son accélérateur (Perdu et al. 2003). Le coefficient k_p étant relié au k_{eff} du réacteur, sa mesure permet ensuite de remonter à la valeur de la réactivité.

Concrètement, l'extraction de la valeur k_p s'effectue en comparant les taux de comptage des chambres à fission positionnées dans le réacteur VENUS avec des prédictions théoriques obtenues en résolvant une équation intégrale faisant intervenir deux distributions : (i) la densité de probabilité, $P(\tau)$, qu'un neutron, créé dans le réacteur au temps t , a d'induire une fission au temps $t+\tau$; (ii) la distribution $D(\tau)$ des temps écoulés entre la création d'un neutron au temps t dans le réacteur et le moment, $t+\tau$, où il induit une fission dans le dépôt d'un détecteur. La distribution $D(\tau)$ doit donc être simulée pour chaque détecteur. Le calcul des histogrammes $P(\tau)$ et $D(\tau)$ a été effectué à l'IPNO, à l'aide du code de calcul Monte-Carlo MCNP et de la géométrie détaillée du réacteur fournie par le SCK-CEN. Les données théoriques et expérimentales doivent ensuite être comparées en utilisant un estimateur auto-normalisé, car leurs normalisations ne sont pas identiques. Les taux expérimentaux sont par exemple proportionnels à deux données difficiles à connaître avec précision : (i) le nombre exact de neutrons source injectés dans le réacteur par unité de temps ; (ii) l'efficacité de détection des chambres à fission. Dans la version classique de la méthode k_p , proposée par Perdu et al. en 2003, le problème de normalisation est contourné en comparant les dérivées logarithmiques des taux de comptage. La dérivée logarithmique est un estimateur auto-normalisé simple, mais son utilisation présente deux inconvénients majeurs : (i) une sensibilité excessive aux fluctuations statistiques. Les fluctuations statistiques des taux de comptage des détecteurs positionnés hors cœur ou de faible efficacité induisent en retour des fluctuations importantes sur les dérivées logarithmiques, entravant la comparaison théorie-expérience ; (ii) il est difficile de quantifier l'erreur sur la valeur k_p extraite.

Pour résoudre ces difficultés, nous avons proposé un nouvel estimateur auto-normalisé, dont l'expression repose sur l'utilisation d'intégrales au lieu de dérivées. Une intégrale étant une fonction continue, sa sensibilité aux fluctuations statistiques est moins importante. Nous avons testé l'estimateur intégral sur des configurations pour lesquelles il existe une expression analytique des taux de comptage théoriques des détecteurs. Nous avons ainsi vérifié que notre esti-

mateur conserve en présence de fluctuations statistiques importantes un pouvoir de résolution suffisant pour distinguer deux configurations de réacteurs dont les réactivités diffèrent de 5 pcm. De surcroit, l'utilisation de l'estimateur intégral permet de quantifier proprement l'écart théorie-expérience, rendant le calcul des barres d'erreur sur k_p possible. Les résultats obtenus avec notre nouvelle approche dans le cas d'une source de neutrons impulsionnelle sont présentés fig. 1: pour chacun des dix détecteurs utilisés dans l'installation GUINEVERE, nous comparons la réactivité obtenue avec la méthode k_p intégrale à la valeur de référence obtenue avec la méthode MSM (qui permet de déduire la réactivité par référence à un niveau critique). Nous constatons un bon accord entre les deux méthodes pour 8 détecteurs sur 10. Les deux détecteurs qui s'écartent de la valeur de référence sont positionnés dans une zone du réacteur pour l'heure mal modélisée (composition des matériaux incertaines, influence prouvée du béton et des structures entourant le cœur mais non prise en compte dans les simulations).

