

RÉPUBLIQUE ALGÉRIENNE DÉMOCRATIQUE ET POPULAIRE
Ministère de l'Enseignement Supérieur et de la Recherche Scientifique
UNIVERSITÉ de BLIDA 1



Faculté des Sciences
Département de Physique

Mémoire de fin d'étude

Pour l'obtention du diplôme de Master en physique

Option :PHYSIQUE APPLIQUEE

Thème :

**Initiation à La Neutronique
et
Application à l'Étude D'un Cœur De Réacteur Nucléaire
Hypothétique de Recherche de Type MTR**

Présenté par :

Maasmi Meriem

Soutenu le 04/10/2020 devant le jury composé de :

YANALLAH Abdelkader	MCB	USDB1	Président
BOUACHA Med Amine	Chercheur	CRND	Encadreur
BENREKIA M'hamed	MAA	USDB1	Examineur

Blida 1- 2019/2020

REMERCIEMENT

Reconnaissance, pleine reconnaissance et remerciements tous les remerciements au Commissariat à l'Énergie Atomique et à tous ses Centres de Recherche en général, et au Centre de Recherche Nucléaire de Draria, en particulier, représenté en la personne, respectable, de son Directeur Général Monsieur NEDJAR Arezki pour la contribution inestimable à la mise en œuvre et à la réussite de ce Projet de Mémoire de fin d'Étude Master-2.

Je voudrais tout d'abord adresser toute ma gratitude à l'encadreur de ce mémoire, Monsieur BOUACHA Mohamed Amine.

Je désire aussi remercier les professeurs de l'Université de Blida-1, qui m'ont fourni les outils nécessaires à la réussite de mes études universitaires. . Je tiens à remercier spécialement le corps administratif d' Université de Blida-1.

Un grand merci à ma mère et mon père, pour leur amour, leurs conseils ainsi que leur soutien inconditionnel, qui m'a permis de réaliser les études que je voulais et par conséquent ce mémoire. Je remercie mes sœurs, et mes frères, pour leurs encouragements.

Et à la fin Je remercie très chaleureusement Madame SELMANE Myriam pour son amitié, et l'aide précieuse qu'elle m'a apportée tout au long de ce travail.

En guise de reconnaissance, je tiens à témoigner mes sincères remerciements à toutes les personnes qui ont contribués de près ou de loin au bon déroulement de mon stage de fin d'étude et à l'élaboration de ce modeste travail.

RÉSUME

ملخص

هذا المشروع يندرج في إطار مايقدمه مخبر الفيزياء الأساسية والتطبيقية (FUNDAPL : Laboratoire de Physique Fondamentale et Appliquée) التابع لقسم الفيزياء لكلية العلوم بجامعة سعد دحلب بالبلدية/جامعة البلدية-1، كبرنامج تدريبي (تكوين) لصالح طلبة المستوى الثاني و النهائي (Master-2) من ماستر الفيزياء التطبيقية للسنة الجامعية 2020/2019؛ من خلاله سيتم التطرق للدراسة النيوترونية لقلب مفاعل نووي افتراضي من نوع MTR (Material Testing Reactor) مخصص للأبحاث، من أجل تحديد و تحسين تقدير قيم مؤشرات الأساسية : عامل الضرب (Keff) وفعالية أو كفاءة عناصر التحكم الخاصة به، كتطبيق مباشر يكون موالي لتلقين أولي لأبجديات علم النيوترونات. الدراسات التي تم أخذها بعين الاعتبار ستمتد على كافة مدى المقاربة الأساسية انطلاقا من تحديد المعطيات النووية و وصولا إلى تحديد قيم المؤشرات ذوات الأهمية.

Abstract:

This project is part of what is proposed by the Saad Dahlab University's (Blida-1-) FUNDAPL laboratory of the science faculty's Department of Physics, as Master-level courses² for the second semester of the 2019/2020 academic year. Through it the neutron calculations relating to the study of a Hypothetical Nuclear Research Reactor Core of type MTR, for the determination and improvement of the estimation of its key parameters: the Multiplication Factor (Keff) and the Efficiency of its control rods, are carried out as an application to a pre-neutron initiation..

Résumé :

Le présent projet s'inscrit dans le cadre de ce qui est proposé par le laboratoire FUNDAPL du Département de Physique de La Faculté des Sciences de l'Université Saad Dahlab -Blida-1, comme formations de niveau Master-2 pour le deuxième semestre de l'année universitaire 2019/2020. Par son biais les calculs neutroniques relatifs à l'étude d'un Cœur de Réacteur Nucléaire Hypothétique de Recherche de type MTR, pour la détermination et l'amélioration de l'estimation de ses paramètres clés : le Facteur de Multiplication (Keff) et l'Efficacité de ses barres de contrôle, sont effectués comme application à une initiation préalable à la neutronique.

TABLE DES MATIERES

Remerciement	I
Résumé.....	II
Table des matieres	1
Liste des illustrations, graphiques et tableaux	2
Introduction.....	4
Chapitre 1.....	6
La neutronique	6
Chapitre 2.....	15
Le reacteur nucleaire nur	15
Chapitre 3.....	19
Calculs & Developpements	19
3.1. Reformulation des objectifs et questions de recherche	19
3.2. Calculs neutroniques francs du cœur du réacteur nucléaire nur	20
3.2.1. Calculs assemblages	20
3.2.2. Condensation et homogénéisations	25
3.2.3. Calcul global.....	26
3.3. Calculs neutroniques corrigés du cœur du réacteur nucléaire nur	29
3.3.1. Principe des corrections aux constantes de groupes.....	29
3.3.2. Correction analytique	31
3.3.3. Correction numérique	35
3.3.4. Complétion de la bibliothèque de mgc	41
3.3.5. Efficacités Des Lames (Barres) De Contrôle	42
Conclusion	45
Appendice A	48
Liste Des Symboles	48
Bibliographie	49

TABLE DES FIGURES

Figure 1 : Coupe Transversale du Réacteur NUR [1].....	14
Figure 2 : Configuration IV_N du Réacteur NUR [1].	15
Figure 3 : Configuration X_1 du Réacteur NUR [1].	15
Figure 4 : Déroulement d'un Calcul Assemblage.	21
Figure 5 : 1/4 de l'élément CFE avec lame absorbante insérée [1].....	22
Figure 6 : Plans Suivant l'Axe Z Pour une Seule Barre Insérée.	25
Figure 7 : Modèle Géométrique du Cœur du Réacteur Nucléaire NUR.....	26
Figure 8 : Configuration Plane à Trois Régions [2,5].....	28
Figure 9 : Principe des Corrections aux MGC.....	29
Figure 10 : Processus de construction de la bibliothèque de données nucléaires.....	33
Figure 11 : Le modèle géométrique adopté pour ANISN.....	36

Liste des tableaux

Tableau 1: Classification des principales réactions nucléaires dans les réacteurs nucléaires...7	
Tableau 2 : Principaux Donnée du Combustible Nucléaire du Réacteur NUR [1].	16
Tableau 3 : Partition adoptée dans la structure de groupes WIMS pour la bibliothèque de sections efficaces macroscopique [1].	25
Tableau 4 : Clés de la bibliothèque franche Destinée au calcul global.	26
Tableau 5 : Clés assignés aux zones du Cœur du Réacteur Nucléaire NUR.	29
Tableau 6: MGC Issus des Corrections Théoriques ou bien Analytiques.	31
Tableau 7 : Composition Matériel du Modèle [1].	34
Tableau 8 : Densités et Masses Atomiques Pour les Principaux Isotopes du Modèle.....	35
Tableau 9 : Coefficients de Blackness Pour les Corrections Numériques.....	37
Tableau 10 : Efficacités des Barres de Controle du Réacteur Nucléaire NUR.....	40

INTRODUCTION

Tout à l'origine se fut la réaction de fission nucléaire ; cette réaction est le phénomène par lequel le noyau d'un atome lourd (noyau qui contient beaucoup de nucléons, tels les noyaux d'uranium) est divisé en plusieurs nucléides plus légers, généralement deux nucléides. La réaction en question se traduit aussi par l'émission de neutrons (en moyenne la fission d'un noyau engendre plus qu'un seul neutron) et un dégagement très important d'énergie, avoisinant les 200 MeV par atome fissionné, par comparaison aux énergies des réactions chimiques qui sont de l'ordre de l'eV par atome ou molécule réagissant. Dans un environnement approprié de matière fissile (milieu réactif, multiplicateur), les neutrons émis sont capables à leur tour d'engendrer d'avantage de fissions avec relâchement de plus de neutrons, et ainsi de suite. Cette séquence d'événements est dite réaction en chaîne, c'est le processus par lequel l'énergie nucléaire est utilisée dans des applications pratiques : recherche fondamentale, production d'électricité, production de radio-isotopes...etc. Ainsi ; un réacteur nucléaire (plus particulièrement son cœur) est un dispositif dont ses composantes (spécifiquement ceux formant l'environnement de fission) sont disposés de telle sorte que la réaction en chaîne auto-entretenu peut se produire de façon contrôlée.

