

T04 : Développement de méthodes de Monte Carlo avancées pour l'analyse des perturbations et des sensibilités

Personnes contact : Alexis JINAPHANH, alexis.jinaphanh@cea.fr ; tél. +33(0)1 69 08 62 75

DEN/DANS/DM2S/SERMA/LTSD

Andrea ZOIA, andrea.zoia@cea.fr ; tél. +33(0)1 69 08 79 76

DEN/DANS/DM2S/SERMA/LTSD

1. CONTEXTE

Le transport des neutrons dans le cœur des réacteurs nucléaires est décrit par l'équation de Boltzmann. La solution de cette équation par la méthode de Monte-Carlo se base sur la simulation d'un très grand nombre de trajectoires aléatoires de neutrons à l'intérieur du système considéré. Les moyennes sur l'ensemble des trajectoires simulées permettent d'accéder aisément aux observables physiques d'intérêt, qui sont régies par l'équation de Boltzmann [1]. Chaque trajectoire décrit une marche aléatoire dont les propriétés mathématiques sont déterminées en accord avec les lois physiques sous-jacentes (probabilité d'interaction particule-matière, lois de renvoi en angle et énergie, multiplicité de fission, etc.) [1]. Par ce fait, la simulation Monte-Carlo a été toujours considérée – depuis son introduction – comme la méthode de référence pour le calcul des systèmes nucléaires [1].

Le code Monte-Carlo TRIPOLI-4 [2], développé au Laboratoire de Transport Stochastique et Déterministe (LTSD) du Service d'Etude des Réacteurs et de Mathématiques Appliquées (SERMA) du CEA Saclay, permet ainsi de simuler le transport des neutrons, des photons, des électrons et des positrons dans la matière. Il est par conséquent utilisé dans des domaines de la physique des cœurs, de la radioprotection et de l'instrumentation nucléaire.

2. SUJET PROPOSÉ

À ce jour, les méthodes de Monte-Carlo ont été quasi exclusivement dédiées à l'estimation des grandeurs physiques moyennes (ce qui est également le cas du code TRIPOLI-4), et cela à cause du coût de calcul très élevé demandé par la réalisation des cheminements des particules dans la matière, ce qui correspond formellement à résoudre l'équation de Boltzmann stationnaire [1].

Grâce à la puissance croissante des ordinateurs, il devient envisageable d'utiliser la simulation Monte-Carlo pour les études de dimensionnement et les analyses de sûreté des réacteurs, ce qui requiert de pouvoir réaliser des calculs de propagation d'incertitudes fondées sur l'analyse de la variation d'un paramètre de l'équation de transport en réponse à la variation des propriétés physiques du système analysé (composition matérielles, en premier lieu).

En théorie, l'effet en réactivité d'une perturbation du système peut être estimé en faisant la différence entre les valeurs calculées lors de deux calculs indépendants, un avec le système nominal et le second avec le système perturbé. En pratique, pour des petites perturbations, le temps de calcul nécessaire pour obtenir une incertitude statistique sur la différence de ces valeurs qui soit suffisamment faible est prohibitif. Par ailleurs, le nombre de coefficients de sensibilités (ou perturbations) requis étant considérable, il est difficile de recourir à des calculs indépendants.

Heureusement, les études paramétriques peuvent toutefois être réalisées via des calculs de perturbation qui permettent d'évaluer les effets de petites variations du système. Par exemple, selon la « théorie standard des perturbations » (SPT) l'estimation des perturbations de la réactivité du réacteur peut être calculée dès lors que le flux neutronique adjoint peut être estimé, ce qui se révèle une tâche fortement non-triviale. Récemment, l'avancée des méthodes Monte-Carlo a permis d'estimer le flux adjoint par le

biais d'une approche dite *Iterated Fission Probability* et ainsi de mettre en œuvre les techniques de perturbation et de déterminer la variation de réactivité, au sein d'un unique calcul, due à une ou plusieurs perturbations des compositions des matériaux [3]. Le code Monte-Carlo TRIPOLI-4 inclut maintenant une fonctionnalité de calcul de perturbation et de sensibilité [4].