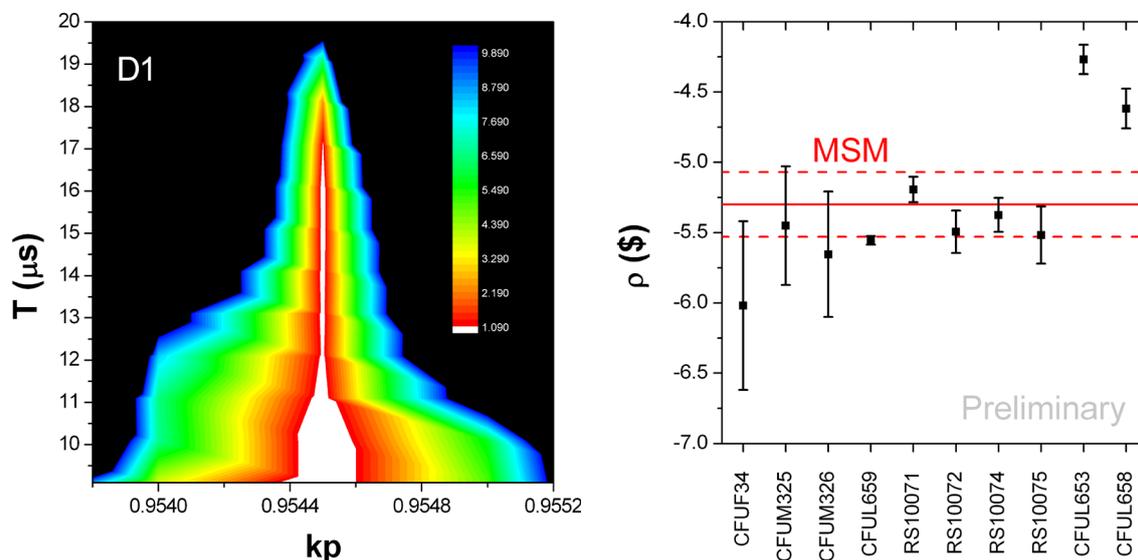


Fig. 1: (gauche) Évolution du χ^2 réduit entre les taux de comptage théoriques et expérimentaux d'une chambre à fission positionnée dans le réflecteur du réacteur VENUS-F. T est le temps écoulé depuis le pulse de neutrons, k_p est le coefficient de multiplication prompt. La zone blanche est l'intervalle sur lequel l'inégalité $\chi^2 \leq \chi^2_{min} + 1$ est vérifiée; (droite) réactivités en dollars obtenues pour les dix détecteurs positionnés dans le réacteur VENUS, comparées au résultat de la méthode MSM (valeur MSM = trait rouge plein, barres d'erreur MSM = traits rouges en pointillés). La distance à la source de neutrons augmente de gauche à droite, les deux détecteurs tout à droite étant les plus éloignés du centre.

Perspectives

L'application de la méthode k_p à des configurations très fortement sous-critiques ($k_{eff} < 0,9$) requiert l'utilisation d'une fonction de correction, qui revient à prendre en compte le poids des premières générations de neutrons dans la réaction en chaîne. Ce travail sera effectué l'année prochaine, lors de l'analyse des configurations fortement sous-critiques du réacteur VENUS obtenues en modifiant la hauteur de ses barres de contrôle.

La simulation des distributions $D(\tau)$ nécessaires à la détermination des taux de comptage théoriques est coûteuse en temps de calcul. L'utilisation de chambres à fission dont les dépôts sont constitués d'isotopes de sections efficaces de fission

à seuil, tels ^{238}U ou ^{237}Np , est alors recommandée. Pour ces détecteurs en effet, la distribution $D(\tau)$ se réduit à un Dirac. Cependant, des détecteurs à seuil ayant une efficacité compatible avec les faibles flux de neutrons de notre expérience restent difficiles à trouver. Avec l'aide du CEA/DEN, nous avons fait réaliser par Photonis un tel détecteur, contenant 1 g d' ^{238}U très pur. Il a été livré en octobre 2013 à Mol et nous l'utiliserons lors des prochaines campagnes expérimentales, ce qui devrait considérablement simplifier l'application de la méthode k_p .

La méthode k_p intégrale sera également mise en œuvre pour extraire la réactivité du réacteur en analysant la décroissance prompt qui suit une interruption d'une source continue, au lieu de celle qui suit une impulsion de neutrons.

Pour en savoir plus

S. Chabod et al., Analysis of prompt decay experiments for ADS reactivity monitoring at VENUS-F GUINEVERE facility, proceedings of the International Workshop on Technology and Components of Accelerator Driven Systems (TCADS-2), OECD Nuclear Energy Agency, Nantes, France (2013).

Perdu et al., Prog. in Nucl. Energy 42 (2003).