Actuellement la tendance tourne envers l'utilisation de l'outil informatique pour l'analyse du cœur d'un réacteur nucléaire à travers la simulation numérique. Ceci trouve tout son sens dans l'augmentation des puissances de calcul et la diversification des moyens technologiques et des méthodes mathématiques associées qui offrent une flexibilité de programmation en perpétuelle croissance. Une telle simulation est principalement fondée sur la résolution de l'équation de transport de Boltzmann pour la détermination du facteur de multiplication, de la distribution de flux, de la réactivité ... etc. et bien d'autres paramètres encore de première importance pour prédire l'état du cœur et servir d'autres analyses, par l'adoption d'un code de calcul (programme informatique) approprié illustrant une méthode mathématique bien définie (un schéma de calcul : équation de transport/diffusion + une méthode de discrétisation de l'espace des phases) de résolution de l'équation de transport. La première étape dite « calcul d'assemblage » consiste en un calcul détaillé (tant en espace qu'en énergie) d'un motif élémentaire du cœur (un assemblage combustible, un assemblage de contrôle, ... etc.). Ce calcul d'un objet, à l'échelle du libre parcours moyen du neutron (quelques Cm), est réalisé en résolvant l'équation du transport sur une coupe

horizontale de l'assemblage, donc à deux dimensions, et en supposant que ce motif se répète à l'infini ou qu'il occupe la totalité de l'espace (calcul en « milieu infini »). L'essentiel de l'hétérogénéité est ainsi pris en compte à condition qu'elle soit moins marquée axialement que radialement (c'est généralement le cas). Ce calcul fin permet de procéder à une « réduction de données » qui fournit les caractéristiques neutroniques (sections efficaces macroscopiques) d'une « pâte » homogène dite « équivalente » qui représente soit l'assemblage complet (homogénéisation totale) soit chaque type de portion d'assemblage (par exemple, crayon combustible et modérateur/caloporteur qu'il entoure) le constituant (homogénéisation par morceaux). Cette « homogénéisation » spatiale s'accompagne d'une « condensation » en énergie : le nombre de groupes utilisés pour décrire la variation en énergie de ces sections efficaces « homogénéisées » est fortement réduit par rapport au nombre de groupes de la bibliothèque multi-groupes d'entrée. Le facteur de réduction dépend du type de réacteur et notamment des variations spatiales du spectre des neutrons, c'est cette étape qui permet d'obtenir les MGCs susmentionnées. Quant à la seconde étape (le calcul du cœur proprement dit) ; elle consiste à résoudre, en deux ou bien trois dimensions, une équation exacte ou approchée de l'équation du transport (équation de la diffusion, par exemple) en remplaçant dans le cœur chaque assemblage ou chaque type de cellule par la «

pâte» homogène équivalente définie lors de la première étape. On traite ainsi un objet de grande taille cependant avec un modèle réduit tant en espace qu'en énergie. C'est à partir de ce calcul qu'on obtient, de façon directe ou bien indirecte, les différentes grandeurs utiles (facteur de multiplication, densité de puissance, réactivité, efficacité des absorbants, coefficients de contre-réactions, distribution des taux de réactions, compositions isotopique...etc.).

De cette façon ; l'objectif fondamental de ce Projet se résume en l'étude neutronique déterministe d'un cœur de Réacteur Nucléaire Hypothétique de Recherche de type MTR, renfermant à la fois l'aspect fondamental (théorie) ainsi que l'aspect technologique (Physique Appliquée) : Données Nucléaires, Modélisations et Calculs Nucléaires (Diffusion et Transport), pour la détermination de ses principaux paramètres neutroniques notamment le facteur de multiplication K_{eff} et l'efficacité des éléments absorbants dans le cœur sur la base de ce facteur ainsi déterminé.

Pour satisfaire cette fin ; il est question de faire usage d'un certain nombre de codes et d'utilitaires appropriés de calculs neutroniques.

Ainsi ; dans le cadre d'un objectif général qui vise principalement à se familiariser avec les outils et les concepts élémentaires d'analyse et d'étude des cœurs des réacteurs nucléaires, notamment celui du réacteur hypothétique pris en considération, moyennant une étude neutronique franche (exempte de toute démarche améliorative) de ce dernier : le cœur du réacteur hypothétique pris en considération, pour ensuite accomplir un calcul encore plus élaboré (calcul de transport) dont ses résultats sont escomptés comme apportant une amélioration significative à l'étude franche ; l'ensemble des travaux à entreprendre et ceux d'expansion (visant à satisfaire des objectifs spécifiques de calculs intermédiaires suivant la nécessité) sont totalement achevés selon le schéma suivant :

- Recherche bibliographique étendue, préalable.
- Etude franche du cœur du réacteur.
- Etude améliorée du cœur du réacteur : adoption des coefficients de Blackness obtenus de façon analytique.
- Etude améliorée du cœur du réacteur: adoption des coefficients de Blackness obtenus de façon numérique.
- Etude comparative des résultats obtenus par rapport à la distribution du flux dans la trappe centrale ou bien au voisinage d'un milieu à caractère fortement absorbant (lames absorbantes par exemple).

Ces points-là ainsi que de plus amples détails sont exposés dans ce qui suit.

Chapitre1

La neutronique

la neutronique s'intéresse au cheminement des neutrons dans la matière et à toutes les réactions qui en découlent, comme par exemple la capture d'un neutron par un noyau, qui peut avoir pour conséquence la désexcitation du noyau composé formé par émission de rayonnement ou par fission. La quantification de ces phénomènes nécessite de disposer de données de base, parmi lesquelles figurent les sections efficaces, qui indiquent les probabilités d'interaction entre les neutrons et un noyau donné, les taux de décroissance radioactive, qui caractérisent les vitesses de désintégration des noyaux instables, la nature des fragments produits lors d'une fission, l'énergie des rayonnements émis, etc. Les données nucléaires regroupent l'ensemble de ces quantités et sont de ce fait indispensables à la bonne description des interactions entre les neutrons et la matière.

1.1 Interaction du neutron avec la matière :

L'opération du réacteur nucléaire dépend fondamentalement par la méthode de l'interaction du neutron avec le noyau atomique, il est nécessaire d'examiner en détail la nature de ces interactions. Les neutrons interagissent avec les noyaux de diverses manières, par exemple, si le noyau est inchangé sa composition isotopique ou son énergie interne après avoir interagi avec un neutron, le processus est appelé diffusion élastique. On note (n,n) .

si le noyau toujours inchangé dans sa composition est laissé dans un état excité, le processus est appelé diffusion inélastique. on note (n,n') .

En se référant à ces interactions, il est courant de dire que le neutron incident a été dispersé élastique ou inélastique, selon le cas, car le neutron réapparaît après l'interaction. cependant, ce terme est quelque peu trompeur, car le neutron émergent peut ne pas être le même neutron qui a initialement frappé le noyau.

les neutrons disparaissent dans un réacteur à la suite d'une réaction d'absorption, dont la plus importante est la réaction (n,γ) . cette processus est aussi connu par capture radiative, car l'un des produits de la réaction est le rayonnement γ . les neutrons aussi disparaissent dans les réactions des particules chargées telles que les réactions (n,p) ou (n,α) .

