

UNIVERSITE ABDELMALEK ESSAADI
FACULTE DES SCIENCES
TETOUAN



جامعة محمد السادس
كلية العلوم
تطوان



Rapport d'activité
Equipe Radiations et Systèmes Nucléaires
(ERSN)

Avril 2009

Responsable

Pr. Tarek El BARDOUNI

Département de Physique - B.P: 2121

Faculté des Sciences de Tétouan

Tél : +212 6 67 06 44 09

Fax : +212 5 39 99 45 00

E-mail : tarekbardouni@uae.ma

Sommaire

- 1– INFORMATIONS GENERALES SUR LA STRUCTURE*
- 2 – DESCRIPTION DES AXES DE RECHERCHE D'INTERET*
- 3 – RESUMES DES TRAVAUX DE RECHERCHE DES DOCTORANTS*
- 4 – TRAVAUX DE RECHERCHE ANNEXES*
- 5- PROJETS FINANCES ET PRODUCTION SCIENTIFIQUE*
- 6- FORMATION ASSUREE PAR L'EQUIPE ERSN*

1– Informations générales sur la structure et membres

1.1– Informations générales sur la structure

<i>Nom de la structure</i> <i>Acronyme de la structure</i>	<i>Equipe Radiations et Systèmes Nucléaires</i> <i>ERSN</i>
<i>Responsable</i> <i>Grade / Spécialité</i>	<i>Tarek EL BARDOUNI</i> <i>Professeur de l'Enseignement Supérieur</i>
<i>Domaine</i>	<i>Sciences et Techniques</i>
<i>Discipline (s)</i>	<i>Physique Nucléaire</i>
<i>Date d'accréditation</i>	<i>2005</i>
<i>Mots clés</i>	<i>données nucléaires, simulation Monte Carlo, MCNP, GEANT4, NJOY99, transport des rayonnements, radioprotection, dosimétrie, pollution radioactive</i>
<i>Nombre des membres permanents</i>	<i>5</i>
<i>Nombre des membres associés</i>	<i>4</i>
<i>Doctorants</i>	<i>11</i>

1.2 – Membres**1.2.1 - Membres permanents**

<i>Nom Prénom</i>	<i>Spécialité</i>	<i>E-mail</i>
AZAHRA Mustapha	<i>Physique Nucléaire</i>	<i>azahram@hotmail.com</i>
BOUKHAL Hamid	<i>Physique Nucléaire</i>	<i>boukhal_h@fst.ac.ma</i>
EL BARDOUNI Tarek	<i>Physique Nucléaire</i>	<i>tarekbardouni@uae.ma</i>
KAMILI Abderrahmane	<i>Physique Nucléaire</i>	<i>Kamili@fst.ac.ma</i>
SEKAKI Abdelhafid	<i>Physique Nucléaire</i>	<i>sekaki@uae.ma</i>

1.2.2 - Membres associés

<i>Nom Prénom / spécialité</i>	<i>E-mail</i>	<i>Etablissement</i>
AL MERS Ahmed <i>Thermique</i>	<i>almers_a@hotmail.com</i>	<i>ENSAM - Meknès</i>
CHAKIR El Mahjoub <i>Physique des Réacteurs</i>	<i>mahchakir@yahoo.fr</i>	<i>FS - Kénitra</i>
EL HAJJAJI Otman <i>Physique des Réacteurs</i>	<i>ottman@lycos.com</i>	<i>FS Dhar Mehraz Fès</i>
EL KHOUKHI Tahar <i>Physique Nucléaire</i>	<i>khoukhi@cnesten.org.ma</i>	<i>CNESTEN</i>

1.2.3 - Doctorants

<i>Nom Prénom</i>	<i>Diplôme</i>
ALLAOUI Ouassima	DESA
AMELLAH Hicham	Master
BEN SAID Tarek	DESA

BOULAICH Yassine	DESA
DABDOUBI Ikram	Master
EL BAKKARI Bilal	DESA
EL BARBARI Monia	DESA
EL GONNOUNI Lamyae	DESA
EL HALAOUI Mohamed	Master
EL YOUNOUSSI Chafik	DESA
MEROUN Ossama	DESA
ZOUBAIR Mariam	Master

1.2.4 – Stagiaires

<i>Nom Prénom</i>	<i>Diplôme</i>
ESSABAR Adil	Master ENSAM

2 – Description des axes de recherche d'intérêt

AXE I : PHYSIQUE DES REACTEURS, TRAITEMENT DES DONNEES NUCLEAIRES ET SIMULATION

A/ Données nucléaires et validation :

Les coefficients de réactivité sont des paramètres dont la connaissance est d'une importance majeure lors du fonctionnement d'un réacteur nucléaire. Jusqu'à présent, la détermination et l'analyse de certains coefficients sont souvent confrontées à des problèmes délicats. En particulier, le coefficient de température, permettant de quantifier l'effet de la température sur la réactivité, est difficile à interpréter du fait qu'il résulte de plusieurs phénomènes physiques susceptibles d'avoir lieu au sein du réacteur. En effet, une variation de température se traduit par un changement dans les magnitudes des sections efficaces, par un changement de densité et par conséquent des concentrations des différents constituants, par un changement parfois radical dans la géométrie à cause de la dilatation, etc...

Les calculs de criticité et la physique des réacteurs font appel à la neutronique dans laquelle les données nucléaires jouent un rôle très important. Une bonne connaissance et une bonne évaluation de l'interaction des neutrons avec la matière sont nécessaires pour avoir une précision adéquate dans les calculs. Parmi les nombreuses données nécessaires pour effectuer ces calculs, on trouve les sections efficaces qui caractérisent les interactions d'un neutron avec un noyau atomique. Les évaluations de ces sections efficaces sont régulièrement mises à jour grâce à des mesures expérimentales nouvelles et à l'amélioration des méthodes de calcul. Le passage des évaluations des données nucléaires de base aux bibliothèques de données nucléaires, exploitables par les codes de transport déterministes ou de Monte Carlo, se fait par l'intermédiaire des systèmes de traitement des sections efficaces. Parmi ces systèmes, le code *NJOY*, développé à Los Alamos National Laboratory aux USA, est considéré comme un standard international pour la génération des bibliothèques de sections efficaces pour un ensemble de code de résolution de l'équation de transport. La qualification de ces bibliothèques repose sur une modélisation, la plus réaliste possible, de benchmarks expérimentaux. Dans ce genre de modélisation, la méthode de Monte Carlo trouve sa puissance du fait qu'elle permet de décrire, avec le maximum de détails possibles, des configurations expérimentales dans des géométries quelconques à 3 dimensions. Elle permet, également, de reproduire les événements physiques ayant lieu avec le minimum d'approximation. Sa compétitivité, par rapport aux autres méthodes numériques, augmente

avec la complexité du problème. Bien qu'elle soit très consommatrice en temps CPU, cette méthode numérique est devenue de plus en plus populaire dans l'étude des problèmes de transport vu les améliorations qu'ont connues les conditions de calcul. Plusieurs codes, basés sur la méthode de Monte Carlo, ont été élaborés pour le calcul du transport des neutrons et, en particulier, le calcul de criticité. Le code *MCNP*, développé à Los Alamos National Laboratory aux USA, est un code de Monte Carlo à énergie continue. Il est considéré, actuellement, comme un code de référence pour les calculs de transport et est très bien adapté pour les calculs de criticité. Nous disposons, actuellement, de la licence d'utilisation des codes MCNP5/MCNPX et NJOY90 avec la possibilité de leur mise à niveau. Les différentes évaluations des sections efficaces de base existantes sont également disponibles, à savoir, l'évaluation américaine ENDF avec toutes ses versions, l'évaluation européenne JEF-2.2 et JEFF-3.0 et 3.1, l'évaluation japonaise JENDL-3.2 et JENDL-3.3 etc.... Ceci nous permet de produire nos propres bibliothèques de sections efficaces à n'importe quelle température et par conséquent simuler n'importe quel système nucléaire.

Un grand nombre de benchmarks critiques expérimentaux, concernant des assemblages modérés ou non, sont reportés dans la littérature. Leur géométrie varie de cas très simples sphériques aux cas très complexes basés sur une structure en réseaux. Certains de ces benchmarks ont été modélisés numériquement pour estimer le coefficient de multiplication effectif k_{eff} et certains indices de spectre. Selon les évaluations de données nucléaires utilisées, la méthode adoptée dans leur traitement, la technique de résolution de l'équation de transport et la représentation de la géométrie des assemblages étudiés, les résultats publiés sur le coefficient de multiplication k_{eff} et les indices de spectre sont dispersées. Les modèles ainsi adoptés, quoique présentant un intérêt certain, nécessitent d'être raffinés afin de réduire l'étendue du domaine des résultats de calculs obtenus et d'étendre leur utilisation pour estimer d'autres paramètres tels que le coefficient de température.

Ainsi, nous nous sommes intéressés à l'analyse de certains benchmarks expérimentaux concernant le coefficient de température, tels que l'expérience CREOLE et les benchmarks KAMINI et KRITZ basés sur les trois combustibles principaux U-233, U-235 et Pu-239. Dans cette analyse, nous avons opté pour la méthode de Monte Carlo en adoptant les évaluations de données nucléaires les plus récentes. Ceci en vue d'améliorer et de valider ces différentes évaluations et leurs mises à jour. De même, avec le développement des moyens de calcul, il est devenu nécessaire de réduire l'erreur sur l'écart calcul - expérience à quelques pcm afin de pouvoir bien analyser les résultats.

Dans ce cadre s'inscrit notre axe de recherche actuel afin de contribuer à l'amélioration des résultats de modélisation et du traitement des évaluations de sections efficaces.

B/ Etude neutronique et thermohydraulique du réacteur TRIGA :

Dans le cadre de la physique des réacteurs, nous menons une étude détaillée sur la neutronique du réacteur TRIGA MARK II du CEN de la Maamora. Ainsi, une modélisation 3D de ce réacteur est déjà réalisée et le calcul des paramètres neutroniques à froid et à chaud ont été déterminés. Nous nous sommes penchés, également, sur l'établissement d'un code de calcul thermohydraulique pour ce réacteur qui est refroidi à l'eau en convection naturelle. Ce code vise à traiter, en premier lieu, le canal chaud du réacteur TRIGA MARK II tout en tenant compte du maximum de détails disponibles. Le combustible TRIGA U-ZrH a une structure hétérogène comportant une barre de Zirconium à son axe. L'étude du transfert thermique dans cette structure doit être assurée par le code. L'extension du code thermohydraulique pour traiter tout le réacteur a été également réalisée et nous envisageons assurer le couplage neutronique-thermohydraulique pour le réacteur TRIGA. En parallèle, un code de calcul Burnup avec couplage au code MCNP est réalisé. Il dispose d'une bibliothèque détaillée des actinides et des produits de fission permettant, avec une grande flexibilité, de tenir compte, selon les besoins, d'une variété d'isotopes même mineurs. Une étude de la dosimétrie autour du réacteur TRIGA est menée moyennant notre modèle 3D. Notre modélisation est également étendue pour caractériser tous les canaux d'irradiation disponibles dans le réacteur et concevoir un dispositif d'analyse par activation gamma prompts PGNAA. L'étude de l'activation et l'échauffement gamma des structures et des protections biologiques est également abordée, moyennant le code MCNP.

***AXE II : CALCULS DOSIMETRIQUES ET MODELISATION
DES SYSTEMES NUCLEAIRES*****A/ Calculs dosimétriques à des fins de radioprotection:**

Le code MCNP est d'une flexibilité et performance très élevées, ce qui lui permet également d'être utilisé dans des calculs dosimétriques pour des fins de radioprotection et de médecine nucléaire. Un manipulateur de matériaux radioactifs, un mineur dans un gisement riche en uranium, un citoyen sous un nuage radioactif, un médecin nucléaire, un radiologue ou un patient sujet à un diagnostic aux rayonnements ionisants ou à un traitement de radiothérapie sont exposés à des doses plus ou moins élevées. Par conséquent, ils peuvent être sujets à des risques radiologiques. L'estimation de ces risques n'est pas directe, surtout que la réponse

aux expositions diffère d'un organe à l'autre. Afin de surmonter ce problème, nous développons dans cet axe de recherche un sujet, inscrit dans le cadre de l'UFR Biologie Alimentation et Santé BAS du département de biologie de la faculté des sciences, concernant l'établissement d'un fantôme numérique au format MCNP équivalent au corps humain et qui pourrait être utilisé aussi bien dans le domaine de la radioprotection que dans la médecine nucléaire pour la préparation des protocoles de radio- et neutron- thérapie et en particulier la BNCT.

Lors d'une exposition au rayonnement gamma, le phénomène de multiplication des photons caractérisé est une grande préoccupation des spécialistes de la radioprotection. Dans ce domaine de recherche, nous nous sommes intéressés à la détermination du facteur d'accumulation de différents matériaux et différentes combinaisons de matériaux pour des photons de différentes énergies dans le but de recommander une meilleure protection contre les rayonnements gamma. La détermination de ce facteur d'accumulation est réalisée moyennant un calcul Monte Carlo 3D basé sur la méthode d'atténuation en ligne droite.