Développement du concept de MSFR

M. Allibert, M. Brovchenko, V. Ghetta, D. Heuer, A. Laureau, E. Merle-Lucotte, P. Rubiolo
Service Informatique

The LPSC research activities are related to the concept of Molten Salt Fast Reactor (MSFR) based on a fast neutron spectrum and the Thorium fuel cycle. For the two years, the effort has been focused on neutronic, thermalhydraulic and safety issues. A neutronic benchmark has been realized in the frame of a European project, to validate the tools and methods developed at LPSC for the optimization of the MSFR physical specifications. Its residual heat, important safety issue, has also been calculated and analyzed. Due to the differences with solid fueled nuclear reactors, a novel methodology for the safety assessment of the MSFR is needed. Such a work has been initiated, through the transposition of classical safety methods and a systematic risk analysis. A classification of the accidents specific to this liquid fueled reactor has been defined, with a preliminary study of their consequences performed with different basic tools of reactor kinetics. Finally a multi-physics approach to simulate the MSFR is under development. In the first stage, a neutronics - thermalhydraulics coupling using the MCNP and OpenFOAM codes is being developed. At present the steady-state model has been completed.

Études du Molten Salt Fast Reactor (MSFR)

Le MSFR (Fig. 1) a fait l'objet d'études comparatives des outils dans le cadre de benchmarks dans le groupe de travail « Design and Safety » du projet européen EVOL (Evaluation and Viability of Liquid Fuel Fast Reactor System) du 7e PCRD démarré en 2011 et qui a permis de compléter les moyens consacrés à l'étude du MSFR et de coordonner les efforts des partenaires européens et russes autour du même concept.

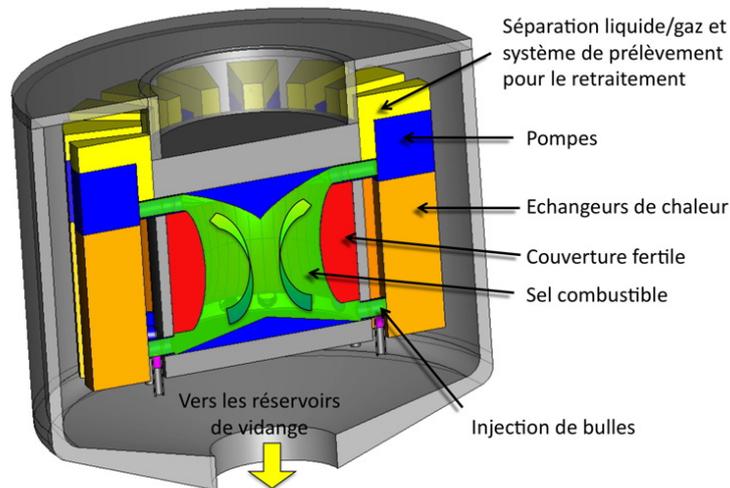


Fig. 1: Vue conceptuelle du MSFR.

Au niveau national, ces travaux de recherche ont été soutenus jusqu'à fin 2012 par le Groupement National de Recherche GEDEPEON (Gestion des Déchets et Production d'Énergie par des Options Nouvelles). Depuis 2013, ces recherches nationales sont coordonnées par le défi NEEDS de la mission interdisciplinaire du CNRS, en collaboration avec le CEA, EDF, AREVA, l'IRSN, l'ANDRA et le BRGM, plus précisément dans le projet fédérateur Systèmes Nucléaires.

Benchmark neutronique

Des calculs de criticité, de spectre neutronique, de fraction des neutrons retardés et de coefficients de contre-réactions ont été effectués par les partenaires du projet. Les comparaisons de ces variables statiques ont conclu à un bon accord entre les différents codes et méthodes utilisés par les partenaires (Fig. 2), et ont mis en évidence l'influence du choix des bases de données nucléaires, notamment sur le spectre neutronique et les calculs de criticité. Les sections efficaces de capture de l' ^{233}U et du ^{232}Th , ainsi que la section efficace inélastique du ^{19}F , en sont responsables. Les coefficients thermiques de contre-réactions totales et partielles (densité et Doppler) ont été évalués. Leurs valeurs négatives, capitales pour la stabilité intrinsèque du réacteur, ont été confirmées, et ce sans influence significative du choix des bases de données ou des codes de calcul.