Occasionnellement, deux neutrons ou plus sont émis lorsqu'un noyau est frappé par un neutron de haute énergie. les processus impliqués ici sont du $(n,2n)$ ou $(n,3n)$ un processus étroitement lié est la réaction (n,pn) , qui se produit aussi avec des neutrons incidents hautement énergétiques.

enfin, lorsque les neutrons entrent en collision avec certains noyaux lourds, le noyau se divise en deux gros fragments avec libération d'énergie considérable. c'est bien sûr le processus de fission. d'une manière ou d'une autre, la plupart de ces interactions doivent être prises en compte dans la conception d'un réacteur nucléaire . Cependant, avant de considérer les interactions spécifiques, il est nécessaire de mettre en place un cadre avec lequel ces interactions peuvent être discutées quantitativement.

Classification	Réaction	Transcripti on	Symbole de section efficace	Exemple de reaction
Diffusion Diffusion (σ_s)	Diffusion élastique	(n,n)	σ_e	${}^1\text{H}(n,n)$
	Diffusion inélastique	(n,n')	σ_i	${}^{238}\text{U}(n,n')$
	Capture radiative	(n,γ)	n σ_γ	${}^{238}\text{U}(n,\gamma)$
Absorption (σ_a)	Fission	(n,f)	σ_f	${}^{235}\text{U}(n,f)$
	Particule charge	(n,p)	σ_p	${}^{14}\text{N}(n,p)$
	Emission	(n,α)	σ_α	${}^{10}\text{B}(n,\alpha)$
	Émission de neutrons	$(n,2n)^a$	$\sigma(n,2n)$	${}^9\text{Be}(n,2n)$

Tableau 2.1 Classification des principales réactions nucléaires dans les réacteurs nucléaires

1.2 La formule à quatre (ou bien à six) facteurs :

La formule des quatre facteurs a été inventée et utilisée par Enrico Fermi lors de l'optimisation de la pile de Chicago. Elle est applicable aux réactions en chaîne dans les réacteurs à eau et au graphite qui fonctionnent principalement sur la base des fissions induites par l'absorption de neutrons thermiques.

2.2.1 réactivité d'un milieu combustible :

La réactivité d'un milieu combustible traduit sa capacité à entretenir la réaction en chaîne. Elle est caractérisée par le coefficient de multiplication k :

$$k = \frac{\text{Nombre de neutrons de la génération}}{\text{Nombre de neutrons de la génération précédente}}$$

-Si k est plus grand que 1, la réaction en chaîne est sur critique et le nombre de neutrons va augmenter de façon exponentielle.

-Si k est plus petit que 1, la réaction en chaîne est sous-critique et le nombre de neutrons va diminuer.

-Si $k = 1$, la réaction est critique et nombre de neutrons va rester constant.

De façon pratique, il existe deux formes du coefficient de multiplication :

k_{∞} : ce coefficient caractérise un milieu combustible pris comme étant infiniment étendu. Les neutrons émis ne peuvent donc disparaître qu'en étant absorbés. C'est une simplification de la réalité. La formule des quatre facteurs s'applique à ce cas,

k effectif : le même milieu combustible est considéré comme étant fini. Les neutrons peuvent donc également le quitter en franchissant ses limites. Cela correspond à la réalité des cœurs de réacteur.

1.2.2 Formule et définition des facteurs :

La formule des quatre facteurs est :

$$k_{\infty} = \epsilon \cdot p \cdot f \cdot \eta$$

On évoque quelquefois la formule à six facteurs qui exprime k effectif:

$$K \text{ effectif} = k_{\infty} \cdot P_R \cdot P_T = \epsilon \cdot p \cdot f \cdot \eta \cdot P_R \cdot P_T$$

Avec :

ϵ : Facteur de fission rapide

p : Facteur anti trappe en ralentissement

f : Facteur d'utilisation thermique

η : Facteur de reproduction

k_{∞} : Facteur multiplicatif en milieu infini

PR : Probabilité de non fuite en ralentissement

PT : Probabilité de non fuite au niveau thermique

K effectif : Facteur multiplicatif effectif

2.3L'équation de diffusion :

2.3.1-Equation du bilan neutronique :

Considérons un domaine quelconque de l'espace, D , et intéressons-nous au nombre de neutrons qui s'y trouvent. Par définition de la densité n , ce nombre, à l'instant t , est:

$$X(t) = \int_D n(\vec{r}, t) d^3r$$

L'habitude veut que l'on utilise le « flux » $\phi = nv$ plutôt que la densité, d'où :

$$X(t) = \int_D \frac{1}{v} (\vec{r}, t) d^3r$$

(Ici, les neutrons sont supposés monocinétiques, donc v n'est pas un argument; comme nous ne distinguons pas les directions Q des neutrons, nous utilisons une densité et un flux intégrés sur cette variable.)

C'est la variation de ce nombre entre t et $t + dt$,

$$dX = X(t+dt) - X(t) = \int_D \frac{1}{v} \frac{\partial \phi(\vec{r}, t)}{\partial t} d^3r$$

que nous allons exprimer en analysant les différents phénomènes susceptibles de l'affecter. Il faut en distinguer trois :

1/ les sources : pendant dt , elles contribuent à faire croître X de :

$$d_1 X = \int_D S(\vec{r}, t) d^3 r dt$$

2/ les absorptions : pendant dt, elles contribuent à faire décroître X de :

$$d_2 X = \int_D \sum_a(\vec{r}) \phi(\vec{r}, t) d^3 r dt$$

(N.B.: ici nous ne considérons pas les diffusions car elles ne changent pas la vitesse [théorie monocinétique] et, si elles modifient la direction, elles n'affectent pas le nombre X.)

3/ les entrées-sorties : les premières contribuent à faire croître X et les secondes à le faire décroître. Nous avons vu (cf. p. 106) que le vecteur \vec{J} (variables r et t sous-entendues) permet d'exprimer le bilan net des traversées d'un élément de surface (en positif, le nombre de traversées dans le sens de la normale et, en négatif, les traversées dans le sens inverse), et cela pour des neutrons de direction $\vec{\Omega}$. Si nous considérons le vecteur \vec{J} (variables r et t sous-entendues) — c'est-à-dire le vecteur courant $\vec{J} = \int \vec{J}(\vec{\Omega}) d^2 \Omega$ intégré sur les phases —, nous pouvons de même exprimer le nombre net de traversées, toutes directions confondues. Si nous orientons la normale vers l'extérieur du domaine D et si nous intégrons sur toute sa surface S, nous pouvons exprimer la troisième variation de X (décroissance si elle est positive, croissance si elle est négative) :

$$d_3 X = \int_D \vec{J}(\vec{r}, t) \cdot \vec{N} dS dt$$

Pour écrire cette intégrante sous une forme analogue aux précédentes, c'est-à-dire sous forme d'une intégrale de volume, utilisons le théorème d'Ostrogradsky :

$$d_3 X = \int_D \text{div}[\vec{J}(\vec{r}, t)] d^3 r dt$$

Finalement:

$$dX = d_1 X - d_2 X - d_3 X$$

exprime le bilan dans D pendant dt. Le domaine D étant quelconque, on peut le réduire à ('élément de volume $c/3r$ (c'est-à-dire supprimer les signes « somme »), puis simplifier par $d^3 r dt$:

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \phi(\vec{r}, t)}{\partial t} = S(\vec{r}, t) - \Sigma_a(\vec{r})\phi(\vec{r}, t) - \text{div}[\vec{J}(\vec{r}, t)]$$

On notera que, bien que la variable ϵ_2 n'y apparaisse pas, cette équation est tout a fait rigoureuse (en théorie monocinetique); malheureusement, elle ne se suffit pas a elle-même puisqu'elle contient non pas une mais deux fonctions inconnues, le flux ϕ et le courant \vec{J} . C'est la raison pour laquelle une deuxième relation sera nécessaire entre \vec{J} et ϕ . Cette dernière ne pourra être qu'approximative dans la mesure où l'on ne veut pas calculer le flux en phase.

