

## **Titre du stage / Internship title**

**DEVELOPPEMENT D'UNE METHODE DE PERTURBATION D'UN PARAMETRE CRITIQUE DE L'EQUATION DE BOLTZMANN SUIVANT UNE VARIATION DE LA COMPOSITION DES MATERIAUX**

**DEVELOPMENT OF A PERTURBATION METHOD OF A THE BOLTZMANN EQUATION CRITICAL PARAMETER FOLLOWING MATERIAL COMPOSITION VARIATION**

## **Contexte du stage / Internship context**

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 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.

## **Description du sujet du stage / Internship topic description**

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).

Ces études paramétriques sont réalisables 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 [3,4].

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. Un algorithme de recherche de paramètre critique a récemment été développé au sein du code TRIPOLI-4 [5], qui permet de déterminer, par exemple, la période du réacteur ou la concentration de bore dans le modérateur qui rend le réacteur critique. Une méthode d'estimation du flux neutronique adjoint pour ce type de calcul a été développée en utilisant une généralisation de la méthode *Iterated Fission Probability* [6].

Le stagiaire sera en charge d'étendre les calculs de perturbation actuels, afin d'estimer la variation d'un paramètre critique tel que la période du réacteur ou la concentration de bore suivant des variations de la composition des matériaux. Pour cela, le stagiaire pourra s'appuyer sur la nouvelle méthode de calcul du flux adjoint. Au préalable, une étude des équations des perturbations généralisées permettra de s'assurer de la cohérence de cette approche.

La méthode proposée sera développée au sein d'un prototype de code Monte Carlo permettant ainsi de tester différents choix, puis sera transposée au sein du code de référence TRIPOLI-4. Enfin, une étape de validation du développement sera menée sur quelques cas tests représentatifs de configurations réelles de réacteurs nucléaires.

**Une poursuite en thèse sur une extension de ce sujet est possible.**

#### **Bibliographie/Bibliography**

- [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, Ann. Nucl. Energy, 82, 151-160, 2015
- [3] B. Kiedrowski, Review of Early 21st-Century Monte Carlo Perturbation and Sensitivity Techniques for k-Eigenvalue Radiation Transport Calculations, Nucl. Sci. Eng. 185, 3, 2017
- [4] N. Terranova et al., New perturbation and sensitivity capabilities in TRIPOLI-4®, Ann. Nucl. Energy 121, 335–349, 2018
- [5] D. Mancusi and A. Zoia, Chaos in eigenvalue search methods, Ann. Nucl. Energy 112, 354–363, 2018
- [6] N. Terranova and A. Zoia, Generalized Iterated Fission Probability for Monte Carlo eigenvalue calculations, Ann. Nucl. Energy 108, 57-66, 2017

#### **Profil du stagiaire / Applicant profile**

- Master2 / 3eme année d'École d'ingénieur
- Connaissances en programmation C/C++/Python
- Connaissances en neutronique ou physique du transport appréciées
- Goût prononcé pour la simulation numérique

#### **Localisation du stage / Internship location**

**Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA), Centre de Saclay**

DEN/DANS/DM2S/SERMA – Bât. 470  
91191 GIF-SUR-YVETTE Cedex

#### **Personnes contacts / Contact persons**

Alexis JINAPHANH, [alexis.jinaphanh@cea.fr](mailto:alexis.jinaphanh@cea.fr) ; tél. +33(0)1 69 08 62 75  
Andrea ZOIA, [andrea.zoia@cea.fr](mailto:andrea.zoia@cea.fr) ; tél. +33(0)1 69 08 79 76

DEN/DANS/DM2S/SERMA/LTSD