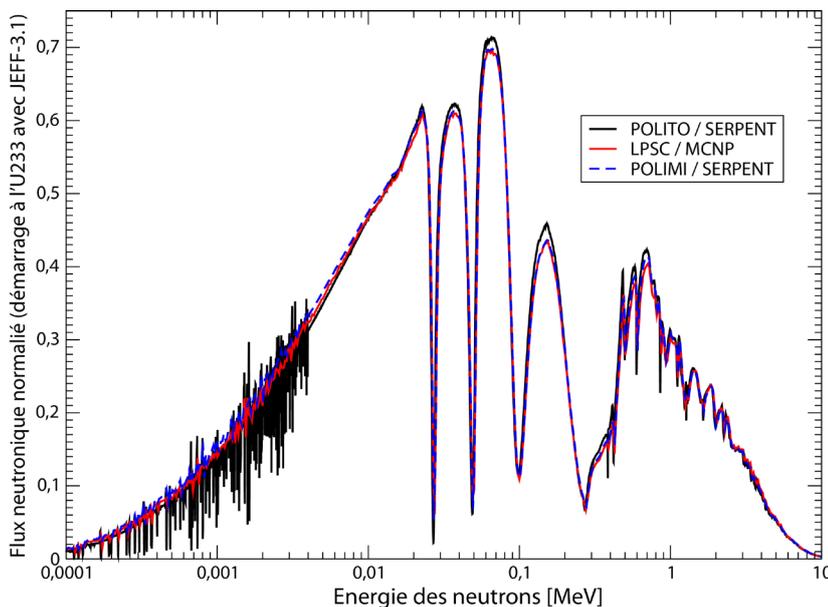


Fig. 2: Comparaison des spectres neutroniques du MSFR calculés avec plusieurs outils de simulation neutronique (codes stochastiques SERPENT et MCNP) par plusieurs partenaires (Politecnico di Torino, LPSC et Politecnico di Milano) dans le cadre du projet européen EVOL.

Puissance résiduelle

Grâce à un outil préalablement validé, nous avons montré que les noyaux d' ^{235}U et de ^{241}Pu génèrent une puissance résiduelle des produits de fission par fission plus importante pendant les premières dizaines de minutes par rapport à l' ^{233}U et le ^{239}Pu . Cet outil a ensuite été utilisé afin d'évaluer la puissance résiduelle du réacteur MSFR. Les sources de chaleur associées à chaque localisation contenant des produits radioactifs ont été quantifiées. Si le sel combustible est bien la source majeure de puissance résiduelle, l'unité de bullage constitue également une source de chaleur importante qui nécessite un système de refroidissement efficace. La sensibilité aux paramètres d'extraction des produits de fission a été étudiée, mettant en valeur l'importance de l'extraction des produits de fission gazeux et non-solubles sur la production de chaleur résiduelle dans le sel combustible. L'évaluation de la puissance résiduelle a ensuite été utilisée dans les études d'accident afin d'étudier l'augmentation de température du sel combustible lors des transitoires de perte de refroidissement. Cette étude sert aussi de base pour le dimensionnement du réservoir de vidange ainsi que des systèmes de déclenchement de la vidange.

Étude de sûreté

Un travail de transposition des critères de sûreté classiques à un réacteur à combustible liquide a été initié. Ainsi une définition des trois barrières de confinement a été proposée pour le MSFR. La méthodologie ISAM (Integrated Safety Analysis Methodology), développé par le groupe d'experts sur le risque et la sûreté du Forum International Génération 4 (GIF), a été appliquée au MSFR. Le questionnaire de la méthode a permis de lister et de documenter les caractéristiques et attributs de sûreté demandés pour les concepts de quatrième génération tels que définis par le GIF.

Une méthodologie plus générale et non-spécifique aux réacteurs nucléaires, l'analyse systémique de risque, a parallèlement été appliquée. Il s'agit d'identifier les risques existants dans le MSFR, en complément de la transposition d'une liste d'accidents préétablie pour d'autres réacteurs nucléaires à combustible solide. Une description systémique du réacteur a permis de dresser un état des lieux des composants envisagés dans le MSFR ainsi que leur fonction. En se basant sur ce descriptif du système, des scénarios accidentels ont été établis. Ces scénarios ont été regroupés par événements initiateurs d'accidents, comme la perte de refroidissement ou la perte de circulation du sel combustible. Les défaillances initiales menant à chaque type d'accident ont été établies. Enfin, des études préliminaires sur les conséquences possibles de ces accidents ont été réalisées en utilisant des outils de simulations basés sur le modèle de la cinétique point, la cinétique point par zone ou le code COUPLE développé à Karlsruhe en Allemagne et couplant la thermo-hydraulique à la neutronique.