B/ Modélisation des détecteurs de rayonnement:

Dans cette axe de recherche, nous nous sommes également intéressés au calcul Monte Carlo de la réponse de certains dosimètres et détecteurs de rayonnements gamma. En particulier, nous développons des modèles MCNP5/MCNPX et GEANT4 des détecteurs à scintillations et GeHp en vue d'optimiser les conditions de mesures dans le cas des échantillons volumineux. Nous avons également développé, moyennant le code MCNPX, un schéma de calcul de la réponse des nouveaux scintillateurs LYSO, dédiés à l'expérience R3B, lors de leur exposition à un faisceau de photons et de protons de hautes énergies .

AXE III : ETUDE DE LA POLLUTION RADIOACTIVE DANS LES ECHANTILLONS NATURELS ET DOSIMETRIE

Les rayonnements, sources de pollution de l'environnement de différents degrés de nocivité, ont pour origine : l'air, le sol, les matériaux de construction de bâtiments, les déchets industriels et nucléaires, les accidents nucléaires, etc... Notre projet vise la mise en œuvre des techniques nucléaires au service de l'environnement, notamment dans les domaines suivants :

A/ Surveillance Radiologique :

Elle a pour but de contrôler, d'une façon régulière, les taux de radioactivité dans l'environnement de la région Tanger-Tétouan, afin d'établir des bases de données qui serviront de référence, permettant de détecter par la suite toute situation de crise ou d'accidents nucléaires qui peuvent se produire au niveau du détroit de Gibraltar, comme celui d'Algésiras en mai 1998 et en mai 2000. Nous signalons que le long de toute la côte méditerranéenne et, en particulier, sur le côté national du détroit, aucun dispositif de surveillance permanente de la radioactivité n'est instauré. Ainsi, nous avons installé, dans le cadre de l'appel d'offre 2003-2004 de l'UAE concernant l'équipement de laboratoires en matériels scientifiques, une unité de surveillance radiologique. Du matériel nécessaire à ce sujet a été acquis et des mesures sont en cours.

La continuité des mesures effectuées (nature, intensité, etc...) et la surveillance de leur évolution et leur modulation en fonction des différents paramètres atmosphériques permettront d'établir des modèles et de prévoir les conséquences qui peuvent dériver d'une situation anormale.

B/ Surveillance du gaz radon :

Le radium, élément de la famille des alcalino-terreux, se trouve, naturellement, en traces dans les roches, les sols et les eaux souterraines. L'isotope Ra-226 radioactif, produit de la désintégration de l'uranium, et ses descendants provoquent des soucis pour les responsables de radioprotection. En effet, le radium (Ra-226), émetteur alpha de période 1600 ans, disparaît très lentement et se transforme en radon (Rn-222) qui est lui aussi radioactif alpha de période 3.82 jours. Le radium, présent dans les roches ou le sol, peut facilement être dissout dans les eaux souterraines à pH relativement acide. Se comportant comme le calcium, lorsqu'il est digéré, la fraction du radium, qui n'est pas éliminée par l'organisme, se fixe sur les os et continue à émettre de l'énergie au sein des cellules osseuses conduisant bien sûr à des dégâts et augmentant le risque du cancer.

Le radon, gaz radioactif produit de la désintégration du radium, émet des particules alpha et produit plusieurs substances radioactives solides. Le radon et ses produits de filiation sont présents partout dans le sol, dans l'eau et dans l'air en concentrations plus ou moins grandes. Etant présent dans les roches et le sol, la présence du radium dans les matériaux de construction (briques, béton, ...) est inévitable. Le radon et ses produits de filiation sont également émis par les matériaux de construction. Le radium, présent dans l'eau souterraine

et le sol sous-jacent aux habitations, constitue la source majeure du gaz radon qui s'y infiltre en plus de la contribution des matériaux de construction et de parement. En effet, ce gaz chimiquement inerte, peut être entraîné par les pressions souterraines et s'infiltrer à travers le sol jusqu'à atteindre sa surface pour pénétrer dans l'environnement intérieur des habitations. Il peut s'accumuler, avec ses produits de filiation, dans les locaux mal ventilés (sous-sols, vides sanitaires, certaines constructions de la Médina, ...) et atteindre des niveaux nocifs dans l'air des espaces confinés. Le radon et ses produits de filiation radioactifs, liés aux aérosols, sont inhalés avec l'air. Ils se désintègrent en déposant de l'énergie à différents niveaux du système respiratoire. La dose du rayonnement résultant augmente, ainsi, le risque de cancer des poumons (l'émanation du gaz radon est un sujet de préoccupation pour les professionnels de la santé car il est considéré comme le 2^{ème} facteur responsable du cancer broncho-pulmonaire). Nous signalons qu'actuellement, dans plusieurs pays, les autorités compétentes exigent, pour tout permis de construction, un certificat relatif à la concentration du radon et par suite imposent un protocole de réduction de cette concentration à respecter lors des constructions.

Par ailleurs l'identification et l'étude de la variation de la concentration des radioéléments contaminants l'atmosphère et surtout la détermination de leurs concentrations constituent un autre volet de notre projet de recherche. Ces particules qui se trouvent en suspension dans l'atmosphère peuvent, par différente voie, affecter l'homme d'une manière directe ou indirecte : directe par inhalation ou à travers la peau en passant dans le sang et indirectement, par ingestion de l'eau ou des aliments contaminés. L'étude de cette pollution atmosphérique est donc une tâche essentielle afin de faire une estimation du risque de contamination interne d'une part, et d'autre part d'évaluer l'ordre de magnitude de la pénétration des radioéléments dans l'organisme.

3 – Résumés des travaux de recherche des doctorants

Developpement d'un code de calcul thermohydraulique pour le réacteur TRIGA Mark II du Maroc

Merroun Ossama

Contexte général de l'étude

Actuellement plusieurs unités de recherches, hôpitaux ainsi que des universités dans le monde sont équipés de réacteurs nucléaires de faible puissance connus sous le nom "réacteurs de recherche". Ils sont caractérisés par des marges de sécurité assez convenables pour être utilisés dans des milieux urbains. Ces réacteurs fournissent une source de neutrons qui permet aux scientifiques et aux ingénieurs d'effectuer des recherches fondamentales et appliquées. Dans la majorité des cas, ces recherches consistent à utiliser des faisceaux de neutrons pour mieux comprendre la structure des matériaux et mettre au point des matériaux avancés destinés pour des produits de consommation. Parmi les applications nous citons les radio-isotopes utilisés dans les diagnostics médicaux et la radiothérapie, ou destinés à des fins industrielles ou agricoles.

Un réacteur de recherche est considéré comme une maquette à échelle réduite des réacteurs de puissance orientés vers la production d'électricité. Il offre la possibilité de réaliser des essais de combustibles, des composants, des matériaux et des caloporteurs. Aussi, il joue un rôle vital dans la formation du personnel d'une centrale nucléaire. Il permet d'acquérir des connaissances fondamentales concernant la manipulation des réacteurs de grande puissance, et de s'entraîner à affronter des scénarios dangereux et imprévisibles qui peuvent survenir en cas de dépassement des limites de sûreté. La plus part des cœurs de ces réacteurs sont auto-refroidit par la circulation naturelle du modérateur entre les assemblages combustibles.

TRIGA (*Training Research Isotope General Atomic*s) est l'un des classes des réacteurs de recherches les plus utilisés conçus par la société Américaine Générale Atomic (GA), ayant une gamme de puissance qui varie de quelques Kilowatts jusqu'à 16 MW. Le système de refroidissement de leurs cœurs est basé sur le phénomène de la convection naturelle. Ces réacteurs sont distribués dans plus d'une vingtaine de pays dans le monde, et ce, grâce à leurs sûretés intrinsèques et leurs encombrements très réduit. Le Maroc est l'un des pays qui sont dotés de cette filière de réacteurs; il s'agit du réacteur TRIGA MARK II installé au Centre d'Etude Nucléaire de la Maâmora (CENM) prévu pour fonctionner à une puissance de 2MW. Il est conçu de telle façon à pouvoir augmenter ultérieurement sa puissance à 3MW en passant au refroidissement par convection forcée

Bien que la neutronique constitue la discipline de base pour les réacteurs nucléaires, de nombreuses autres disciplines de la physique interviennent aussi bien dans la phase de conception d'un réacteur, que dans l'élaboration des procédures d'exploitation et cela aussi bien en fonctionnement nominal qu'en cas d'incident ou d'accident.

Parmi ces disciplines, la thermohydraulique, science regroupant la mécanique des fluides et la thermique, joue un rôle important :

- en fonctionnement nominal et en situation incidentelle dans lesquelles le fluide principal joue à la fois le rôle de refroidisseur, de caloporteur et de modérateur pour certains types de réacteurs ;
- en situation accidentelle exceptionnelle au cours de laquelle le coeur lui-même pourrait fondre et entraîner la fusion des structures environnantes pour former un fluide à haute température ($>2300^{\circ}\text{C}$), ayant la double particularité d'être lui-même source de chaleur et très réactif de point de vue physico-chimique avec la plupart des matériaux.

Dans ce contexte, ce travail de thèse entre dans le cadre d'une modélisation thermohydraulique détaillée du coeur du réacteur TRIGA MARK II installé au CEN de la Maâmora. Le but essentiel consiste à développer un code thermohydraulique spécifique à ce type de réacteur appelé SACATRI (Sub-channel Analysis Code for Application to TRIGA) permettant de calculer les différents paramètres thermohydrauliques du réacteur.

But de l'étude

Le refroidissement d'un réacteur TRIGA de faible puissance s'effectue par convection naturelle. L'avantage de ce mode de refroidissement, c'est qu'il ne dépend d'aucun dispositif sujet à une défaillance mécanique ou à une panne d'approvisionnement énergétique telle qu'une alimentation électrique. Bien entendu, de point de vue thermohydraulique différents problèmes se posent ; toutefois, l'objectif principal est le même : satisfaire au refroidissement du coeur, tout en assurant l'extraction d'un maximum de chaleur.

Dans cette situation, le défi majeur consiste à savoir si le refroidissement par convection naturelle du réfrigérant est suffisant pour permettre l'évacuation de la chaleur résiduelle du coeur. Les niveaux de flux thermique à évacuer sont estimés à l'ordre du w/cm^2 . La pression à la sortie du coeur est de l'ordre de 1.7 bars. Le refroidissement va donc être envisagé dans des conditions diphasiques. Par conséquent, la principale limitation proviendra essentiellement du risque d'apparition de la crise d'ébullition dite aussi flux critique. Elle est la conséquence de

l'assèchement de la paroi, qui n'étant plus mouillée voit sa température croître très rapidement avec le risque de dépasser sa température de fusion. La connaissance précise des conditions dans lesquelles peut apparaître la crise d'ébullition est nécessaire.

A ce stade, l'étude thermohydraulique du coeur du réacteur s'impose fortement. Quelques études ont été réalisées dans ce contexte. Nous citons ici l'étude réalisée par Erradi en utilisant le code FLICA. Ce travail offre juste la possibilité d'avoir des prévisions sur quelques paramètres de sûreté tel que le CHF et le DNBR. L'inconvénient majeur de l'utilisation du code FLICA dans cette étude réside dans le fait que ce code n'a pas été conçu pour un mode de refroidissement en régime de convection naturelle. Egalement, c'est le problème majeur qui persiste dans le cas de l'utilisation des codes thermohydrauliques déjà disponibles comme COBRA et RELAP, bien qu'ils soient très puissants. L'utilisation de ces codes dans le cas d'un réacteur TRIGA nécessite plusieurs adaptations et modifications qui restent très prohibitifs et difficiles à réaliser dans la pratique. Ces modifications peuvent concerner plusieurs aspects tels que les configurations géométriques, les modèles physiques de base ainsi que la modélisation des éléments combustibles afin de tenir en compte les propriétés thermiques du combustible U-ZrH.

En outre, le concept d'établir un code thermohydraulique propre au réacteur TRIGA MARK II du Maroc devient très compétitif devant l'utilisation d'autres codes thermohydrauliques. Le facteur essentiel soutenant ce concept, c'est que divers pays qui sont dotés de cette catégorie de réacteurs TRIGA ont largement investi pour le développement de leurs propres codes simulant la thermohydraulique de ces réacteurs. Nous rappelons ici les codes TRISTAN et PANTERA-1P qu'ont été développés proprement pour simuler la thermohydraulique du réacteur TRIGA de la Slovénie et l'IPR-R1 TRIGA du Brésil respectivement. En étant convaincu et motivé par la philosophie du développement des codes de simulation numérique et de son importance primordiale dans les études scientifiques modernes, nous nous sommes

Méthodologie

La méthodologie de travail que nous avons adopté consiste à définir les différentes étapes essentielles à suivre, pour atteindre les objectifs fixés au début. Ces différentes étapes sont les suivantes :

1. Modélisation et simulation numérique d'un canal isolé : à ce stade, nous considérons un seul canal isolé entouré de trois crayons de combustible (siège d'une réaction nucléaire). Nous considérons un transfert de chaleur et de masse dans la seule direction verticale. Le changement de phase et le transfert turbulent de chaleur et de masse ne sont pas considérés. Cette étude qui

est une simplification grossière du problème, permet de se familiariser avec les différents paramètres et astuces du problème et de dégager les différentes difficultés.

