

## Mise en œuvre de la réduction de la variance dans le code TRIPOLI-4® pour le calcul de débit d'équivalent de dose d'un emballage de transport

**Alice Bonin**

Université Paris-Saclay, CEA, Service d'Études des Réacteurs et de Mathématiques Appliquées

91191 Gif-sur-Yvette, France

alice.bonin@cea.fr

Des études de radioprotection des emballages de transport d'assemblages combustibles sont menées au SERMA (Service d'Études des Réacteurs et de Mathématiques Appliquées). Le but de ces études de radioprotection est de déterminer, pour les différents combustibles possibles, si les emballages de transport envisagés permettent bien de respecter les limites réglementaires de débits d'équivalent de dose.

Ces études nécessitent une modélisation 3D, et la prise en compte des rayonnements neutron et gamma. Elles sont menées avec le code de Monte-Carlo TRIPOLI-4®, qui simule le transport des particules dans la matière dans des configurations géométriques complexes. On cherche à estimer le plus précisément possible la dose produite à 2 m par les particules qui ont traversé toutes les protections de l'emballage. Cette configuration est typique d'un calcul de radioprotection avec de fortes épaisseurs de protections biologiques et très peu de particules parvenant à les traverser sans être absorbée, tant dans la réalité qu'au cours de la simulation informatique. Le calcul nécessite donc la mise en œuvre de techniques de réduction de variance, pour atteindre une précision suffisante avec un temps de calcul raisonnable, étant donné la rareté des particules qui parviennent dans la zone d'intérêt.

Les émissions de rayonnements neutrons par le combustible utilisé proviennent des fissions spontanées et des fissions sous-critiques et aussi des réactions  $(\alpha, n)$  ayant lieu dans le matériau fissile. Les émissions gammas proviennent d'une part des gammas émis par les produits de fission et les actinides (gammas appelés primaires), d'autre part des gammas émis par les réactions de capture radiative  $(n, \gamma)$ , qui ont lieu dans les différents matériaux de l'emballage traversés (gammas appelés secondaires) et enfin elles viennent également de gammas émis par les impuretés activées dans les matériaux de structure (gammas d'activation). Nous nous intéressons ici au calcul du débit d'équivalent de dose dû aux gammas primaires.

Nous utilisons la méthode de réduction de variance de TRIPOLI-4® qui modifie les lois d'interaction des particules à l'aide d'une transformée exponentielle de manière à allonger les trajectoires en direction de la zone d'intérêt, et à raccourcir les autres. Cette méthode suppose de définir une carte d'importance, qui spécifie la fonction d'importance dans chaque maille et pour chaque groupe d'énergie. La carte d'importance peut être définie :

- manuellement ;
- automatiquement à l'aide du module INIPOND (à partir des premiers batches de la simulation) ;
- automatiquement à l'aide du module IDT [1], qui utilise un code auxiliaire déterministe et la méthode CADIS -- Consistent Adjoint Driver Importance Sampling.

La méthode IDT autorise d'utiliser un plus grand nombre mailles spatiales, et donc s'adapte mieux aux géométries complexes, et utilise un découpage énergétique fixé détaillé, ce qui la rend plus facile à mettre en œuvre.

L'utilisation de ces méthodes sur un cas d'application typique d'emballage de transport montre que la simulation sans réduction de variance ne converge pas dans un temps de calcul raisonnable. La méthode IDT assure une convergence très rapide, et est robuste vis-à-vis du maillage spatial. Les résultats sont meilleurs que ceux obtenus avec les cartes d'importance calculées par INIPOND.

[1] Guadagni, E., Le Loirec, C., & Mancusi, D. (2021). Comparison of variance-reduction techniques for gamma dose rate determination. *The European Physical Journal Plus*, 136(2), 1-20