

## AVIS DE SOUTENANCE DE THESE

En vue de l'obtention du **DOCTORAT EN SCIENCES**

Le Doyen de la Faculté des Sciences de Tétouan annonce que

Madame Houda EL YAAKOUBI soutiendra une thèse intitulée

**MODÉLISATION ET ÉTUDE DE CERTAINS RÉACTEURS NUCLÉAIRES PAR  
LES CODES DÉTERMINISTES DRAGON-5 ET DONJON-5. CAS PARTICULIER  
DU RÉACTEUR NHR-5**

**Discipline : Physique**  
**Spécialité : Physique Nucléaire**

**A la Salle 42, Faculté des Sciences de Tétouan**  
**Le Samedi 28 décembre 2019 à 16h**

**Devant le jury composé de:**

Pr. K. Amezian	Université Abdelmalek Essaâdi Tétouan	Président
Pr. Abdelhadi ELBACHA	Université Abdelmalek Essaâdi Tétouan	Rapporteur
Pr. T. El Bardouni	Université Abdelmalek Essaâdi Tétouan	Rapporteur
Pr. O. El Hajjaji	Université Abdelmalek Essaâdi Tétouan	Rapporteur
Pr. M. Azougagh	Université Mohamed V, Rabat	Rapporteur
Pr. M. Azahra	Université Abdelmalek Essaâdi Tétouan	Examineur
Pr. L. Erradi	Université Mohamed V, Rabat	Invité
Pr. E. Chakir	Université Ibn Tofail, Kénitra	Co-Directeur
Pr. H. Boukhal	Université Abdelmalek Essaâdi Tétouan	Directeur

**Thèse préparé au sein des structures de Recherche :**  
**Equipe Radiations et systèmes Nucléaires**

# Résumé

Le fonctionnement des réacteurs nucléaires est basé sur l'enchaînement de la réaction de fission, entretenue par les interactions neutrons-noyaux fissiles. Ainsi, la maîtrise du flux neutronique s'avère nécessaire pour assurer un fonctionnement normal et sécurisé des réacteurs nucléaires.

L'objectif de ce travail de thèse, est de mettre en place un schéma de calcul complet applicable au cas du cœur du réacteur nucléaire NHR-5 (Nuclear Heating Reactor-5) dédié au dessalement de l'eau de mer, en utilisant les codes de calcul réseau DRAGON5 et celui du cœur DONJON5, qui sont deux codes déterministes développés par l'Institut du Génie Nucléaire de l'école Polytechnique de Montréal. Pour les calculs effectués dans cette thèse, la méthode des probabilités de collision a été sélectionnée.

Dans le cadre de la simulation numérique d'un réacteur nucléaire, d'un point de vue de la neutronique, un calcul direct sur la géométrie complète et détaillée du réacteur reste très cher et inaccessible pour les besoins pratiques de l'industrie nucléaire. Par conséquent, une méthodologie de calcul à deux niveaux est utilisée. La première étape est le calcul de réseau, détaillé en espace et en énergie, qui se fait sur une «partie représentative» du réacteur: une cellule, un assemblage de combustible, plusieurs assemblages. Ce calcul consiste à obtenir le flux neutronique et les différents taux de réactions sur le domaine (discrétisé) spatial et énergétique. La seconde étape est le calcul de réacteur entier. Le calcul de réseau en ce sens représente l'étape intermédiaire qui permet l'obtention des propriétés nucléaires requises par un calcul neutronique de réacteur entier. Ces sections efficaces macroscopiques moyennes en énergie (condensation) et en espace (homogénéisation) sont obtenues par pondération par le flux obtenu par le calcul de réseau.

La mise à jours de la bibliothèque des sections efficace du code de transport DRAGON5 a été réalisée, en utilisant, les données nucléaires de base évaluées ENDF/BVII.1, JEFF3.1 et JENDL4.0. L'obtention des sections efficaces est réalisée grâce au système NJOY.

Initialement, nous avons procédé à la validation d'une part des bibliothèques créées, et d'autre part des différents schémas de calcul. Cette validation est faite à l'aide d'un certain nombre de benchmarks expérimentaux utilisant différents combustibles nucléaires ainsi que des différents type de géométrie, et aussi par le calcul d'un certain nombre de paramètres neutroniques tels que le facteur de multiplication effective, l'excès de réactivité, l'efficacité des barres de contrôle ainsi que la distribution de puissance et de flux, du réacteur TRIGA MARK II du Centre d'études nucléaire de la Maâmora du Maroc

Les comparaisons des calculs obtenus, ont montré un bon accord entre les valeurs calculées et mesurées. Aussi, les distributions de la puissance par cellule pour les cœurs en  $UO_2$  des réacteurs TRIGA et NHR-5 présentés dans ce travail, ont montré un bon accord entre les valeurs calculées et mesurées. Cela peut valider nos modélisations pour toutes les réacteur à eau légère.

**Mots clés :** Réacteur de recherche, TRIGA MARK-II, NHR-5, modérés par l'eau légère, un schéma de calcul, ENDF/B-VII.1, JEFF3.1, JENDL-4.0, DRAGON5, DONJON5.