1.3.2 Evaluation du courant: «loi» de Fick :

La deuxième relation que nous allons adopter est connue sous le nom de «loi de Fick . La loi de Fick est connue en chimie : elle exprime le fait que les flux (au sens usuel du terme) de matière dans une solution s'établissent dans le sens opposé au gradient de concentration et proportionnellement au module du gradient. On la transpose a la neutronique en remplaçant le mot «flux » par le mot « courant» et en remplaçant la « concentration » n des neutrons par la grandeur qui lui est proportionnelle ϕ comme en chimie, le coefficient de proportionnalité est appelé « coefficient de diffusion » et note D, soit:

$$\vec{J}(\vec{r}, t) \approx -D(\vec{r}) \overrightarrow{\text{grad}} \phi(\vec{r}, t)$$

Il est évidemment possible de justifier cette loi par des considérations plus précises que la seule intuition a laquelle nous venons de faire appel. Commençons par une justification physique (nous présenterons plus loin une des justifications mathématiques possibles). Supposons que la situation change peu — ou pas du tout — au cours du temps, ce qui permettra de raisonner en régime stationnaire.

plaçons un élément de surface quelconque dS , orienté par sa normale N . Les neutrons qui vont le traverser sont tous ceux qui ont quitté un élément de volume dV (après y avoir été émis ou diffusés), en partant dans (élément d'angle solide sous lequel on voit dS depuis dV et qui auront fait le parcours sans collision. Raisonons par unité de temps :

- neutrons quittant dV : $Q(r) dV$ (Q étant la densité d'émission);
- angle solide sous lequel on voit dS , rapporté au total de 4π stéradians : $dS \cos\Theta/(4\pi R^2)$;
- probabilité d'effectuer le parcours sans collision : $e^{-\Sigma R}$.

En sommant pour tous les éléments de volume au-dessus de dS , on évalue $J \cdot dS$ et en sommant pour tous les éléments de volume au-dessous de dS , on évalue $J_+ \cdot dS$:

$$J_+ \cdot dS = \int_{0 < \theta < \pi/2} Q(\vec{r}') dV \frac{dS \cos \theta}{4\pi R^2} e^{-\Sigma R}$$

$$J_- \cdot dS = \int_{\pi/2 < \theta < \pi} Q(\vec{r}') dV \frac{dS \cos \theta}{4\pi R^2} e^{-\Sigma R}$$

Pour effectuer le calcul des intégrales, nous ferons trois approximations :
 1/ le milieu est homogène au voisinage de dS , autrement dit Σ est une constante; note que « au voisinage » veut dire « quelques libres parcours moyens », puisque l'exponentielle devient négligeable au-delà;
 2/ en régime stationnaire ($\partial\phi/\partial t = 0$), [équation du bilan se réduit à $S = \Sigma_a \phi + \text{div} \vec{J}$], soit $S \approx \Sigma_a \phi$ si l'on néglige le deuxième terme, c'est-à-dire si les variations du flux ne sont pas trop rapides. On en déduit que :

$$Q = S + \Sigma_s \phi \approx \Sigma_a \phi + \Sigma_s \phi \approx \Sigma \phi$$

3/ toujours dans cette hypothèse d'une variation faible du flux donc de Q , un développement de Taylor au premier ordre est sans doute suffisant:

$$Q(\vec{r}') \approx Q(\vec{r}) + \frac{\partial Q(\vec{r})}{\partial x} x + y \frac{\partial Q(\vec{r})}{\partial y} + z \frac{\partial Q(\vec{r})}{\partial z}$$

ou \vec{r} est le point où est placé dS , \vec{r}' le point où est placé dV et \vec{R} , de composantes x , y et z , le vecteur joignant \vec{r} à \vec{r}' ; au second membre, la fonction Q et ses dérivées sont prises en \vec{r} .

En effectuant le calcul en coordonnées sphériques, c'est-à-dire en posant:

$$x = R \cos \varphi \sin \theta, \quad y = R \sin \varphi \cos \theta, \quad z = R \cos \theta$$

et en remplaçant Q par $\Sigma \phi$, on obtient:

$$J_+ = \frac{\phi}{4} - \frac{1}{6\Sigma} \frac{\partial \phi}{\partial z}; \quad J_- = \frac{\phi}{4} + \frac{1}{6\Sigma} \frac{\partial \phi}{\partial z}$$

d'où :

$$J_{\text{net}} = J_+ - J_- = - \frac{1}{3\Sigma} \frac{\partial \phi}{\partial z}$$

Avec : $D = \frac{1}{3\Sigma}$

Remarquons que les courants que nous avons calculés sont relatifs à la composante selon z du vecteur courant; pour une composante N quelconque :

$$J_{+,N} = \frac{\phi}{4} - \frac{D}{2} \frac{\partial \phi}{\partial N} \quad , \quad J_{-,N} = \frac{\phi}{4} + \frac{D}{2} \frac{\partial \phi}{\partial N}$$

et pour le vecteur courant lui-même :

$$\vec{J} = -D \overrightarrow{\text{grad}} \phi$$

c'est-à-dire la loi que nous avons introduite ci-dessus

1.3.3 Equation de la diffusion :

En reportant la loi de Fick dans l'équation du bilan, nous obtenons l'équation dite de la diffusion :

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \phi(\vec{r}, t)}{\partial t} = S(\vec{r}, t) - \Sigma_a(\vec{r}) \phi(\vec{r}, t) - \text{div}[D(\vec{r}) \overrightarrow{\text{grad}} \phi(\vec{r}, t)]$$

En pratique, le milieu où est écrite cette équation est homogène : Σ_a et D sont alors indépendants de \vec{r} et l'on peut simplifier l'écriture en remarquant que l'opérateur $\text{div}(\overrightarrow{\text{grad}})$ n'est autre que l'opérateur laplacien Δ , c'est-à-dire :

- en coordonnées cartésiennes :

$$\Delta = \frac{\partial^2}{\partial x^2} + \frac{\partial^2}{\partial y^2} + \frac{\partial^2}{\partial z^2}$$

- en coordonnées cylindriques :

$$\Delta = \frac{\partial^2}{\partial \rho^2} + \frac{1}{\rho} \frac{\partial^2}{\partial \rho} + \frac{1}{\rho^2} \frac{\partial^2}{\partial \varphi^2} + \frac{\partial^2}{\partial z^2}$$

- en coordonnées sphériques :

$$\Delta = \frac{\partial^2}{\partial r^2} + \frac{2}{r} \frac{\partial}{\partial r} + \frac{1}{r^2} \Delta_{\Omega}$$

Avec :

$$E = \frac{1}{\sin\theta} \frac{\partial}{\partial\theta} \left(\sin\theta \frac{\partial}{\partial\theta} \right) + \frac{1}{\sin^2\theta} \frac{\partial^2}{\partial\varphi^2}$$

1.3.4 conditions aux limites :

dans tous les cas : des conditions aux limites du domaine. En pratique, ces dernières se présentent sous la forme d'une relation à vérifier faisant intervenir le flux et/ou sa dérivée par rapport à la normale. En général, le réacteur est constitué d'une ou plusieurs zones homogènes. On est alors amené à considérer l'équation de la diffusion dans chacune d'elles, avec des valeurs constantes de D et S_a , et à expliciter la continuité du flux et du courant aux interfaces entre deux zones 1 et 2 :

$$\phi_1 = \phi_2 \quad D_1 \frac{\partial}{\partial\phi_1} = D_2 \frac{\partial}{\partial\phi_2}$$

CHAPITRE 2 LE REACTEUR NUCLEAIRE NUR

Le réacteur NUR est un réacteur nucléaire thermique de recherche. Ces types de réacteurs sont principalement utilisés telles des sources de neutrons à des fins de Recherche et Développement (R&D) de la filière électronucléaire. Ils sont aussi utilisés pour des besoins de formation des personnels de l'industrie nucléaire toutes catégories confondues.