2. Modélisation et simulation numérique du coeur du réacteur entier : dans cette étape, le coeur du réacteur est subdivisé en plusieurs sous-canaux, l'effet 3-D de transfert de chaleur et de masse est pris en considération à travers le couplage entre les différents canaux par échanges transversaux. L'écoulement est supposé monophasique.

3. Vérification détaillée de la première version du code établi dans l'étape 2 et validation de la solution numérique. Cette étude permet de vérifier si le code établi permet de résoudre les différentes équations du modèle avec une tolérance acceptable.

4. Une validation grossière utilisant les résultats expérimentaux réels issus du réacteur TRIGA.

5. Perfectionnement du code établi dans l'étape 2 en tenant compte du changement de phase et du transfert turbulent de chaleur et de masse. Le mélange diphasique peut être modélisé en se basant sur l'hypothèse d'un milieu unique équivalent.

6. Une validation fine utilisant une maquette réduite du réacteur qui peut être réalisés et instrumenté dans le laboratoire

Elaboration d'un code de calcul burnup par couplage avec le code MCNP

Application à l'étude du réacteur TRIGA MARK II du CEN de la Maâmora

El Bakkari Bilal

Les codes de calcul du crédit burnup ont été élaborés et utilisés dans l'industrie nucléaire depuis l'introduction des outils de calcul numérique. Ces codes font la résolution de l'équation de diffusion en une à trois dimensions en utilisant quelques groupes d'énergies. Seuls quelques uns des principaux produits de fission et actinides ont été inclus dans le calcul. Comme les capacités de calcul numérique et le développement des bibliothèques de sections efficaces ont connu une grande amélioration, des solutions plus sophistiquées, telles que les méthodes Sn et de Monte Carlo, ont été utilisées pour rechercher les valeurs propres du système (keff, flux neutronique, etc...).

Dans les codes de burnup, la plus fidèle approche utilise les taux d'absorption et de fission générés par les codes de calcul neutronique pour déterminer la composition isotopique à un prochain pas du temps. Ce type de modèle permet l'intégration directe du flux neutronique dans les calculs de burnup, sans avoir besoin des traitements supplémentaires du flux neutronique et de sections efficaces par des codes intermédiaires. Les taux d'absorption et de fission pour chaque isotope sont disponibles dans les fichiers de résultats des codes de calcul Monte Carlo, comme le code MCNP. La seule exigence est que les bibliothèques de sections efficaces ponctuelles en énergie doivent être disponibles pour chaque isotope d'intérêt à la température requise.

Notre objectif est de développer un code de calcul du crédit burnup dans le but d'intégrer les taux de réactions, générés directement par le code de calcul neutronique MCNP, dans le calcul de l'évolution de la composition isotopique d'une large variété des combustibles nucléaires. L'accomplissement de cet objectif permettrait une performance simple et précise de calcul sans avoir besoin de passer par des codes intermédiaires pour le calcul des taux de réactions.

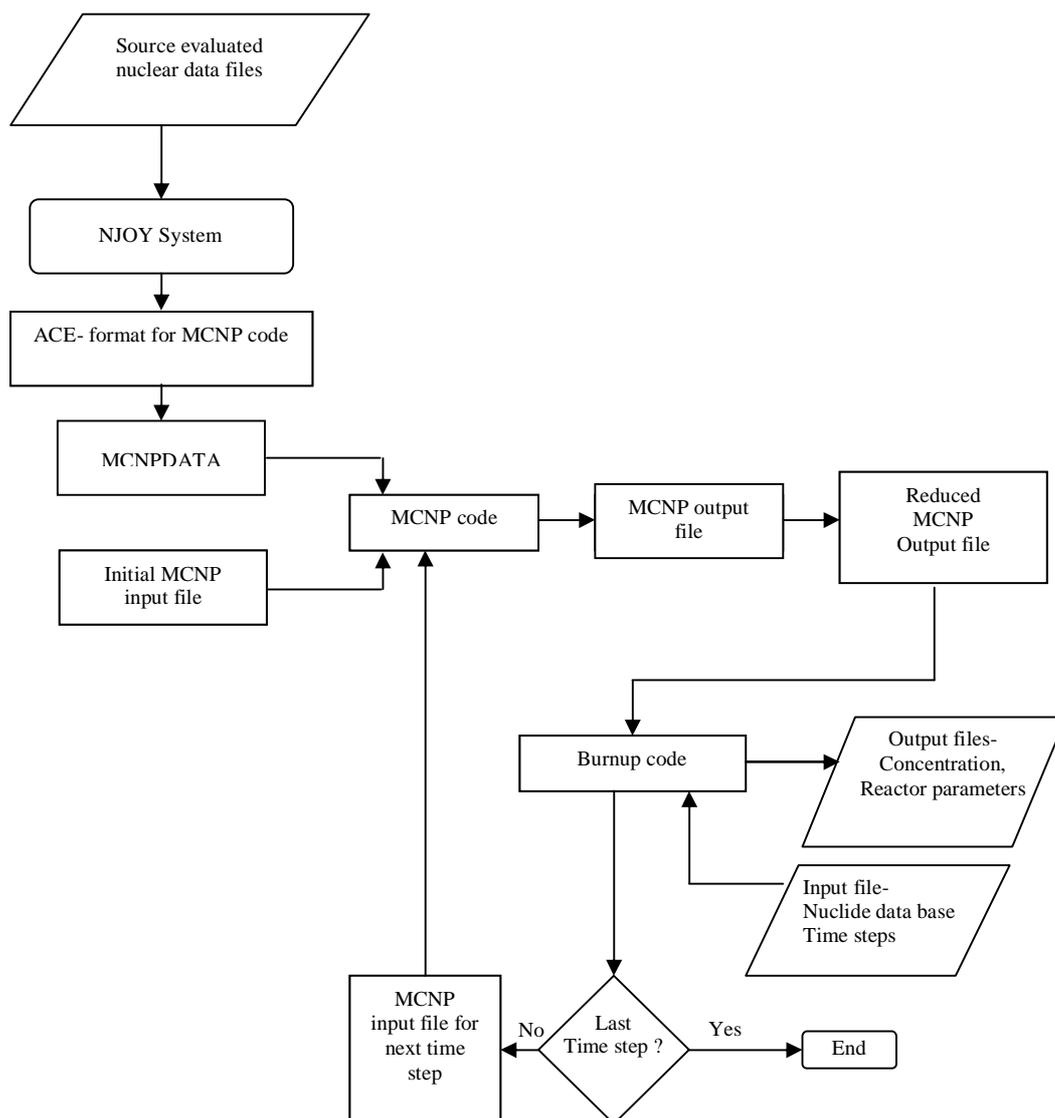
L'algorithme choisi pour notre code de calcul burnup, pour la résolution du système d'équations d'évolution, est basé sur l'usage de la méthode de Rung Kutta du quatrième ordre, couplée à la technique prédicteur-correcteur. Cette méthode consiste à discrétiser l'intervalle d'irradiation en multi-pas (h_i) et d'effectuer les calculs de burnup en chaque pas du temps en utilisant des conditions initiales. La mise en œuvre de la technique prédicteur-correcteur dans l'algorithme numérique de notre code permet de tenir compte de la variation du flux pour les pas du temps qui sont grands. Ainsi, l'utilisation de cette technique nous permet d'effectuer des calculs burnup avec un petit nombre de pas (h_i).

La stratégie de notre code, consiste à utiliser la composition isotopique, les taux de réactions calculés par le code MCNP, la densité de puissance, etc... pour la détermination de la nouvelle composition isotopique dans une région d'intérêt du cœur du réacteur. Ensuite les nouvelles compositions seront placées automatiquement dans le fichier d'entrée du code MCNP et un autre calcul commencera et se déroulera suivant les étapes pré-citées.

Les études de validation menées sur trois différents types de combustibles nucléaires (UO₂, ThO₂-UO₂, et MOX) dans des géométrie différentes ; pin-cell et lattice ; ont montré un très bon accord avec les codes de calcul burnup reconnus par la société nucléaire à savoir : MCODE, MOCUP, CASMO-4, etc....

Dans la phase finale de cette thèse, nous envisageons appliquer notre code de calcul au réacteur de recherche TRIGA MARK II du CEN de la Maâmora, dont l'objectif principal est d'élaborer un procédé d'irradiation qui pourra servir comme référence pour la gestion et le pilotage de notre réacteur.

Organigramme du couplage MCNP-Burnup



Modélisation Monte Carlo et conception d'un dispositif dédié à la PGNAA et détermination de la carte dosimétrique du réacteur TRIGA MARK II du CENM

Chafik El Younoussi

L'installation de n'importe quelle technique autour des réacteurs nucléaires de recherche passe toujours par des études de faisabilité et de caractérisation. L'une de ces études est la détermination de la cartographie des flux neutroniques et les débits de doses dans les différentes positions d'irradiations. Ces études sont très importantes aussi bien pour la conception et l'évaluation des expériences que pour la sûreté de l'installation.

Les calculs de transport peuvent souvent fournir des informations utiles sur les caractéristiques du champ d'irradiation. Cependant, vu la complexité de certaines géométries comme c'est le cas du réacteur TRIGA, seuls les calculs de transport Monte Carlo sont capables de fournir une caractérisation fiable.

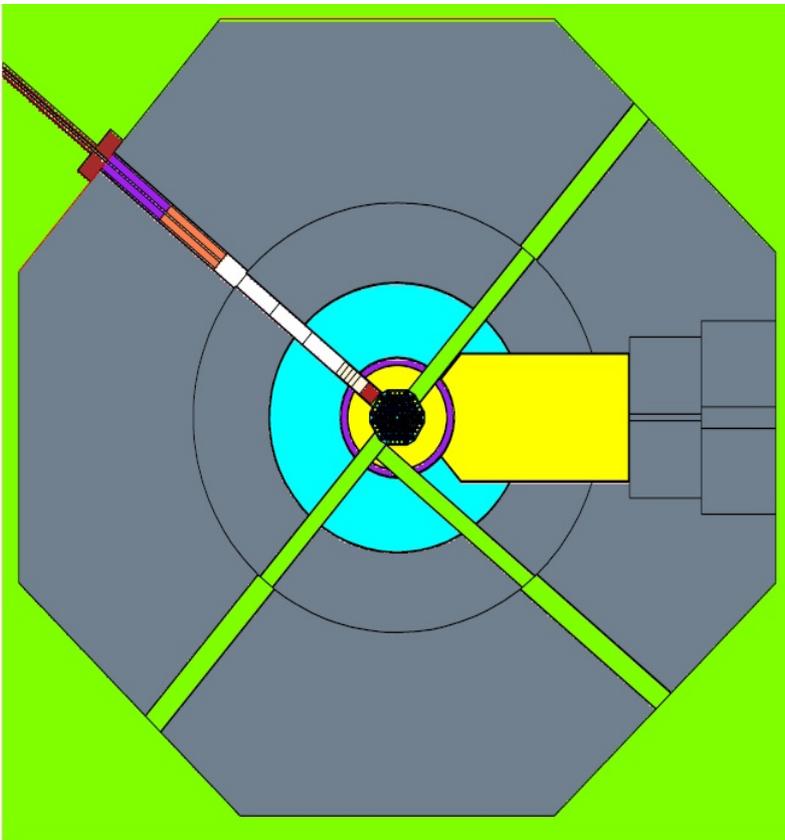
Plusieurs calculs ont été effectués dans ce travail, moyennant le code MCNP5 (Monte Carlo N Particule transport), pour la détermination des composantes du flux neutronique dans différentes positions d'irradiation du réacteur **TRIGA MARK II** du CENM (Chaussette centrale, canaux expérimentaux d'irradiation, porte échantillon rotatif, terminal du système de transfert, etc...). Le modèle 3D du réacteur, déjà élaboré par notre groupe de recherche, a été utilisé pour l'ensemble de ces calculs. Les sections efficaces utilisées proviennent de la bibliothèque fournie avec MCNP5 et basée sur l'évaluation ENDF-B/ VI avec une dépendance continue en énergie et un traitement $S(\alpha,\beta)$ particulier des neutrons thermiques dans les matériaux légers. La simulation, utilisée jusqu'à présent, est essentiellement analogue, excepté l'utilisation de la technique de réduction de variance appelée « Geometry Splitting with Russian Roulette » ; ce qui justifie les temps relativement longs de ces calculs.

D'autres calculs ont été faits, toujours en utilisant le même modèle MCNP du réacteur TRIGA, pour étudier l'évolution des flux de neutrons et des gammas et les débits de dose correspondants dans les différentes structures entourant le cœur (Graphite, Plomb, Béton etc...). Ces calculs vont servir pour quantifier l'activation de ces structures et pour établir une cartographie du débit de dose pour tout le réacteur.