Développement d'une modélisation multi-physique pour le MSFR

Depuis 2011 d'importants efforts ont porté sur le développement d'une approche de modélisation multi-physique du MSFR. Ayant un combustible liquide en circulation, ce réacteur nécessite des modèles neutroniques et thermo-hydrauliques différents de ceux en général utilisés pour les réacteurs nucléaires à combustibles solides. Par ailleurs, la géométrie relativement simple de la cavité du cœur permet de réduire drastiquement l'effort numérique, et donc rend l'implémentation d'une approche multi-physiques et multi-échelles à la portée de nos capacités de calcul.

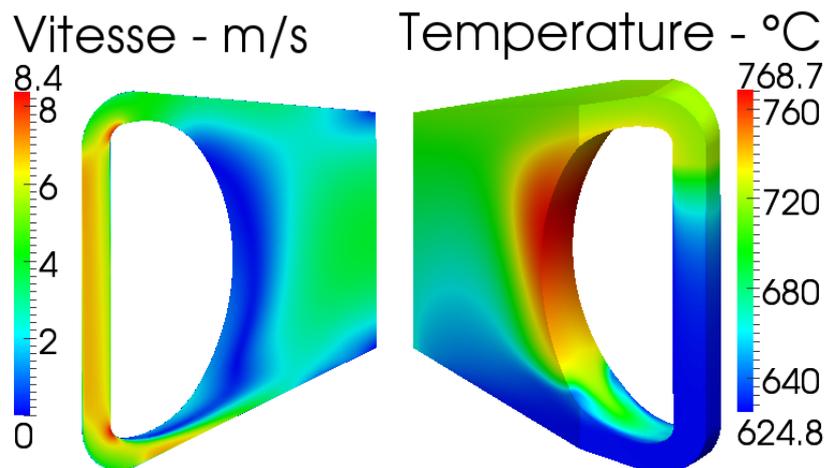


Fig. 3: Distributions de vitesse et de température du sel combustible obtenues en couplant le code Monte-Carlo MCNP au code CFD OpenFoam.

Dans le cadre de ces efforts, une thèse (2012-2015), deux stages master (2013) et un projet structurant (2013-2015) ont été ou sont actuellement en cours. Dans la phase actuelle, un modèle stationnaire du MSFR à l'aide du code neutronique MCNP et des codes de mécanique des fluides CFD (Computational Fluid Dynamics) OpenFoam et Fluent est en cours de développement. Ce modèle permet de calculer des distributions de puissance, de concentration des précurseurs, de température et de vitesse du sel combustible (Fig. 3). Un Projet grenoblois piloté par le LPSC et structurant les activités de recherche autour de la thématique *nucléaire et réacteur à combustible liquide au thorium* a été mis en place en 2013 jusqu'à 2015. Dix-sept chercheurs de six laboratoires grenoblois sont associés à Grenoble INP pour travailler sur ce projet structurant.

Pour en savoir plus

« Rapport sur la gestion durable des matières nucléaires », <http://www.cea.fr/energie/rapport-sur-la-gestion-durable-des-matieres-nucl-106009>, Tome 4, pages 31-36 (2012)
Collectif « L'énergie à découvert », chapitre « La filière Thorium », pages 124-125, éditions CNRS (2013).

Preliminary safety calculations to improve the design of the Molten Salt Fast Reactor, M. Brovchenko, D. Heuer, E. Merle-Lucotte, M. Allibert, N. Capellan, V. Ghetta, A. Laureau, *Proceedings of the PHYSOR 2012 Conference, LaGrange Park, USA* (2012).

Coupled neutronics and thermal-hydraulics numerical simulations of a Molten Salt Fast Reactor (MSFR), A. Laureau, P. Rubiolo, D. Heuer, E. Merle-Lucotte, M. Brovchenko, *Proceedings of Supercomputing in Nuclear Applications and Monte Carlo (SNA&MC) International Joint Conference, Paris, France* (2013).

Vers l'analyse Monte Carlo complète de réacteurs à eau en cycle thorium par neutronique couplée et cinétique nodale

N. Capellan, O. Méplan, A. Nuttin
Service Informatique

The two main research tracks identified in 2010-2011 (safety assessment of thorium CANDU and further optimization of thorium PWR performance) have been followed during the past two years. Concerning the latter track, NEA has proposed a performance test of full PWR core calculations based on Monte Carlo neutron transport, which we have used to define an optimal detail level for convergence of steady state coupled neutronics. In parallel with this study and within the same MURE framework (MCNP Utility for Reactor Evolution), a simplified code of nodal kinetics based on two-group and few-point diffusion equations has been developed and validated on a typical CANDU LOCA (Loss Of Coolant Accident). Now we work on the synthesis of these two activities (coupled neutronics and nodal kinetics) towards safety studies of thorium-fueled PWR-like innovative options.