En raison de l'importance capitale du flux neutronique, notamment sa magnitude et son spectre neutronique, pour ce genre de réacteurs nucléaires ainsi que pour les activités qu'ils assurent ; une nouvelle configuration du cœur du réacteur nucléaire NUR dite « X – 1 » fut proposée en remplacement de l'originelle « IV – N » [1], laquelle fut proposée et implémentée par le constructeur INVAP[1] lors de la première atteinte de la criticité pour le réacteur NUR, afin d'optimiser le flux neutronique et son spectre de neutrons, en termes d'utilisations, au niveau de ses canaux expérimentaux de première importance.

La configuration « X – 1 » fut étudiée et démontrée comme étant conforme aux standards de sûreté en vigueur au niveau des installations du réacteur NUR (INVAP, 1989) [1]. Cette configuration tient essentiellement sur des optimisations judicieuses de la disposition du cœur conjointement avec l'amélioration des caractéristiques des blocs réflecteurs [1].

Le réacteur nucléaire NUR est un réacteur nucléaire de recherche de puissance nominale de 1 MWth, il est de type MTR – piscine (cuve) ouverte doté d'éléments combustibles de type LEU (Low Enriched Uranium). Son cœur est entouré à la fois de blocs réflecteurs en graphite et d'eau légère. Cette dernière fait simultanément office de caloporteur, modérateur et réflecteur. Afin de satisfaire des besoins de R&D, le réacteur est équipé avec plusieurs canaux d'irradiation tant bien verticaux qu'horizontaux (Voir Figure 1).

Pour ce qui est de son système de contrôle de réactivité ; il est composé de barres absorbantes à base d'alliage d'Ag-In-Cd : on distingue ainsi quatre barres de sûreté et contrôle (C1, C2, C3 et C4) en plus d'une seule barre de régulation fine (F) [1]. Le Réacteur de Recherche NUR est porté pour la première fois à la criticité le 23 mars 1989. En comparaison avec l'ancienne configuration, implémentée par le constructeur argentin

(configuration IV – N) (Voir Figure 2), la nouvelle configuration proposée pour le cœur du réacteur NUR (configuration X – 1) (Voir Figure 3.) se distingue par les points suivants :

- La présence d'une trappe centrale (position E – 7) avec un volume actif de 7 Cm × 8 Cm × 60 Cm.
- Le transfert de l'élément combustible initialement à la position E – 7 vers la position G – 9.
- L'adjonction d'un nouvel élément combustible frais à la position G – 9 et finalement ;
- L'augmentation du nombre de blocs réflecteurs en graphite de 8 à 15 éléments [1].

Ainsi ; dans tous les calculs neutroniques du cœur du réacteur NUR à entreprendre seulement et uniquement la configuration X – 1 est prise en considération, l'implication de cette configuration est d'autant plus accentuée par rapport au calcul global du cœur. Pour ce qui est des caractéristiques techniques des éléments combustibles et des éléments de contrôle, elles sont présentées dans le tableau suivant (Voir Tableau).

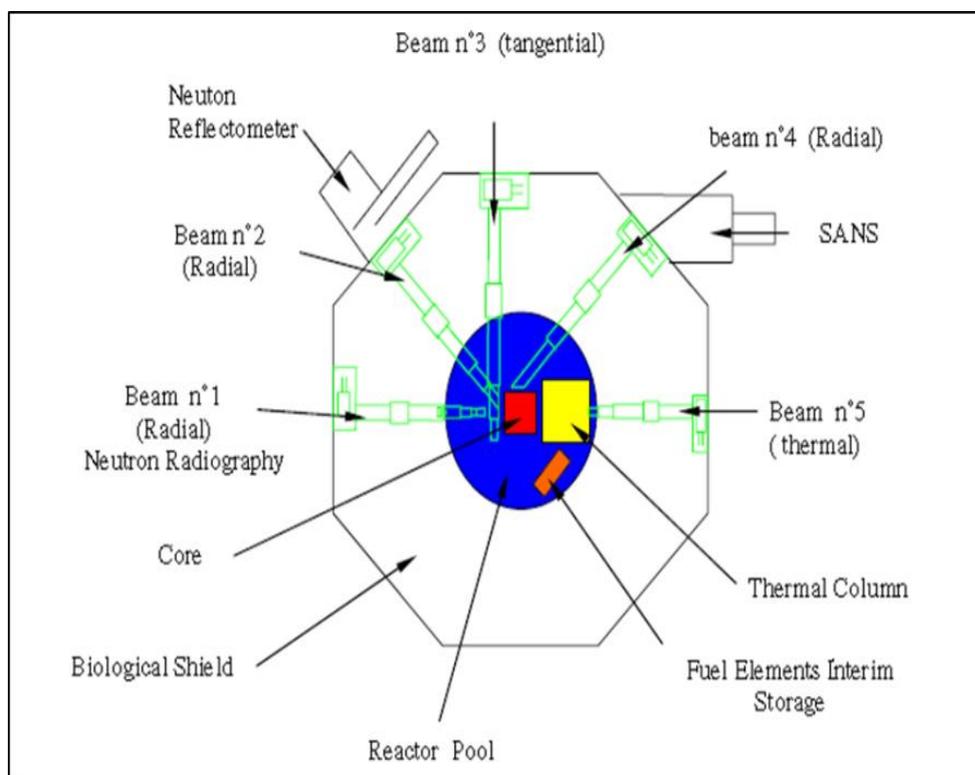


Figure 1 : Coupe Transversale du Réacteur NUR[1].

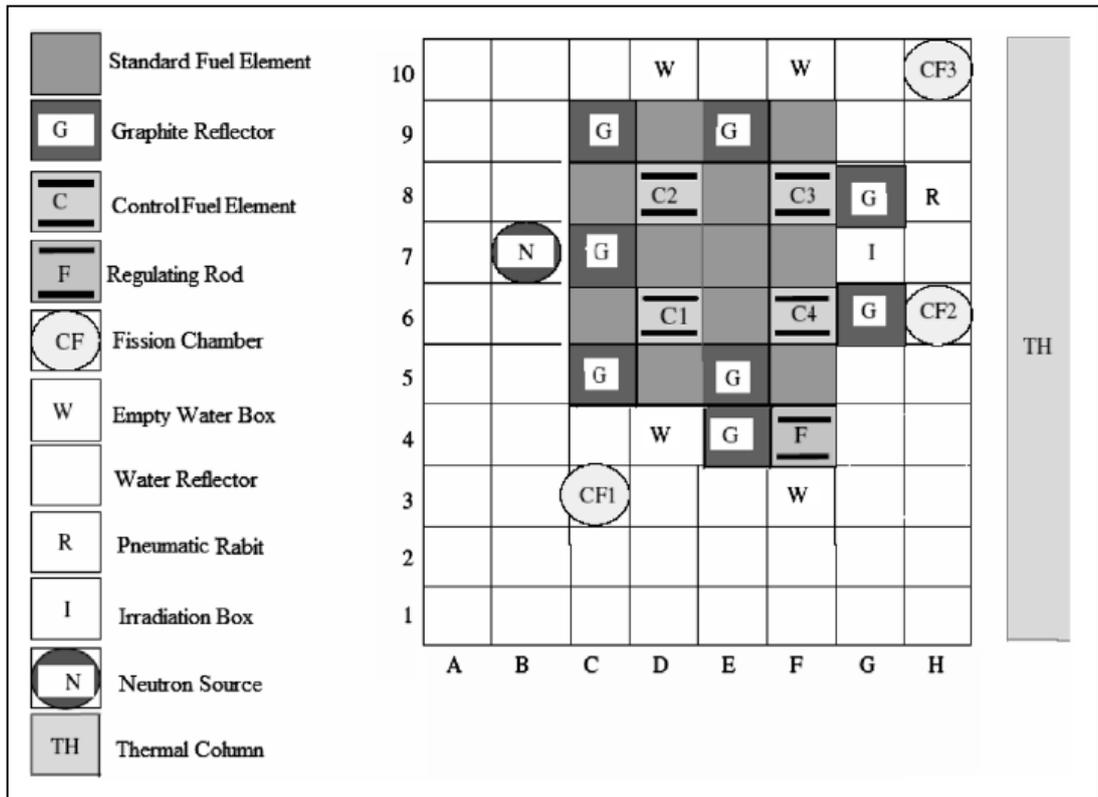


Figure 2 : Configuration IV_N du Réacteur NUR[1].