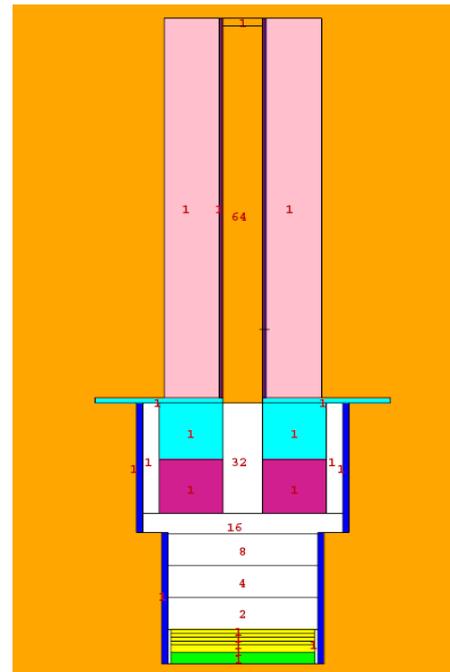
Parallèlement, et dans la perspective de simuler un accélérateur linéaire à utilisation médicale, deux codes de simulations basés sur la méthode de Monte Carlo MCNPX et EGS4 ont été utilisés pour évaluer le spectre de freinage obtenu suite à l'irradiation d'une cible de tungstène (constituant

principal de la tête d'accélérateur) par des faisceaux d'électrons de différentes énergies. Lors du calcul du débit de dose autour de la cible d'un accélérateur, le problème majeur rencontré est la sous-estimation de la valeur mesurée. Ceci est dû au fait que les codes de calcul ne tiennent pas compte des neutrons secondaires créés par les photons de freinage. A fin d'étudier cette contamination neutronique, une série de calculs a été réalisée moyennant le code MCNPX, pour évaluer le spectre des photo-neutrons qui accompagne la production des photons de freinage. Ces calculs vont permettre de choisir les épaisseurs et les dimensions optimales des matériaux constituant la tête de l'accélérateur et d'optimiser les conditions d'irradiation en minimisant la dose due aux particules secondaires et particulièrement les neutrons.

Modélisation MCNP



Coupe radiale du réacteur TRIGA MARK II
après implantation du dispositif



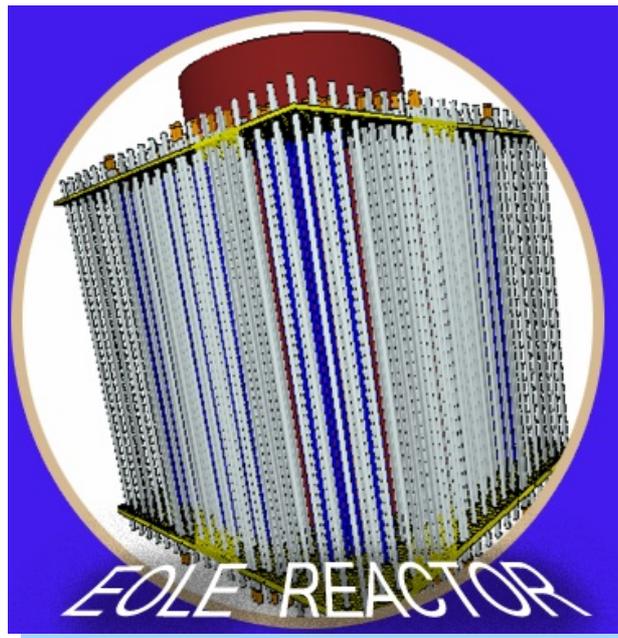
Coupe radiale du dispositif

Modélisation et analyse Monte Carlo de la variation de réactivité d'un réacteur de puissance type PWR - Interprétation de l'expérience créole de mesure du coefficient de température

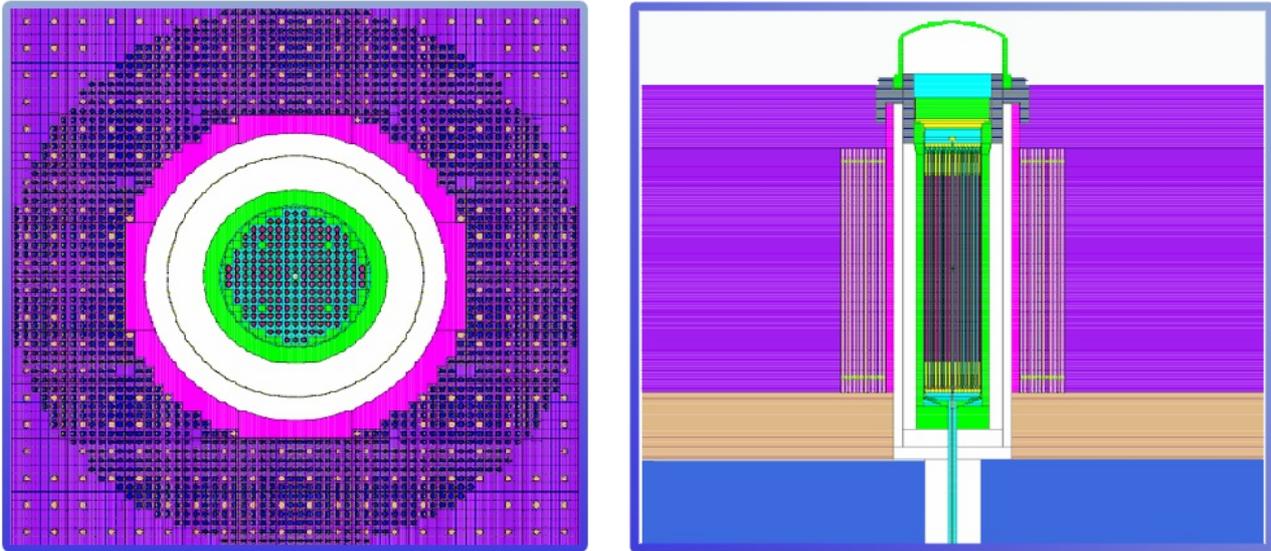
Boulaich Yassine

Le coefficient de température est un paramètre très important pour les études de sûreté et le contrôle des réacteurs nucléaires à eau. Les études effectuées sur ce paramètre ont permis de mettre un désaccord entre l'expérience et le calcul. On cherche dans ce travail de bien préciser l'ampleur du désaccord observé et d'identifier l'origine des erreurs qui peuvent être liées aux incertitudes sur les données nucléaires de base. Pour cela, on se propose d'analyser les expériences CREOLE réalisées dans le réacteur expérimental EOLE, implanté au Centre d'Etudes Nucléaires de Cadarache au CEA en France.

Dans le souci de minimiser les incertitudes liées à la modélisation des configurations expérimentales, nous avons décidé d'adopter la méthode de Monte Carlo en utilisant les deux codes, probabilistes de référence, TRIPOLI4 et MCNP5 conjointement aux bibliothèques de sections efficaces ponctuelles, constituées moyennant le système de traitement des données nucléaires cohérent NJOY99.9, à partir des évaluations les plus récentes telles que JEFF3.1, ENDF/B-VI version 8 ainsi que JENDL3.3.



Vue 3D du modèle MCNP du cœur du réacteur EOLE



Coupe radiale et axiale du modèle MCNP du réacteur EOLE

Etant donné la complexité des phénomènes physiques, il est nécessaire de réaliser plusieurs types de calculs dans le but de séparer les différents effets; c'est ainsi qu'on peut prévoir les calculs suivants sur un réseau UO_2 avec et sans bore, sur des configurations avec combustible mixte $\text{UO}_2 - \text{PuO}_2$ et qui diffèrent par le rapport de modération:

- Etude du coefficient de température entre 20°C et 300°C .
- Calculs des distributions axiales et radiales de puissance qui permettent de contrôler la validité du modèle utilisé (c.f. fig 3, 4, 5).
- Etude de la variation du rapport de modération à froid, par l'intermédiaire de surgaines,
- Calculs des effets intégraux de température du modérateur avec l'effet du Bore soluble.
- Etude de sensibilité de ces réseaux à certains paramètres (la densité du modérateur, les sections efficaces,...) dans le but d'économiser la matière fissile et de prolonger la durée de vie des réacteurs.

Pour la validation de ce modèle, des calculs des effets en réactivité liées à la variation de la température (cf. fig 1, 2), et des distributions des taux de fission axiales et radiales (cf. fig 3, 4) ont été réalisés, dans les réseaux à eau légère du type PWR, utilisant du combustible à oxyde d'Uranium.

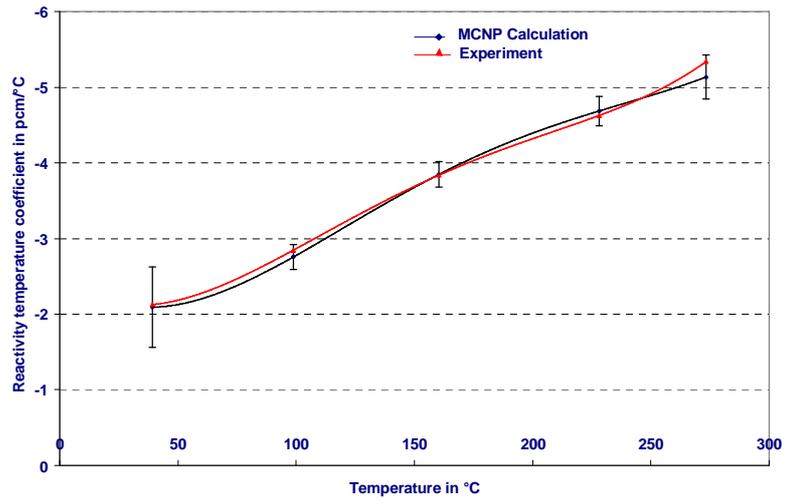


Fig. 1 : Variation du coefficient de température (RTC) en fonction de la température

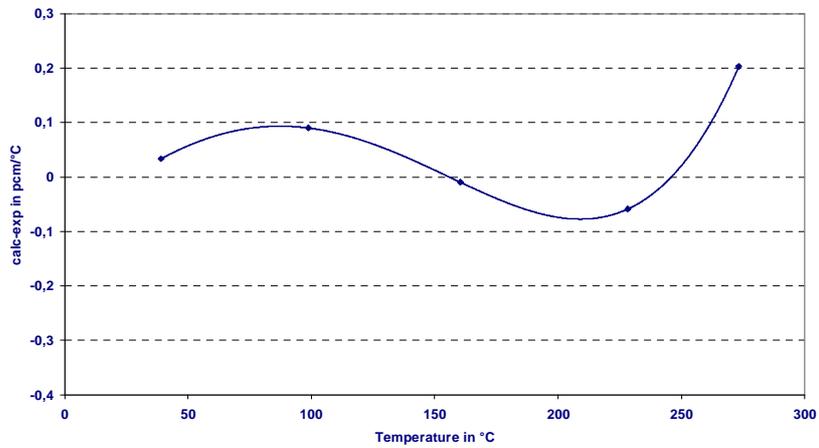


Fig. 2 : Ecart entre l'expérience et le calcul

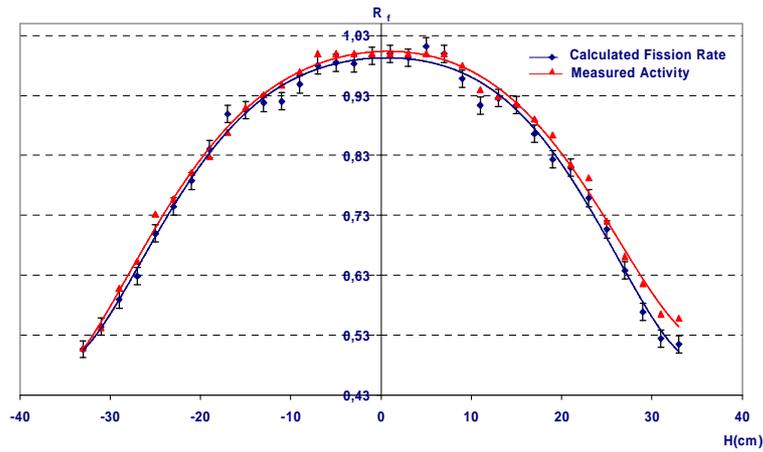


Fig. 3: Distribution axiale de la puissance dans le réseau UO₂ à T = 20°C

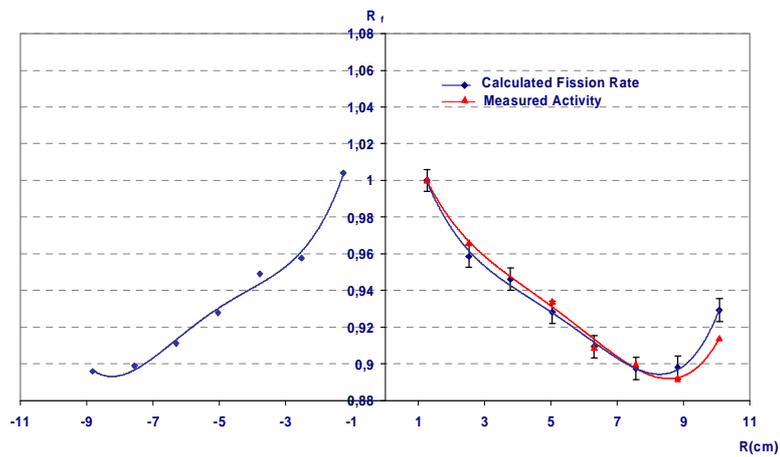


Fig. 4: Distribution Radiale de la puissance dans le réseau UO₂ à T = 20°C

Développement d'un fantôme numérique associé au code Monte Carlo MNCP- Application à la dosimétrie interne et externe dans les procédés de la radio- et neutron- thérapie

El Gonnouni Lamaye

La radiothérapie est la spécialité médicale qui s'occupe du traitement des patients atteints de cancer par irradiation par faisceaux de photons et- ou électrons. Ces dernières années, une nouvelle thérapie a connu le jour avec le développement des faisceaux de neutrons de qualité. C'est la neutron-thérapie. Le traitement d'une tumeur par radio- ou neutron- thérapie nécessite de délivrer un maximum de dose sur un volume cible bien sélectionné tout en épargnant au mieux les organes avoisinants dont l'irradiation peut être responsable de complications. Il s'agit d'un problème qui vise à optimiser la distribution de la dose dans le patient. Pour aboutir à traitement de qualité, il est donc nécessaire de connaître la dose globale reçue par l'organe ainsi que les distributions de dose en profondeur.