Exploitation optimale du transport Monte Carlo (MCNP)

Problématique du couplage neutronique - thermohydraulique

MCNP présente des problèmes pour le calcul des taux de réaction locaux et a tendance à sous-estimer les erreurs. Pour s'assurer de la pertinence des résultats, et faute de pouvoir les comparer avec des mesures en réacteur, nous avons réalisé des études basées sur leur reproductibilité en utilisant un grand nombre de calculs indépendants. La comparaison de la dispersion obtenue pour chaque volume et des études techniques complémentaires (basées entre autres sur l'entropie de Shannon) nous ont permis de mettre au point une méthodologie de caractérisation représentative de la précision des résultats.

Limites actuelles du calcul Monte Carlo de puissances locales

Cette méthodologie a été appliquée au calcul de puissances locales d'un cœur entier de Réacteur à Eau sous Pression (REP) dans le cadre de notre participation à un benchmark NEA sur les performances des codes Monte Carlo. Le niveau de détail spatial est celui d'un crayon radialement (environ 1 cm) et un centième de crayon axialement (environ 4 cm), soit plus de 5 millions de cellules. Les deux conclusions principales de notre étude sont que le code MCNP sous-estime dans ce cas les erreurs d'un facteur 5 en moyenne, et que le niveau de détail demandé par le benchmark n'est pas encore atteignable (Fig. 1) pour des temps de calculs raisonnables (notamment pour les équipes ne bénéficiant pas de super calculateurs). Une simulation en parallèle réalisée sur 12 processeurs de dernière génération nécessiterait plus d'un mois de calcul tout en offrant d'après nos extrapolations une précision de seulement 11% sur les zones les plus défavorables. Cependant un niveau de détail moins exigeant (par assemblage radialement et pour 10 niveaux axiaux) est en revanche accessible avec des erreurs de l'ordre du pourcent tout à fait acceptables et compatibles avec par exemple un couplage thermohydraulique.

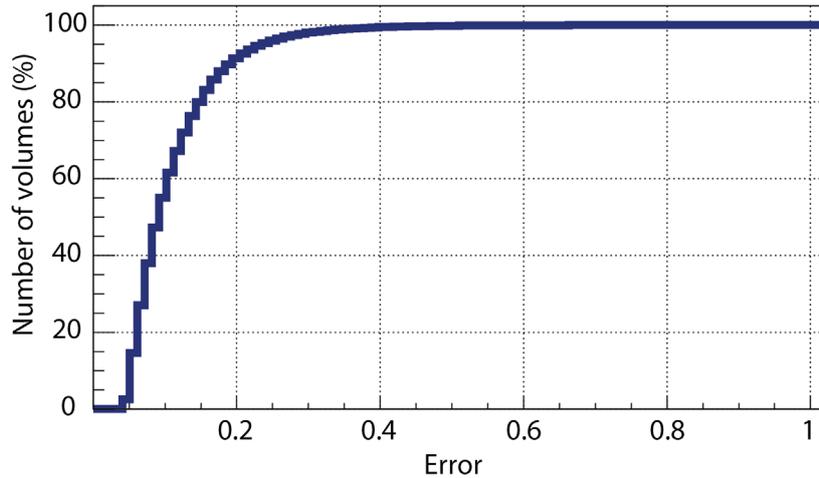
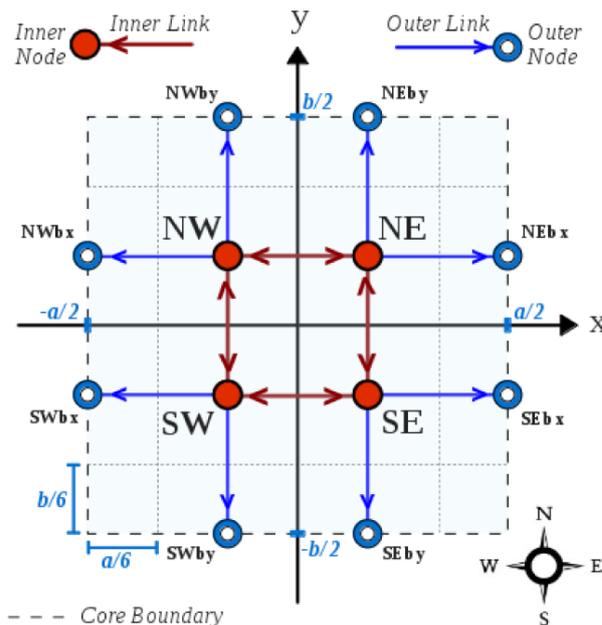