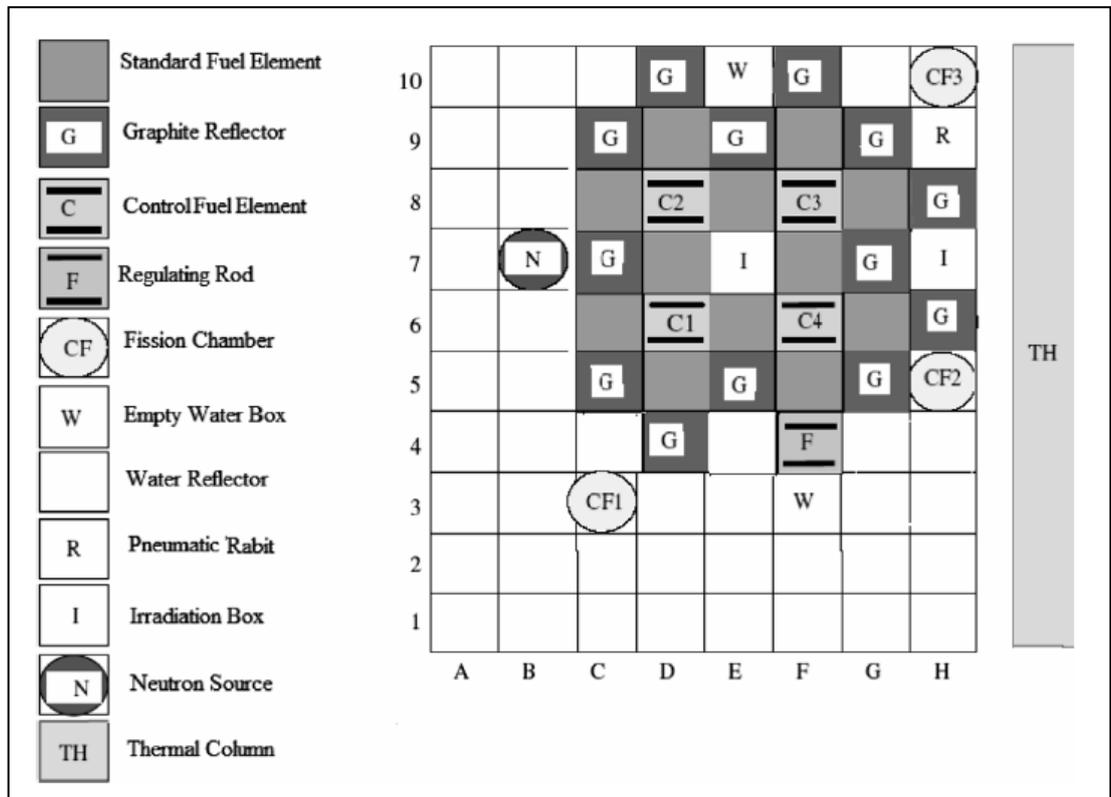


Figure 3 : Configuration X_1 du Réacteur NUR[1].

NUR fuel elements Main Data	
Standard fuel element (SFE)	
Fuel type	U3O8-Al
Enrichment	20%
Uranium density in the meat	2.96 g/cc
Average U-235 plate content	76.5 g
Void fraction in the meat	10%
U3O8 density	8.1 g/cc
Uranium weight fraction in the U3O8	0.8477
Al density	2.7 g/cc
Number of fuel plates	19
Plate thickness	0.150 cm
Meat thickness	0.070 cm
Clad thickness	0.040 cm
Water channel thickness	0.270 cm
Meat width	6.0 cm
Meat height (or active height)	61.5 cm
Frame thickness	0.45 cm
Inner distance between frames	6.7 cm
Frame length	8.01 cm
Structural material (frames and clads)	Al-6061
Control fuel element (CFE)	
Fuel plate	Same as SFE
Number of fuel plates	14
Water channel thickness	Same as SFE
Frame thickness	0.45 cm
Inner distance between frames	6.7 cm
Frame length	8.01 cm
Absorber material	Ag-In-Cd (80%, 15%, 5%)
Clad material for absorber	ANSI 316
Material gap within the absorber	He
Guide plates material	Al-6061
Grid dimensions	7.7 cm × 8.1 cm

Tableau 2 : Principaux Donnée du Combustible Nucléaire du Réacteur NUR
[1]

CHAPITRE 3 CALCULS & DEVELOPPEMENTS

Tous les calculs et développements ont été effectués par rapport aux objectifs et questions de recherche susmentionnés dans le cadre de la configuration X – 1.

3.1 Reformulation des objectifs et questions de recherche

Dans le cadre de ce protocole de recherche il est question de deux objectifs de synthèse dans les limites d'un objectif global.

- Objectif global : effectuer l'étude neutronique (concepts, études et analyses), pour ce qui est des paramètres pris en considération, d'un cœur de réacteur nucléaire (notamment NUR) par le biais de moyens de calcul logiciels en particulier le package logiciel MTR_PC.
- Objectif spécifique 1 : engager le processus de l'objectif global du début jusqu'à la fin sans corrections apportés aux paramètres intrinsèques des éléments du cœur lesquels sont dits à caractère fortement absorbant (l'élément Ag-Cd-In dans la cellule CFE).
- Objectif spécifique 2 : engager le processus de l'objectif global du début jusqu'à la fin avec apport de corrections par le biais des coefficients de Blackness Alpha et Béta (α , β).

L'issue finale portera sur une étude comparative des résultats obtenus.

3.2 Calculs neutroniques francs du cœur du réacteur nucléaire NUR

Le cœur du réacteur nucléaire NUR [1] est appréhendé sur la base d'une approche élémentaire qui est encore d'actualité malgré l'existence d'outils logiciels qui permettent d'effectuer l'étude neutronique d'un cœur donné en un seul temps. Ainsi ; les calculs neutroniques entrepris du réacteur NUR sont effectués en deux temps, calculs d'assemblages (cellules) et calcul global, ces deux étapes sont liées dans le cadre d'un processus séquentiel par une étape intermédiaire de génération de constantes de groupes (MGC).

3.2.1 Calculs assemblages

Quoiqu'en apparence le cœur du réacteur NUR dans sa configuration X – 1 (Voir Figure 3) apparaît comme étant extrêmement complexe et hétérogène toute fois ; une prise en considération spécifique de certaines régions délimitées dans le réseau réacteur met en évidence une périodicité (redondance) de certaines formes géométriques identiques (tant bien en forme qu'en composition matériel). Ces dernières sont occupées par des assemblages constituant le réseau du cœur du réacteur.

Dans le réacteur NUR on peut distinguer deux types d'assemblages[1] :

- Assemblages combustibles qui à leurs tour se divisent en deux types : l'assemblage combustible standard (SFE) et l'assemblage combustible de contrôle (CFE).
- Assemblages non combustibles. Ceux-là constituent tout type d'assemblage ne contenant pas du combustible nucléaire tel les blocs graphite, les blocs eau modérateurs, les blocs eau réflecteurs, chambre d'irradiation...etc.

Ainsi ; pour effectuer l'étude envisagée du cœur du réacteur NUR, notamment les calculs assemblages, seulement quelques assemblages représentatifs du cœur ont été considérés. Il s'agit de l'assemblage SFE, l'assemblage CFE (état 1 : lames absorbantes extraites, état 2 : lames absorbantes insérées), l'assemblage bloc eau réflecteur et enfin l'assemblage graphite, lesquels furent codés respectivement comme suit :

- SFE69
- CFE69O
- CFE69I
- HBOX69
- GRAC69

La procédure de calcul adoptée est basée principalement sur le module (code) WIMS[3] du package logiciel MTR_PC v3.0.