L'estimation de la dose peut être faite par une reconstitution physique du protocole de la radio- ou neutron- thérapie à l'aide de techniques expérimentales ou de calcul. Celles-ci doivent être adaptables aux diverses situations, mettant en jeu un grand nombre de paramètres géométriques (morphologie, environnement, etc.) et physiques (spectre en énergie, géométrie de la source, etc.).

Les techniques expérimentales nécessitent un dispositif lourd et très coûteux. Cependant, la technique numérique de simulation basée sur la méthode de Monte Carlo permet de reconstruire une expérience sur ordinateur dans des conditions géométriques 3D très compliquées et en tenant compte, avec un maximum de détails, des événements physiques susceptibles d'avoir lieu lors du passage du rayonnement à travers le tissu. Avec le développement des moyens de calcul, cette technique est devenue de plus en plus populaire dans les problèmes qui traitent le transport du rayonnement dans la matière. Ainsi, plusieurs codes de calcul Monte Carlo ont été développés, parmi lesquels nous avons adopté MCNP (Monte Carlo N-Particle transport) développé à Los Alamos National Laboratory aux Etats-Unis. Ce code est devenu un standard du fait de son champ d'application très diversifié et de la précision des calculs qu'il effectue.

Le présent travail porte sur le développement d'un fantôme numérique, représentant au maximum les détails d'un corps humain de taille standard, lisible par le code MCNP afin d'exploiter sa fonctionnalité dosimétrique dans l'optimisation des applications en radio- et neutron- thérapie.

La validation du modèle de calcul et l'évaluation des incertitudes liées à son utilisation seront réalisées. L'étude examinera ensuite les incertitudes engendrées par la géométrie et portera sur

l'évaluation de l'influence des paramètres morphologiques sur la dose. Ceci permettra de déterminer les paramètres à connaître en fonction du type de thérapie, ainsi que le niveau de précision requis.

Actuellement, une première version opérationnelle du fantôme au format MCNP est disponible. La géométrie est supposée correcte et des calculs de dose sont en cours. Afin de valider notre modélisation, des contacts sont établis avec le centre d'oncologie de Rabat pour une possibilité de stage.

Etude des caractéristiques de la tête d'un accélérateur médical linéaire et de sa dégradation induite par irradiation de ses matériaux de structure

Zoubair Mariam

Les accélérateurs médicaux sont des machines permettant d'accélérer des particules dans le but de produire un faisceau de rayonnement chargé ou neutre avec des caractéristiques bien définies pour traiter les patients souffrant de tumeurs. Ces accélérateurs se présentent sous la forme d'un tube vide, où règne un champ électrique, se terminant avec une tête abritant la cible qui est la pièce maîtresse du dispositif. En effet le choix de la nature de la cible peut définir, parmi d'autres paramètres, les caractéristiques du faisceau de rayonnement produit pour irradier la tumeur.

Au Maroc, un grand nombre de centres médicaux privés ou publics se sont dotés de ces accélérateurs. Cependant, la recherche scientifique dans ce domaine reste très restreinte.

Dans ce travail, nous visons concentrer notre étude sur un ou deux types d'accélérateurs les plus utilisés dans le monde afin de décrire les phénomènes physiques microscopiques ayant lieu autour de la tête abritant la cible et d'en déduire les dégâts produits par irradiation des matériaux de structure. Cette étude aura pour objectif la formulation de nouvelles propositions, aussi bien sur le plan structure que sur le plan conception, dans le but d'améliorer la qualité du faisceau et la durée de vie de la tête d'accélérateur.

Etude et modélisation de l'influence des mouvements des organes sur la dose reçue par un patient lors d'une séance de radiothérapie

Dabdoubi Ikram

Lors d'une séance de radiothérapie, faisant appel à des accélérateurs médicaux ou des sources radioactives tel que le Co-60, la dose délivrée au patient doit être prescrite en se basant sur un protocole bien étudié. Plusieurs paramètres peuvent influencer cette dose au moment d'irradiation. Certains qui sont liés aux dispositifs utilisés sont réglables et reproductifs. Par contre, le facteur patient pose souvent un problème de mauvaise reproductibilité où la marge d'erreur augmente jusqu'à des limites intolérables. Ces problèmes sont liés, en premier lieu, aux mouvements volontaires ou involontaires des organes du patient abritant la tumeur. Par exemple, lors de la radiothérapie des poumons, la respiration influence aussi bien la densité du tissu (volume d'air change) que la position de la tumeur (entraînée par les mouvements respiratoires).

Dans ce travail, nous visons concentrer notre étude sur quelques types de cancers qui atteignent des organes en mouvement incontrôlable. Cette étude aura pour objectifs de prévoir, par modélisation, l'influence de la variation de certains paramètres liés à la structure tissulaire et à la position et la géométrie de certains organes atteints de cancer sur la dose délivrée au moment de la radiothérapie. Notre modélisation sera confrontée aux mesures qui accompagnent une séance de radiothérapie dans le but de formuler de nouvelles recommandations afin de préserver la qualité de la dose prescrite et la qualité du faisceau au niveau du tissu irradié.

4 – Travaux de recherche annexes et sujets pour stagiaires

Modélisation MCNP du réacteur TRIGA du CEN de la Maamora

T. El Bardouni, E. Chakir, B. El Bakkari, O. Meroun

Mots clés: Monte Carlo, code MCNP, réacteur TRIGA, facteur de multiplication effectif,

Dans cette étude, nous avons réalisé une modélisation en 3D, qui tient compte de toutes les composantes du coeur du réacteur TRIGA MARK II. Nous avons ainsi représenté les différentes parties du réacteur dans leurs dimensions exactes. Les éléments combustibles avec les réflecteurs supérieurs et inférieurs sont représentés, ainsi que les bouchons de fermeture, aussi fidèlement que possible pour éliminer toute effet d'homogénéisation (96 éléments combustibles-modérateurs). Les barres de contrôles (cinq barres de contrôles), les éléments factices ainsi que les 6 sources de neutrons sont placés dans leurs positions réelles. Enfin, les 127 emplacements sont rangés dans une configuration hexagonale dans 7 bandes (rings) référencées par des lettres de A à G avec un pas de 4.3536 cm. La protection biologique a été modélisée avec les prolongateurs des tubes de faisceau et la colonne thermique en leurs positions réelles. Les résultats pour quelques paramètres neutroniques calculés dans ce travail sont en accord satisfaisant avec les données du constructeur. Notre modèle est alors encourageant et d'autres grandeurs sont programmées telles que les spectres de neutrons, la carte de puissance, etc...

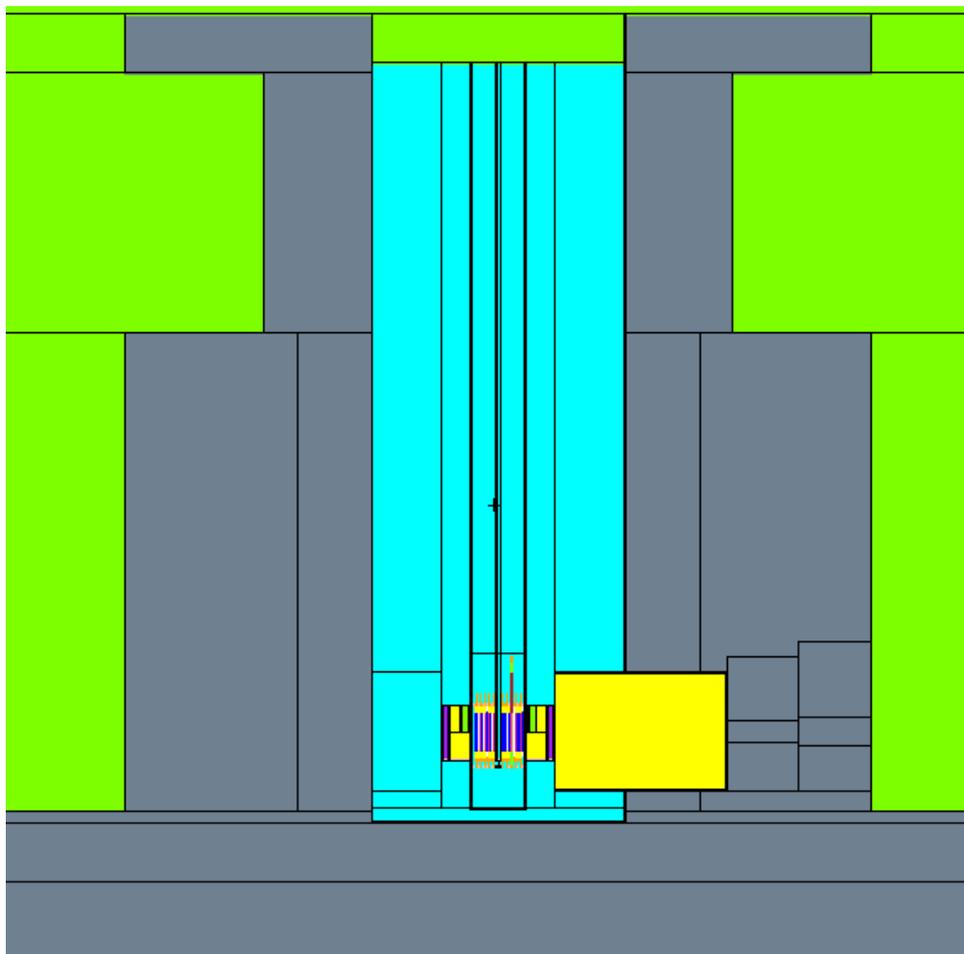
Une vue transversale et longitudinale de la configuration du coeur de TRIGA MARK II est représentée sur les figures ci-dessous. La chaussette centrale est modélisée remplie d'eau et les tubes pneumatiques vides.