La théorie SPT est toutefois limitée aux perturbations de la réactivité. Or, on s'intéresse plus généralement aux effets induits par les variations des compositions matérielles du réacteur sur d'autres paramètres critiques de l'équation de Boltzmann. L'objectif de cette thèse sera donc d'étendre les applications des techniques de perturbations : on propose ainsi le développement de méthodologies permettant de déterminer les variations de la réactivité, de la période du réacteur ou plus généralement d'une observable physique telle qu'un taux de réaction en réponse à des variations d'un paramètre physique du système, telles que la température, les dimensions géométriques ou les données nucléaires.

3. PROGRAMME DE TRAVAIL PROPOSÉ

Le travail de thèse sera structuré autour des thématiques suivantes :

- 3.1. Étude des équations qui régissent la formulation de la théorie des perturbations généralisée et structuration des algorithmes et méthodes de Monte Carlo permettant d'estimer les quantités nécessaires à évaluer les différents termes de ces équations.
- 3.2. Extension des calculs de perturbation standard afin d'évaluer les perturbations de la période du réacteur [5] et des paramètres critiques du réacteur (tels que la concentration du bore, par exemple [6]) par rapport aux variations des données nucléaires et des compositions des matériaux. Les coefficients de sensibilité à ces grandeurs devraient être aussi obtenus sur la base des estimateurs Monte Carlo des perturbations généralisées. Cette première analyse permettra d'évaluer les verrous à lever pour obtenir les nouveaux estimateurs Monte Carlo requis par la théorie des perturbations généralisées.
- 3.3. Développement de méthodes de perturbation généralisées pour le calcul de l'effet de température (coefficient Doppler) sur la réactivité du système. La réactivité dépend de la température par l'intermédiaire des sections efficaces, ainsi ce travail demandera de se pencher sur les outils de traitement des données nucléaire et notamment sur le module lié à l'élargissement Doppler des sections efficaces [7].
- 3.4. Validation des méthodes proposées : après avoir été implémentés dans le code Tripoli4, les nouveaux algorithmes seront vérifiés par rapport à des résultats exacts (dans le cadre de configurations simplifiées) et ensuite validés par rapport à des résultats issus de configurations de benchmark.

En fonction de l'avancée du travail de thèse, il sera envisageable de se pencher également sur le développement de calculs de perturbations induites par les modifications géométriques du système, un sujet très prometteur qui néanmoins pose des défis considérables [8].

4. RÉFÉRENCES

- [1] I. Lux, L. Koblinger, *Monte Carlo particle transport methods* (CRC press, 1990).
- [2] E. Brun et al, *TRIPOLI-4®*, CEA, EDF and AREVA reference Monte Carlo code, Annals of Nuclear Energy, Volume 82, pp. 151-160, 2015.
- [3] B. Kiedrowski, "Review of Early 21st-Century Monte Carlo Perturbation and Sensitivity Techniques for k-Eigenvalue Radiation Transport Calculations", Nuclear Science and Engineering, Volume 185, Number 3, 2017.

- [4] N. Terranova et al., **“New perturbation and sensitivity capabilities in TRIPOLI-4®”**, Annals of Nuclear Energy, Volume 121, pp. 335–349, 2018.
- [5] N. Terranova and A. Zoia, **“Generalized Iterated Fission Probability for Monte Carlo eigenvalue calculations”**, Annals of Nuclear Energy, Volume 108, pp. 57-66, 2017.
- [6] D. Mancusi and A. Zoia, **“Chaos in eigenvalue search methods”**, Volume 112, pp. 354–363, 2018.
- [7] H. Shim and C. Kim, **“Monte Carlo Fuel Temperature Coefficient Estimation by an Adjoint-Weighted Correlated Sampling Method”**, Nuclear Science and Engineering, Volume 177, Number 2, 2014.
- [8] T. Burke, B. Kiedrowski, **“Monte Carlo Perturbation Theory Estimates of Sensitivities to System Dimensions”**, Nuclear Science and Engineering, Volume 189, Number 3, 2018.