Fig. 1 : Erreur cumulée des puissances relatives locales d'un cœur de REP estimées par MCNP.

Caractérisation en diffusion pour la cinétique nodale

Validation du code de cinétique nodale simplifiée NodalDrift

Ce code a été conçu comme le point de départ le plus simple possible vers le couplage, indispensable à nos futures études de sûreté, entre cinétique spatiale et thermohydraulique. Il est basé pour cela : (i) sur l'approximation de la diffusion pour un cœur homogène et (ii) sur le maillage maximal compatible avec la symétrie des transitoires étudiés. La figure 2 décrit le modèle 2D à 4 zones utilisé pour le calcul d'un accident LOCA (Loss Of Coolant Accident) en CANDU^{natU}, qui nous a permis de valider NodalDrift par comparaison avec des résultats de référence. Aux équations (1-3) d'évolution des nombres de neutrons (à deux groupes d'énergie) et de précurseurs s'ajoute la forme discrétisée (4) de l'opérateur de déplacement Δn qui exprime les transferts de chaque zone vers les autres et l'extérieur. Avec un bon rapport précision/complexité, ce code autorise ainsi des prédictions fiables en cinétique spatiale.



$$\frac{dn_1}{dt} = D_1 v_1 \Delta n_1 - \Sigma_{a1} n_1 v_1 - \Sigma_{12} n_1 v_1 + (1 - \beta) \nu \Sigma_{f2} n_2 v_2 + \sum_g \lambda_g p_g \quad (1)$$

$$\frac{dn_2}{dt} = D_2 v_2 \Delta n_2 - \Sigma_{a2} n_2 v_2 + \Sigma_{12} n_1 v_1 \quad (2)$$

$$\frac{dp_g}{dt} = \beta_g \nu \Sigma_{f2} n_2 v_2 - \lambda_g p_g \quad (3)$$

$$\Delta n_{NE} = \left(\frac{1 + \delta}{dx}\right)^2 (n_{NW} - n_{NE}) + \left(\frac{1 + \delta}{dy}\right)^2 (n_{SE} - n_{NE}) + \left[\left(\frac{1 + \delta}{dx}\right)^2 + \left(\frac{1 + \delta}{dy}\right)^2\right] (-n_{NE}) \quad (4)$$

Fig. 2 : Principes du code NodalDrift (discrétisation nodale typique et équations cinétiques résolues).

Calcul des paramètres de diffusion, application et perspectives

Comme tout transitoire calculé par NodalDrift, le LOCA du benchmark CANDU^{natU} utilisé est décrit par plusieurs variations locales de certains paramètres de diffusion (sections efficaces pour l'essentiel). Une procédure rigoureuse a été mise au point pour le calcul, à partir de résultats obtenus avec MCNP, de tels paramètres représentatifs d'un cœur complet en début de transitoire. Les valeurs de ces paramètres correspondant à une version thoriée du même CANDU ainsi que les caractéristiques du LOCA associé ont pu être calculées, confirmant nos études ponctuelles antérieures selon lesquelles la sûreté d'un CANDU thorié reste proche de celle d'un CANDU^{natU} classique. Cette démarche est à présent appliquée et généralisée au cas des réacteurs à eau légère sous-modérés et thoriés. Restent entre autres à implémenter le couplage avec la thermohydraulique et la fermeture du circuit primaire.

Pour en savoir plus

Performances des codes Monte Carlo dans le calcul de densités de puissance locales, C. El Mhari sous la direction de N. Capellan, rapport de PFE, LPSC-13-96 (2013).

Facing Challenges for Monte Carlo Analysis of Full PWR Cores: Towards Optimal Detail Level for Neutronics and Proper Diffusion Data for Kinetics, A. Nuttin et al., SNA&MC 2013.