Recherche de criticité pour le réacteur TRIGA MARK II

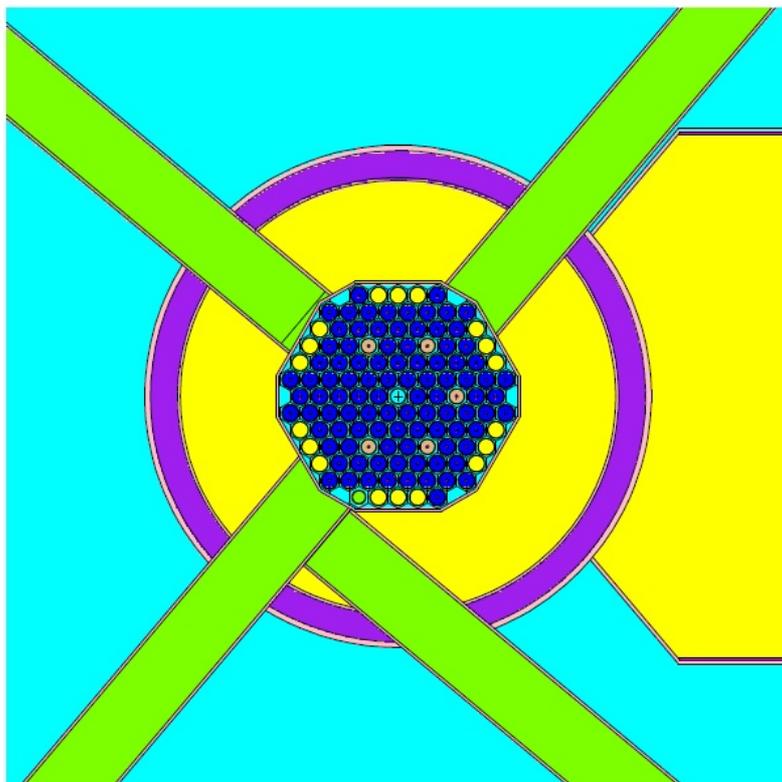
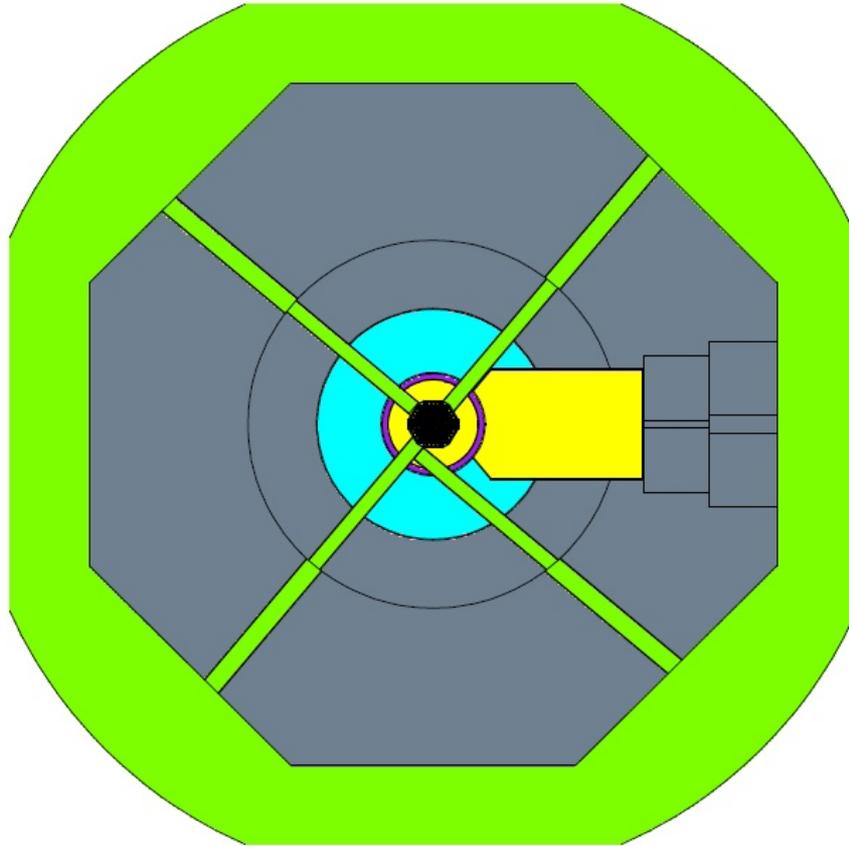
Nombre de crayons	ENDF/BVI.8	ENDF/BVII-prelim	JEFF3.1
59	0.98752±15pcm	0.98710± 15pcm	0.98882±15pcm
60	0.99030±15pcm	0.99028±15pcm	0.99146±15pcm
61	0.99301±14pcm	0.99259±15pcm	0.99423±15pcm
62	0.99536±15pcm	0.99499±15pcm	0.99656±15pcm
63	0.99812±15pcm	0.99757±15pcm	0.9989±15pcm
64	1.00037±15pcm	1.00027±15pcm	1.00133±15pcm
65	1.00262±15pcm	1.00267±15pcm	1.00392±15pcm

Calcul de l'excès en réactivité de TRIGA MARK II

	ENDF/BVI.8	ENDF/BVII (Prelim)	JEFF3.1	Réf. (GA)
K_{eff} (à froid)(21°C)	1.06835	1.06784	1.06884	-
K_{eff} (à chaud)(65°C)	1.0646	1.0651	1.06492	-
Excès en réactivité total à froid (% $\Delta K/K$)	6.39	6.35	6.44	6.3
Perte de réactivité due au passage froid-chaud (% $\Delta K/K$)	-3.29	-2.41	-3.44	-3.3



Coupe longitudinale du réacteur TRIGA MARK II



Coupes radiales du réacteur TRIGA MARK II

Performance assessment of new neutron cross section libraries using MCNP code and some critical benchmarks

T. El Bardouni, E. Chakir, O. Meroun, B. El Bakkari

KEYWORDS: *MCNP, Monte Carlo, NJOY, nuclear data files, neutron interaction, fast-, thermal-, benchmarks.*

In this work new neutron cross sections libraries have been processed in ACE format for MCNP code. In our data treatment, based on the latest evaluated nuclear data libraries ENDF/B-VII.b2, ENDF/B-VI.8, JEF-2.2, JEFF-3.0, JEFF-3.1 and JENDL-3.3, we used the NJOY system (version 99.9). The main purpose of this work is to assess the performances of the processed point wise cross sections libraries using the criticality prediction and the analysis of other integral parameters, such as fission and capture rates, for a set of fast and thermal reactor benchmarks. The 3D and continuous energy MCNP5 Monte Carlo code was used in our neutronic calculations in the aim of reducing all errors due to approximations in geometry modeling or cross sections processing. Both fast and thermal benchmarks use U-235 and Plutonium as the main fissionable material and cover different forms, different enrichment and various geometries. Almost all these benchmarks were taken from the International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmarks Experiments from OECD and some revised data were taken into account.

1. GENERATION OF CROSS SECTION LIBRARIES

Continuous energy cross-section data for all the isotopes composing the materials of studied benchmarks have been processed in ACE format at temperature of 300K. We have patched NJOY99.0 code to 99.9 release in order to permit the treatment of all the isotopes of interest. We have prepared new neutron cross section libraries based on the latest nuclear data evaluations ENDF/B-VII.b2, ENDF/B-VI.8, JEF-2.2, JEFF-3.0, JEFF-3.1 and JENDL-3.3. For all thermal benchmarks, moderators were treated with the $S(\alpha,\beta)$ thermal scattering approximation. Two different approaches are commonly used: the free gas model, for one isotope, and the molecular treatment, which depends on the chemical binding of atoms within its molecule or lattice.

2. RESULTS AND DISCUSSION

In this analysis, the continuous energy Monte Carlo code MCNP5 was used to analyse the selected benchmarks. All K_{eff} values of the thermal and fast benchmarks are evaluated using our generated libraries based on ENDF/B-VII.b2, ENDF/B-VI.8, JEF-2.2, JEFF-3.0, JENDL-3.3 and

JEFF-3.1. Also, we have calculated the major elements U-235, U-238 and Pu-239 fission and capture rates.

The majority of cases were run with 2500 sets of 10.000 neutron histories. The first 50 sets were discarded to assure a converged source distribution for a net sum of 24.5 million neutron histories. The resulting 86.5% confidence interval for the eigenvalue is typically between ± 13 and ± 20 pcm.

Uranium fast benchmarks for example

Figure 1 represents the variation of K_{eff} versus high enriched uranium benchmark cases. According to this figure, we remark that, for the majority of studied cases, nuclear data libraries based on ENDF/B-VI.8, JEFF-3.1 and JENDL-3.3, give results in good agreement with experiment. JEFF-3.0 and JEF-2.2 underestimate slightly the results of K_{eff} . However a good improvement of the results is observed in K_{eff} calculation while passing from JEF-2.2 to JEFF-3.0 and from JEFF-3.0 to JEFF-3.1; the difference to criticality is reduced by about 300 and 250 pcm respectively. Upgrading ENDF/B-VI.8 to ENDF/B-VII increases the disagreement between calculation and experiment by about 230 pcm. The discrepancies to experimental values are summarized in table below.

Discrepancies of averaged K_{eff} to criticality for highly enriched U-235 fast benchmarks

Data sources	Average Keff	discrepancy to critical experimental value (pcm)
Experiment	1.00008	-
ENDF/B-VI.8	1.00075	67
ENDF/B-VII	1.00305	296
JEF-2.2	0.99295	-714
JEFF-3.0	0.99602	-406
JEFF-3.1	1.00160	151
JENDL-3.3	1.00021	12

From figure 2, we remark that, all the nuclear data libraries describe well the U235 average fission and capture rates, except for JENDL-3.3, which overestimates with 4.19% the U235 average capture rate. This, consequently, could explain the observed decrease of the discrepancy to criticality in K_{eff} calculation. The U238 average fission rate is slightly underestimated with ENDF/B-VII.b2, JENDL-3.3 and JEFF-3.1 whereas the other libraries describe well this parameter. On the other hand, the U238 average capture rate is good reproduced by JENDL-3.3, and slightly overestimated by the rest of nuclear data libraries.

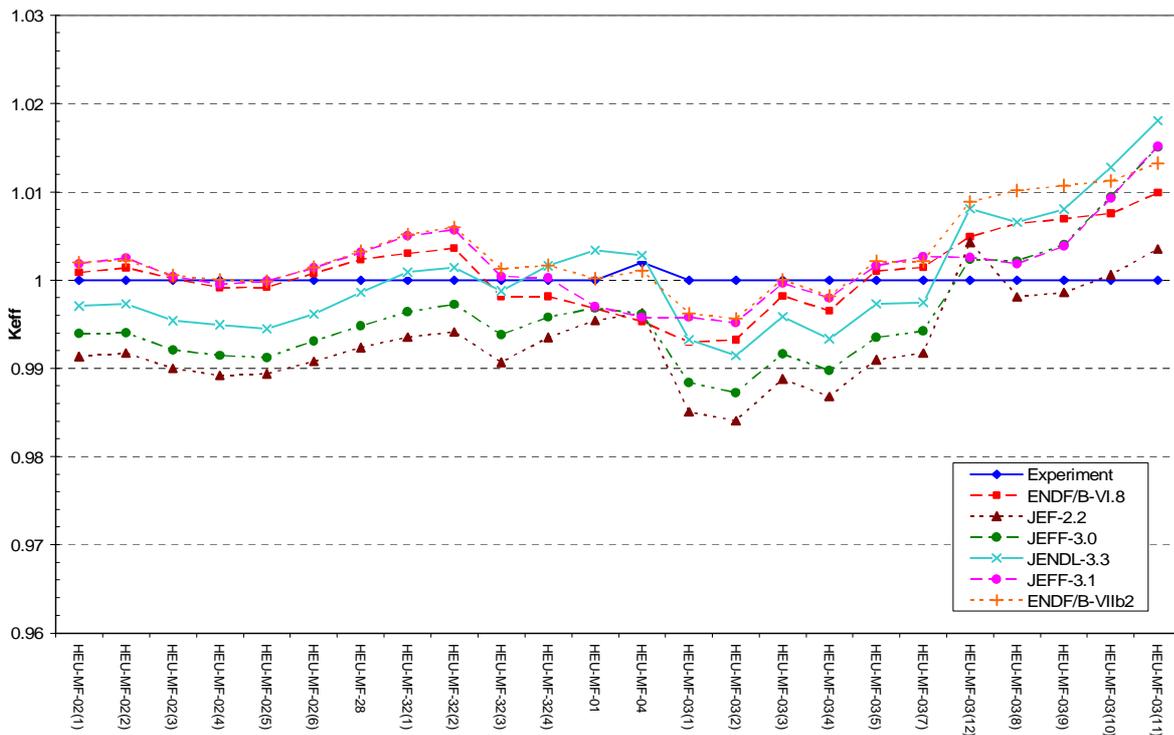


Fig. 1 Criticality results for high enriched uranium fast benchmarks

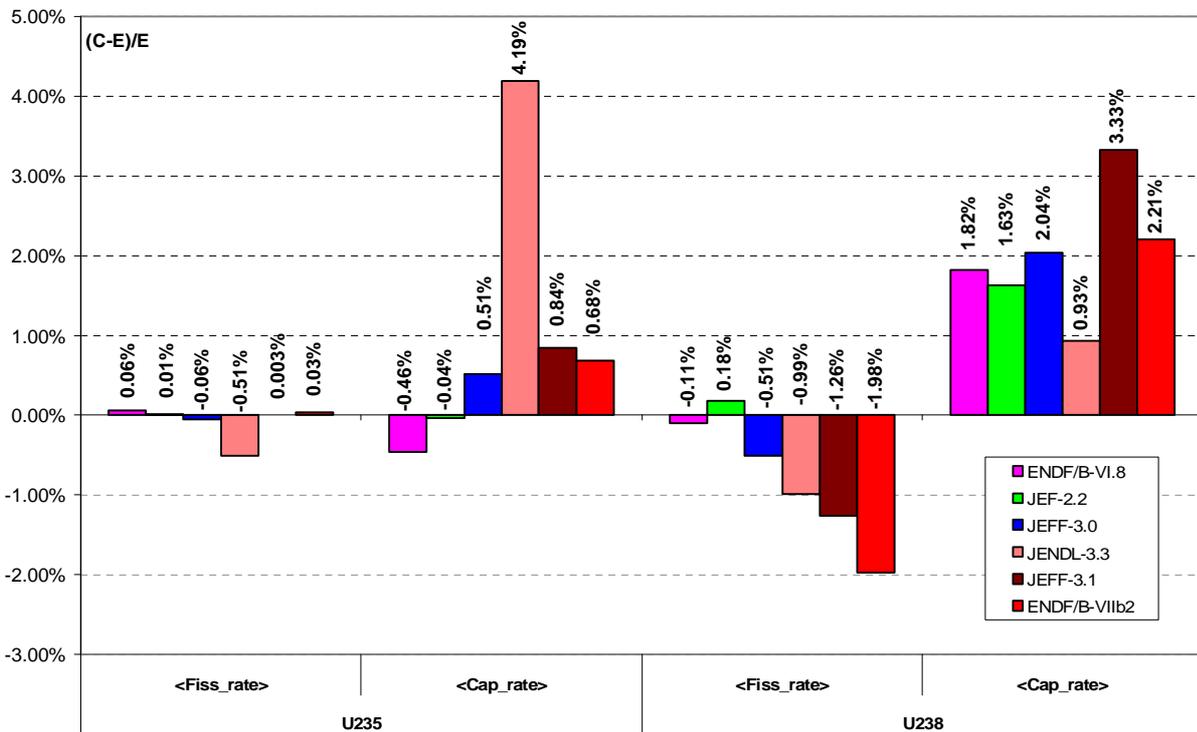


Fig. 2 (C-E)/E ratio of averaged fission and capture rates for HEU fast benchmarks.