WIMS est un programme général de calculs cellules dans le réseau cœur du réacteur. Il se base principalement sur la théorie du transport pour le calcul du flux (scalaire) en fonction de l'énergie et de la position au sein de la cellule prise en considération [3].

Au cours de la progression dans le cadre d'un processus de calcul cellule par le biais du code WIMS, le traitement de l'argument énergie tend à devenir de plus en plus simple tandis que l'argument espace est appréhendé avec de plus en plus de détails. Conformément à cela ; WIMS effectue les calculs neutroniques cellules en deux étapes principales lesquelles sont suivies par les calculs de pertes, le calcul des taux de réactions et le calcul de l'épuisement du combustible. Ainsi ; dans un premier temps (étape 1) le spectre est calculé par rapport à un nombre limité de régions spatiales lesquelles constituent le concept de la cellule moyenne. On dénombre ainsi quatre régions distinctes dans la cellule moyenne, lesquels contiennent quatre matériaux différents indexés de 1 jusqu'à 4 respectivement depuis le centre vers la limite extérieure de cette cellule, de sorte que :

- Matériau avec indice +1 : combustible nucléaire,
- Matériau avec indice +2 : gaine combustible,

- Matériau avec indice +3 : caloporteur et éventuellement,
- Matériau avec indice +4 : modérateur.

Dans un second temps (étape 2); WIMS enchaîne par la routine du transport principale en se basant sur les constantes de groupes condensées (initialement les calculs ont été effectués à 69 groupes d'énergie) à l'issue de la première procédure pour ainsi résoudre l'équation du transport des neutrons et donc déterminer la distribution du flux dans la cellule prise en considération. Dans ce cadre, la structure géométrique est appréhendée avec plus de détails tandis que la variable énergie est grossièrement considérée. Pour cela ; WIMS offre plusieurs possibilités concernant la disposition géométrique et le schéma de résolution de l'équation du transport via des spécifications au niveau de la partie MAIN DATA de son input [3]. Ainsi ; toutes les éditions qui suivront la routine du transport principale seront en fonction de la structure de groupes ainsi spécifiées au niveau de l'input concernant la condensation et la routine principale.

Conformément à cette démarche ; les calculs cellules par rapport à tous les types de cellules identifiés dans le réacteur NUR[1], furent achevés selon le schéma suivant :

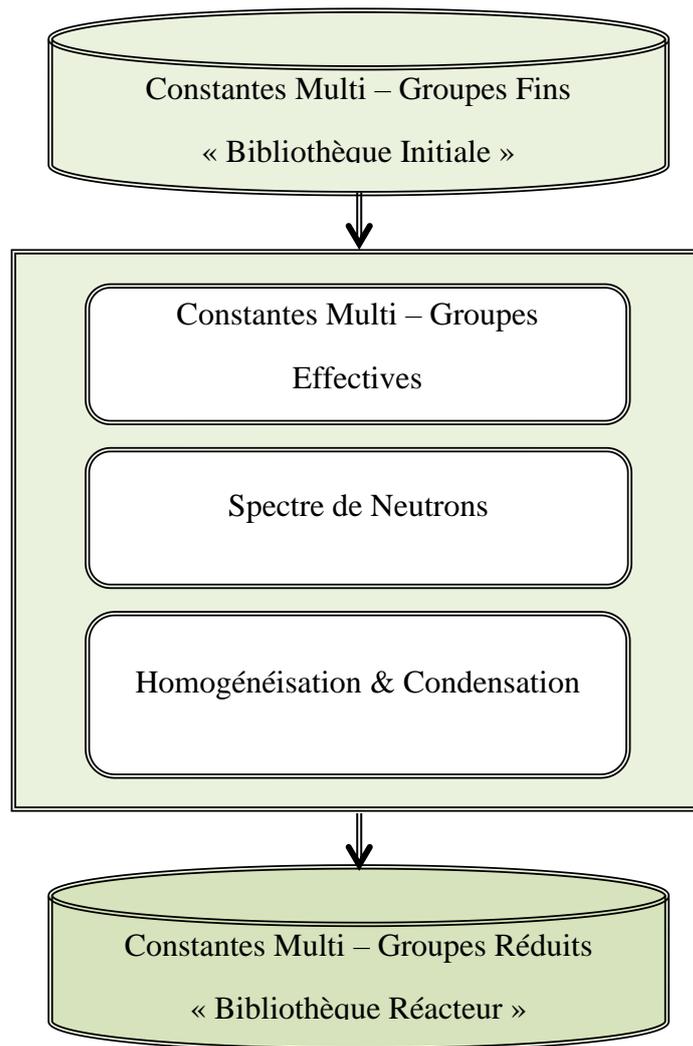


Figure 4: Déroulement d'un Calcul Assemblage.

Ainsi ; l'élément combustible standard SFE du réacteur NUR comporte 19 plaques combustibles tandis que l'élément combustible de contrôle CFE comporte quant à lui seulement 14 plaques combustibles et deux lames absorbantes bien encastrées dans l'assemblage CFE (Voir Figure 5).

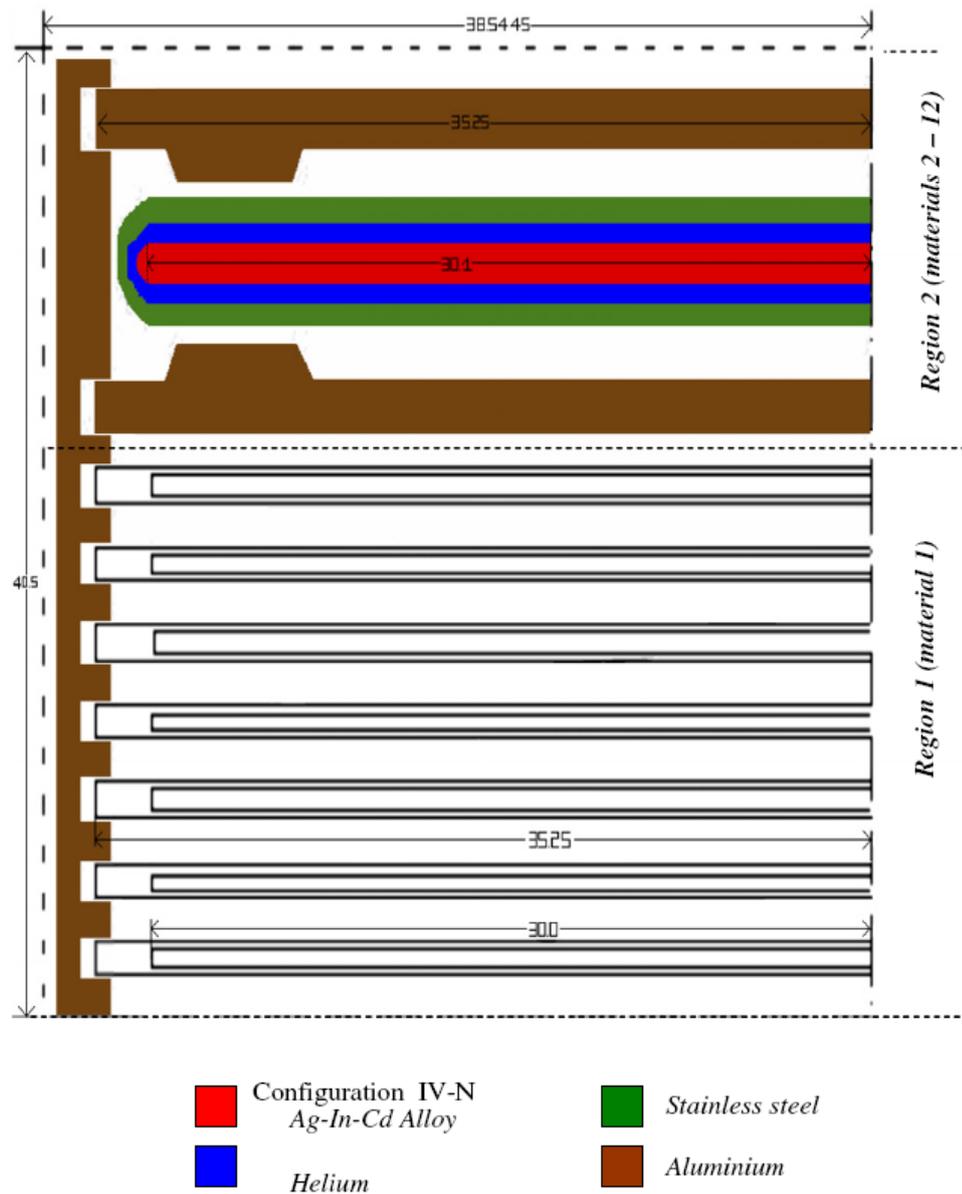


Figure 5 : 1/4 de l'élément CFE avec lame absorbante insérée[1].