3. CONCLUSION

New neutron cross section libraries have been processed by means of NJOY9.99 system and different nuclear data evaluations. The study was focused on U235 and Pu239 as the main fissionable materials and aims the assessment of processed libraries performances through criticality calculations using MCNP5 code and numerous well known critical benchmarks covering both thermal and fast cores. From the analysis of these benchmarks we can deduce the following conclusions:

For uranium cases a significant improvement is observed for updated evaluations in the case of thermal cores. The more recent evaluations releases JEFF-3.1 and JENDL-3.3 allow computing correctly the K_{eff} multiplication coefficient in both thermal and fast uranium systems. However ENDF/B-VII gives good results for thermal cores only. The average U235 fission rate is well produced by all libraries for both fast and thermal systems. The average U235 capture rate is slightly overestimated with all libraries in thermal region except JEF-2.2 which reproduces well the capture of U235 for both thermal and fast benchmarks. Whereas in thermal systems U235 capture rate is well estimated by all the evaluations except JENDL-3.3. Average U238 fission rate is well produced in thermal region, but it is slightly underestimated with the newer evaluations releases ENDF/B-VII.b2, JEFF-3.1 and JENDL-3.3 in fast region. The average U238 capture rate is slightly overestimated for fast systems, but well reproduced in the case of thermal cores except for JEFF-3.0 and JEFF-3.1.

In the case of Pu-239 fast benchmarks, the investigated libraries based on ENDF/B-VII, JEFF-3.0 and JEFF-3.1 evaluations lead to K_{eff} calculated values in good agreement with experiment. ENDF/B-VI.8, JEF-2.2 and JENDL-3.3 evaluations underestimate the experimental K_{eff} . The Pu-239 fission rate is globally well represented, but the capture rate seems to be underestimated by all the libraries except JEF2.2.

From this work we can outline the following remarks:

- In some fast benchmarks, k_{eff} behaviour cannot be explained by only fission and capture rates of fuel isotopes but some structural materials need to be taken into account in the analysis.
- Compensation between capture and fission is present in some cases and integral results need to be carefully analyzed.
- Thermal capture data need to be revised for U-235 in all libraries except JEF-2.2 and for U-238 in JEFF-3.0 and JEFF-3.1 evaluations.
- Fast capture data need to be revised for U-238 and Pu-239 in all evaluations.
- Global capture data need to be revised for U-235 in JENDL-3.3 evaluation

Sujets de recherche pour stagiaires

- A/** Elaboration des bibliothèques de sections efficaces neutroniques basée sur les évaluations les plus récentes et le système NJOY99
- B/** Mise en œuvre du code GEANT4 et application aux détecteurs de rayonnements gamma
- C/** Etude de l'efficacité d'un détecteur GeHpur et optimisation de la géométrie de comptage pour les échantillons de grande taille
- D/** Etude par simulation Monte Carlo de nouveaux détecteurs scintillateurs dédiés à l'expérience R3B
- E/** Etude de l'efficacité de certains matériaux utilisés comme blindage contre les neutrons et gamma
- F/** Modélisation MCNP d'un dispositif expérimental dédié à la Neutronographie autour du réacteur TRIGA MARKII
- G/** Etude de sensibilité dans le calcul de criticité par la méthode de Monte Carlo
- H/** Etude du facteur d'accumulation (Buildup) dans la dosimétrie gamma à l'aide de la méthode de Monte Carlo
- I/** Développement d'une interface graphique pour le traitement des données nucléaires par le code NJOY99 et le calcul du bilan matière
- J/** Modélisation des transferts thermiques dans le combustible U-ZrH du réacteur Triga
- K/** Analyse du taux de radioactivité gamma dans la région de Tétouan et corrélation avec les paramètres atmosphériques locaux

5- Projets financés et production scientifique

Projets financés

<i>Intitulé du Projet De Recherche</i>	<i>Durée du Projet</i>	<i>Nature du Projet</i>
CONTRIBUTION A L'ETUDE DE LA POLLUTION DU SOL PAR DES ELEMENTS RADIOACTIFS	<i>1 an</i>	<i>Projet de l'Université Appel d'offre 1999/2000</i>
MISE EN PLACE D'UNE UNITE DE CONTROLE ET DE MESURE POUR LA SURVEILLANCE ET L'ETUDE DE LA POLLUTION RADIOACTIVE DU SOL, DE L'AIR ET DE L'EAU DANS LA REGION NORD-OUEST DU MAROC	<i>1 an</i>	<i>Projet de l'Université Appel d'offre 2003/2004</i>
DESARROLLO DE UN ESPECTRÓMETRO GAMMA PARA EL EXPERIMENTO R3B DE FAIR	<i>1 an 2005-2006</i>	<i>Action Intégrée Maroco-espagnole AECI A/4294/05</i>
DESARROLLO DE UN ESPECTRÓMETRO GAMMA PARA EL EXPERIMENTO R3B DE FAIR	<i>1 an 2006-2007</i>	<i>Action Intégrée Maroco-espagnole AECI A/6248/06</i>
DISEÑO Y REALIZACION DE UN PROTOTIPO PARA EL ESPECTROMETRO "CALIFA" DE FAIR	<i>1 an 2007-2008</i>	<i>Action Intégrée Maroco-espagnole AECI A/012424/07</i>
ESTUDIO DE LA RADIATIVIDAD AMBIENTAL EN EL NOROESTE DE MARRUECOS: CORRELACIÓN CON LOS PARÁMETROS METEOROLÓGICOS Y MODELO DE PREDICCIÓN	<i>1 an 2007-2008</i>	<i>Action Intégrée Maroco-espagnole AECI A/012445/07</i>

Liste des publications des 5 dernières années

Titre de la publication	Nom de la revue	Auteur(s)
Seasonal ^7Be concentrations in near-surface air of Granada (Spain) in the period 1993–2001	Applied Radiation and Isotopes 59 (2003) 159–164	M. Azahra, A. Camacho-García, C. Gonzalez-Gomez, J.J. Lopez Penalver, T. El Bardouni
Study of thermal to 14MeV neutron conversion in Triga reactor Application to averaged cross section measurement	Radiation Physics and Chemistry 71 (2004) 885–886	T. El Bardouni, A. Mouadili, E. Chakir, F. El Moussaoui, M. Azahra, H. Boukhal, L. Erradi, A. Kamili, A. Sekaki
The seasonal variations of the ^7Be and ^{210}Pb concentrations in air	Radiation Physics and Chemistry 71 (2004) 789–790	M. Azahra, C. Gonzalez-Gomez, J.J. Lopez Penalver, T. El Bardouni, A. Camacho-García, H. Boukhal, F. El Moussaoui, E. Chakir, L. Erradi, A. Kamili, A. Sekaki
Analysis of KRITZ and KAMINI reactivity temperature coefficient benchmarks	Radiation Physics and Chemistry 71 (2004) 745–747	L. Erradi, E. Chakir, A. Htet, T. El Bardouni, A. Chetaine
Atmospheric concentrations of ^7Be and ^{210}Pb in Granada, Spain	Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, Vol. 261, No. 2 (2004) 401.405	M. Azahra, J. J. López-Peñalver, M. A. Camacho-García, C. González-Gómez, T. El Bardouni, H. Boukhal
Seasonal variability in ^7Be depositional fluxes at Granada, Spain	Applied Radiation and Isotopes 64 (2006) 228–234	C. Gonzalez-Gomez, M. Azahra, J.J. Lopez-Penalver, A. Camacho-García, T. El Bardouni, H. Boukhal
Manufactured solution for verification of the 3D Thermalhydraulic SACATRI code	Proc. CHT-08 on Advances in Computational Heat Transfer, ISBN 978-1-56700-252-2, Begell House, New York, 2008	O. Merroun, A. Almers, T. El Bardouni
Analytical benchmarks for verification of thermal-hydraulic codes based on sub-channel approach	Nuclear Engineering and Design, Volume 239, Issue 4, April 2009, Pages 735-748	O. Merroun, A. Almers, T. El Bardouni, B. El Bakkari, E. Chakir
Development of an MCNP-tally based burnup code and validation through PWR benchmark exercises	Annals of Nuclear Energy, In Press, Corrected Proof, Available online 12 February 2009	B. El Bakkari, T. El Bardouni, O. Merroun, Ch. El Younoussi, Y. Boulaich, E. Chakir
Experimental validation of the thermal-hydraulic code SACATR	Submitted to J. of Nuclear Engineering and Design, 2009	O. Merroun, A. Almers, M.A. Veloso, T. El Bardouni, E. Chakir
Development and validation of SACATRI code for thermal-hydraulic analysis of the CENM TRIGA reactor	Proc. ICONE 17, Belgium 2009 (Accepted paper)	O. Merroun, A. Almers, M.A. Veloso, T. El Bardouni
Validation of a new continuous Monte Carlo burnup code using a Mox fuel assembly	Submitted to Annals of Nuclear Energy	B El Bakkari, T El Bardouni, O. Merroun, C El Younoussi, Y. Boulaich, H Boukhal and E Chakir

Chapitre dans un livre

Titre	Auteur(s)	Editeur	Date de publication
Chapter 12 – Can We Accelerate Neutrons? Experimental and Monte Carlo Study of Thermal to 14MeV Neutron Conversion in TRIGA Reactor by Means of Secondary Nuclear Reactions	T. El Bardouni E. Chakir	Nova Science Publishers Radiation Physics Research Progress pp. 407-423	2008

Liste des communications des 5 dernières années

- § 2^{ème} Journée Nationale de Physique des Réacteurs jnpr2, T. El Bardouni, A. Mouadili, M. Azahra, H.Boukhal, E. Chakir, F. El Moussaoui, R. Haissoune, A. Kamili, A. Sekaki, Etude théorique et expérimentale de la possibilité de production des neutrons de 14MeV dans un réacteur de recherche à partir des réactions secondaires, Faculté des Sciences Tétouan 19 Avril 2003.
- § 2^{ème} Journée Nationale de Physique des Réacteurs jnpr2, F. El Moussaoui, T. El Bardouni, R. Haissoune, M. Azahra, H.Boukhal, E. Chakir, A. Kamili, A. Sekaki, Utilisation du code MCNP dans l'optimisation d'un faisceau de neutrons pour la BNCT, Faculté des Sciences Tétouan 19 Avril 2003.
- § 2^{ème} Journée Nationale de Physique des Réacteurs jnpr2, E. Chakir, L. Erradi, T. El Bardouni, A. Htet, H.Boukhal, T. El Khoukhi, Calcul des effets de température sur la réactivité pour les réacteurs à eau légère expérimentaux KAMINI et KRITZ, Faculté des Sciences Tétouan 19 Avril 2003.
- § 2^{ème} Journée Nationale de Physique des Réacteurs jnpr2, O. El Hajjaji, T. El Bardouni, E. Chakir, Etude de la physique du réacteur SLOWPOKE-2, Faculté des Sciences Tétouan 19 Avril 2003.
- § 2^{ème} Journée Nationale de Physique des Réacteurs jnpr2, H. Boukhal, T. El Bardouni, E. Chakir, M. Azahra, T. El Khoukhi, A. Mouadili, R. Haissoune, A. Kamili, A. Sekaki, Caractérisation par la méthode de Monte Carlo d'un faisceau de neutrons rapides pour la neutron-thérapie et comparaison avec le code MCNP, Faculté des Sciences Tétouan 19 Avril 2003.
- § 9th International Symposium on Radiation Physics ISRP9, Cape Town, South Africa, October 27-30, 2003, T. El Bardouni, A. Mouadili, E. Chakir, F. El Moussaoui, M.

- Azahra, H. Boukhal, L. Erradi, A. Kamili, A. Sekaki, Study of thermal to 14MeV neutron conversion in Triga reactor Application to averaged cross section measurement.
- § 9th International Symposium on Radiation Physics ISRP9, Cape Town, South Africa, October 27-30, 2003, M.Azahra, C.González-Gómez, T.El Bardouni, A.Camacho-García, J.J.López-Peñalver, H.Boukhal, E. Chakir, L. Erradi, F. El Moussaoui, A. Kamili, A. Sekaki, The seasonal variations of the ⁷Be and ²¹⁰Pb concentrations in air.
- § 9th International Symposium on Radiation Physics ISRP9, Cape Town, South Africa, October 27-30, 2003, L. ERRADI, A. HTET, E. CHAKIR and T. EL BARDOUNI, Analysis of KRITZ and KAMINI Reactivity Temperature Coefficient Benchmarks using ENDFB6.5 and JEF2.2 and JENDL3.2 nuclear data files
- § 1^{ères} Journées sur L'Ingénierie en médecine et biologie : Nouvelles tendances, Faculté des sciences, Tétouan, 2003, T. El Bardouni, Les techniques nucléaires en médecine
- § Premières Journées des Mesures des Faibles Radioactivités et leurs Applications dans les Sciences de la Terre, de la Vie et de l'environnement (JNMFR1-2004), Kénitra 16 et 17 juin 2004, M.Azahra, C.Gonzalez-Gomez, J.J.Lopez-Peñalver, E. Chakir, H. Boukhal, A. Kamili, A. Sekaki & T. El Bardouni, Variations saisonnières du flux déposé de ⁷Be
- § Premières Journées des Mesures des Faibles Radioactivités et leurs Applications dans les Sciences de la Terre, de la Vie et de l'environnement (JNMFR1-2004), Kénitra 16 et 17 juin 2004, M.Azahra, C.Gonzalez-Gomez, J.J.Lopez-Peñalver, E. Chakir, H. Boukhal, A. Kamili, A. Sekaki & T.El Bardouni, Concentrations de ⁷Be dans l'air de grenade (Espagne) Analyse de ses variations et modèle de prédiction
- § International Conference MC2005 on Mathematics and Computation, Supercomputing, Reactor Physics and Nuclear and Biological Applications, France 2005, T. El Bardouni, O. Meroun, B. El Bakkari, M. Azahra, L. Erradi, E. Chakir, T. El Khoukhi, Constitution and validation of new neutron cross section libraries for MCNP code using NJOY system and some critical benchmarks
- § International Conference MC2005 on Mathematics and Computation, Supercomputing, Reactor Physics and Nuclear and Biological Applications, France 2005, L. Erradi, E. Chakir, T. Elbardouni, A. Kharchaf, A. Chetaine and T. Elkhouchi, Monte Carlo Analysis of Experiments on the Reactivity Temperature Coefficient for UO₂ and MOX Light Water Moderated Lattices
- § 3^{ème} Journée Nationale de la Physique des Réacteurs Nucléaires (JNPR3) 15 -16 Avril 2005 à Fès, O. Meroun, T. El Bardouni, B. El Bakkari, R. Haissoune, E. Chakir M.

- Azahra, H. Boukhal, Validation of new cross sections libraries based on ENDF, JEFF and JENDL evaluations by criticality Benchmark testing
- § 3ème Journée Nationale de la Physique des Réacteurs Nucléaires (JNPR3) 15 -16 Avril 2005 à Fès, B. El Bakkari, T. El Bardouni, O. Meroun, R. Haissoune, E. Chakir M. Azahra, H. Boukhal, Modélisation MCNP de Benchmarks rapides et qualification de nouvelles bibliothèques de sections efficaces
- § 3ème Journée Nationale de la Physique des Réacteurs Nucléaires (JNPR3) 15 -16 Avril 2005 à Fès, E. Chakir, L. Erradi, T. El Bardouni, B. El Bakkari, O. Meroun, A. Htet, Analyse des benchmarks expérimentaux sur le coefficient de température des réseaux des réacteurs à eau par la méthode Monte-Carlo et implication sur des données nucléaires de base
- § 3ème Journée Nationale de la Physique des Réacteurs Nucléaires (JNPR3) 15 -16 Avril 2005 à Fès, A. Htet, M. Tabet, L. Erradi, I. Chaoui, E. Chakir, T. El Bardouni, Elaboration d'un package de calcul des réacteurs de type TRIGA
- § 2èmes Journées sur L'Ingénierie Biomédicale : Nouvelles tendances, 11-12 Novembre 2005, Hôpital Civil de Tétouan, F. El Moussaoui, T. El Bardouni, M. Azahra, B. El Bakkari, O. Meroun, Optimisation Monte Carlo d'un dispositif expérimental dédié à la BNCT
- § Les premières journées méditerranéennes de la physique JMP1, Tétouan, 24-26 Novembre 2005, O. Meroun, T. El Bardouni, B. El Bakkari, E. Chakir, M. Azahra, Constitution et validation de nouvelles évaluations de bibliothèques de sections efficaces pour le code MCNP moyennant le système NJOY et quelques benchmarks rapides critiques
- § Les premières journées méditerranéennes de la physique JMP1, Tétouan, 24-26 Novembre 2005, B. El Bakkari, T. El Bardouni, O. Meroun, E. Chakir, M. Azahra, F. El Moussaoui, Elaboration et qualification de nouvelles bibliothèques de sections efficaces dans le domaine d'énergie thermique
- § Rencontre nationale : Le Réacteur Triga MarkII de CENM: Outil de recherche et de développement socio-économique, Kénitra, 12 et 13 Juin 2006, O. Meroun, T. El Bardouni, B. El Bakkari, E. Chakir, M. Azahra, F. El Moussaoui, Etablissement d'un code de calcul thermohydraulique pour le réacteur TRIGA MARK II et couplage avec les codes neutroniques
- § Rencontre nationale : Le Réacteur Triga MarkII de CENM: Outil de recherche et de développement socio-économique, Kénitra, 12 et 13 Juin 2006, O. Meroun, T. El Bardouni, B. El Bakkari, E. Chakir, M. Azahra, F. El Moussaoui, Modélisation MCNP du

réacteur TRIGA MKII du CEN de la Maâmora et calcul de quelques paramètres neutroniques

- § Rencontre nationale : Le Réacteur Triga MarkII de CENM: Outil de recherche et de développement socio-économique, Kénitra, 12 et 13 Juin 2006, F. El Moussaoui, T. El Bardouni, M. Azahra, B.Bakarri, O.Meroun, H. Boukhal, A. Kamili Utilisation du code MCNP dans le développement d'un system dédiée à la BNCT (Boron Neutron Capture Therapy)
- § Rencontre nationale : Le Réacteur Triga MarkII de CENM: Outil de recherche et de développement socio-économique, Kénitra, 12 et 13 Juin 2006, E. Chakir, T. El Bardouni, L. Erradi, O. Meroun, B. El Bakkari, Calcul de quelques paramètres neutroniques du réacteur TRIGA du CENM
- § Workshop sur les techniques analytiques, nucléaires et conventionnelles et leurs applications TANCA01, Rabat, 8-9 Décembre 2006, C. El Younoussi, T. El Bardouni, E. Chakir, M. Bounakhla, K. Embarch, Caractérisation d'un canal latéral du réacteur TRIGA MARK II du CENM pour PGNAA moyennant le code MCNP
- § International Conference on Physics and Technology of Reactors and Applications, PHYTRA1, Marrakech, 14-16 Mars 2007, B. El Bakkari, T. El Bardouni, L. Erradi, E. Chakir, O. Meroun, M. Azahra, H. Boukhal, T. El Khoukhi, A. Htet, Performance assessment of new neutron cross section libraries using MCNP code and some critical benchmarks
- § International Conference on Physics and Technology of Reactors and Applications, PHYTRA1, Marrakech, 14-16 Mars 2007, E. Chakir, L. Erradi, T. El Bardouni, T. El Khoukhi, H. Boukhal, O. Meroun and B. El Bakkari, Monte Carlo Analysis of Rexperiment on the Reactivity Temperature coefficient for UO₂ and MOX light water moderated lattices
- § International Conference on Physics and Technology of Reactors and Applications, PHYTRA1, Marrakech, 14-16 Mars 2007, Y. Boulaich, T. El Bardouni, O. Meroun, B. El Bakkari, L. Erradi, E. Chakir, A. Santamarina, Analysis of the CREOLE experiment on the reactivity temperature coefficient using the MCNP5 code and ENDF/B-VI neutron cross section evaluation
- § International Conference on Physics and Technology of Reactors and Applications, PHYTRA1, Marrakech, 14-16 Mars 2007, O.Meroun, A.El Mers, T.El Bardouni, L.Erradi, E.Chakir, B.El Bakkari, I.Chaoui, B.Nacir, Thermalhydraulic Modeling for a Subchannel Annalasis of the Hot Channel of the Morocan TRIGA MARK II Research Reactor

- § Le 1er congrès international – Radiations médicales : Recherche et Applications, Marrakech, 4-6 Avril 2007, L. El Gonnouni, T. El Bardouni, M. Idaomar, Modélisation d'un fantôme numérique par le code MCNP : Application à la Radiothérapie
- § **JSBM**, L. El Gonnouni, T. El Bardouni, M. Idaomar, Modélisation d'un fantôme numérique par le code MCNP : Application à la Radiothérapie
- § The EURISOL Design Study and EURONS projects. University of Jyväskylä and the Helsinki Institute of Physics, Finland, 2007, M.Turrion,A.Perea,B.El Bakkari, O.Tengbald, R.Rodriguez. T.El Bardouni, M.J.G.Borge, Phoswich detector for RHIB (JRA9)
- § ICHMT International Symposium on Advances in Computational Heat Transfer, May 11-16, 2008, Marrakech, Morocco. Meroun Ossama, Ahmed Al Mers, and Tarek El Bardouni, Manufactured solution for verification of the 3D
- § 4ème Journée Nationale de Physique des Réacteurs JNPR4, Casablanca 24-25 Mai 2008, C.El Younoussi, T.Bardouni, M.Chakir, B.El Bakkari, Y.Boulaich, O.Meroun, Caractérisation des positions d'irradiation du réacteur TRIGA MARK II moyennant le code MCNP5 thermalhydraulic SACATRI code
- § 4ème Journée Nationale de Physique des Réacteurs JNPR4, Casablanca 24-25 Mai 2008, Y.Boulaich, T. El Bardouni, C. El Younoussi, B.El Bakkari, O. Meroun, E.Chakir, L.Erradi, A.Santamarina, Modélisation et Analyse Monte Carlo de la Variation de Réactivité d'un Réacteur de Puissance Type PWR – Interprétation de l'Expérience CREOLE de Mesure du Coefficient de Température
- § 4ème Journée Nationale de Physique des Réacteurs JNPR4, Casablanca 24-25 Mai 2008, B. El Bakkari,T. El Bardouni, O. Meroun, C. El Younoussi, Y.Boulaich, E.Chakir, H. Boukhal, Etablissement d'un code de calcul Burnup et couplage avec le code MCNP
- § 4ème Journée Nationale de Physique des Réacteurs JNPR4, Casablanca 24-25 Mai 2008, B. I. Dourqui, M. El Barbari et T. El Bardouni, T. El Khoukhi, Mise en œuvre du code GEANT4 et application au calcul de l'efficacité d'un scintillateur NaI 3''x3''
- § 4ème Journée Nationale de Physique des Réacteurs JNPR4, Casablanca 24-25 Mai 2008, : Meroun Ossama, Ahmed Al Mers, Tarek El Bardouni and Bilal El Bakkari, Verification and validation procedures in nuclear engineering: application to thermohydraulic analysis of triangular lattices of light water research reactor in natural circulation regime
- § 4ème Journée Nationale de Physique des Réacteurs JNPR4, Casablanca 24-25 Mai 2008, : A. Boudia, MYI. Sedra, M.Chakir, T.Bardouni, H. Boukhal, T. El Khoukhi,

Constitution et Validation des bibliothèques de sections efficaces pour le code de transport WIMSD5.

- § Première journée francophone de physique médicale : Marrakech 16-18 Novembre 2008, C. El Younoussi, H. Nassar, T. El Bardouni, N. khayati, L. Hamidi. Calcul du spectre de freinage et de photo-neutrons produits suite à l'accélération des électrons sur une cible de tungstène moyennant deux codes Monte Carlo: MCNPX et EGS4
- § ICONNE 17 , Belgium 2009 (Accepted), O. Merroun, A. Almers, M.A. Veloso, T. El Bardouni. Development and validation of SACATRI code for thermal-hydraulic analysis of the CENM TRIGA reactor.

6- Formation assurée par l'équipe

Au niveau licence, les membres de l'équipe assure l'enseignement de tous les modules, de la filière SMP et d'autres filières de notre établissement, en relation avec la physique nucléaire tels que la radioactivité, l'interaction rayonnement-matière, la détection des rayonnement, les modèles nucléaires, etc...

En 2006, l'équipe ERSN a créé une filière au niveau MASTER intitulée Master de Physique des Matériaux et du Rayonnement PMR. Le contenu de l'option Rayonnement de cette formation se rapporte aux réactions nucléaires, détection, énergie nucléaire, application des techniques nucléaires, modélisation des système nucléaires, en plus des modules complémentaires, tels que la programmation scientifique, les méthodes numériques, etc...

La première promotion 2006-2008 comptait 15 étudiants dont la plupart est inscrite en doctorat. Actuellement, l'équipe assure la formation de la deuxième promotion de ce master dont l'effectif est 12.