3.2.2 Condensation et homogénéisations

Avant de finaliser par le calcul global du cœur du réacteur NUR où il est question du facteur de multiplication effectif, efficacité des éléments absorbants, distribution de flux et de puissance ... etc. Il y'a lieu de préparer les MGC et d'organiser le tout dans une bibliothèque destinée au calcul global en fonction de la disposition maintenue du cœur du réacteur pour ce calcul.

La structure de groupes adoptée pour l'homogénéisation est une structure à 5 groupes d'énergies [1] de sorte que :

Groupes Larges	1	2	3	4	5
Groupes Fins	5	15	45	57	69
Limites Energétique Droite	821 KeV	5.53KeV	0.625 eV	0.08eV	0eV

Tableau 3: Partition adoptée dans la structure de groupes WIMS pour la bibliothèque de sections efficaces macroscopique[1].

Ainsi ; chaque MGC (groupe de sections efficaces) est stocké dans un format adéquat sous une clé « Key » unique qu'on peut affecter à des régions données lors d'un calcul global. De cette façon ; plusieurs clés furent construites pour la configuration « X-1 »[1] du réacteur NUR. De ce fait ; les MGC francs et les MGC corrigés (voir la suite dans la progression) sont mis dans une même bibliothèque de clés. La bibliothèque franche d'MGCs pour le calcul global du réacteur NUR comporte ainsi 5 clés de sorte que :

<u>Library</u>	<u>Keys</u>	<u>Description</u>
Reactorbib	HBOX69	Eauxréflecteurs.
	CFE690	Cavités guides des lames absorbantes.
	GRAC69	Blocs graphite.
	SFE69	Elément SFE.
	ABSORBE11	Lames absorbantes.

Tableau 4 : Clés de la bibliothèque franche Destinée au calcul global.

3.2.3Calcul global

Le calcul global de la configuration du réacteur NUR prise en considération est engagé par le module (code) CITATION [4]du package logiciel MTR_PC.

CITATION est un code de calcul global qui peut prendre en charge tout le cœur ou bien juste une fraction déterminée par rapport à tous les dimensions de l'espace[4]. Ainsi ; il résout le problème des valeurs propres (à deux ou trois dimensions) pour la détermination du facteur de multiplication effectif : K-effectif, la distribution de flux et de puissance en plus des données du Burn-up à quelques groupes d'énergie.

Les données nucléaires nécessaires au calcul global sont prélevées de la bibliothèque d'MGC préparée à l'issue du calcul cellule (Voir Tableau). La structure à quelques groupes d'énergie est quant à elle conforme à la structure énergétique de cette même bibliothèque (Voir Tableau).

Le découpage cellule maintenu est conforme à la disposition matérielle du cœur en adéquation avec les Keys déjà préparés (Voir Figure 7). Ainsi ; deux études sont faite :

- Détermination du facteur de multiplication effectif K -effectif avec barres de contrôle totalement extraites.
- Atteinte progressif de criticité ($K_{eff}=1$) par la manipulation d'une seule barre de contrôle, la barre C4, pour une puissance de 1 Mégawatts (Voir Figure 3).

Dans le premier cas les calculs ont révélés un excès de réactivité (un assemblage Supercritique) dont il faut compenser par les insertions de barres de contrôle pour maintenir ou bien atteindre la criticité unité du cœur en fonctionnement stationnaire. Pour ce qui est du second cas ; une fois la barre C4 insérée, on peut distinguer les plans horizontaux suivant la direction Z comme le montre le schéma ci-dessous (Voir Figure 6):

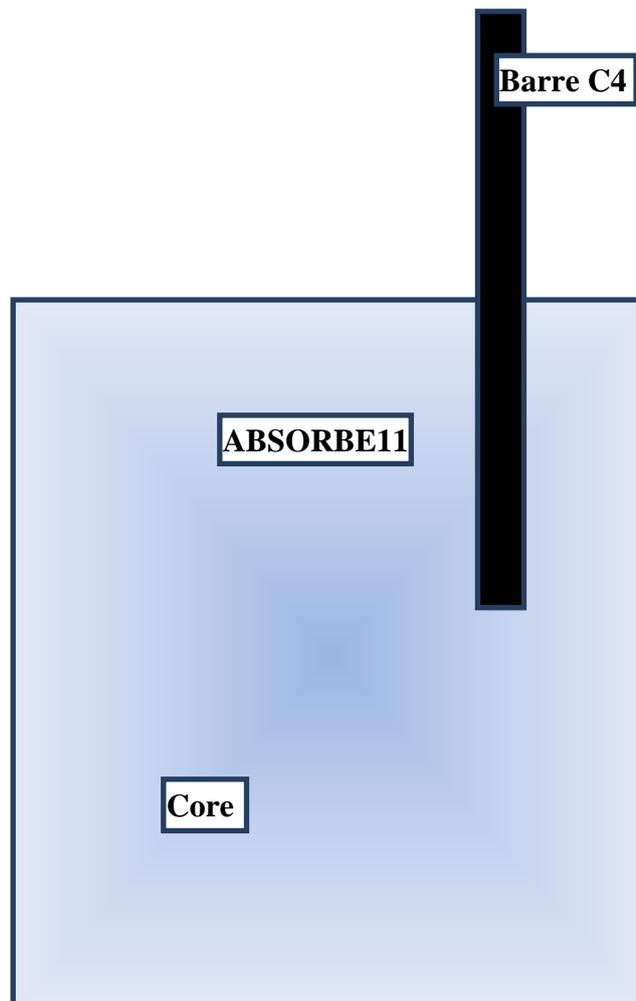


Figure 6 : Plans Suivant l'Axe Z Pour une Seule Barre Insérée.

H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H
H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	G
H	H	H	H	H	G	H	G	H	H	G
H	H	H	H	G	S	G	S	G	H	G
H	H	H	G	S	B	S	B	S	G	G
H	H	H	G	S	C	S	C	S	G	G
H	H	H	G	S	B	S	B	S	G	G
H	H	H	H	G	S	H	S	G	H	G
H	H	H	G	S	B	S	B	S	G	G
H	H	H	G	S	C	S	C	S	G	G
H	H	H	G	S	B	S	B	S	G	G
H	H	H	H	G	S	G	S	G	H	G
H	H	H	H	H	G	H	B	H	H	G
H	H	H	H	H	G	H	C	H	H	G
H	H	H	H	H	G	H	B	H	H	G
H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	G
H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	G
H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H

Figure 7 : Modèle Géométrique du Cœur du Réacteur Nucléaire NUR.

Blocs	Compositions
H	HBOX69.
G	GRAC69.
S	SFE69.
	ABSORBE11 V M1ABSORBE11 V M2ABSORBE11 VCFE69O.
C	SFE69.

Tableau 5 : Clés assignés aux zones du Cœur du Réacteur Nucléaire NUR.

3.3Calculs neutroniques corrigés du cœur du réacteur nucléaire NUR

Dans cette démarche le cœur du réacteur nucléaire NUR est appréhendé une fois les corrections de la théorie de Blackness[2]apportés aux éléments du cœur lesquels sont dits à caractère fortement absorbant dans le but d'une meilleure estimation de leurs comportements.

3.3.1Principe des corrections aux constantes de groupes

L'analyse neutronique du cœur du réacteur nucléaire hypothétique pris en considération est réalisée sur la base d'un schéma de calcul déterministe qui s'exécute en deux pas, le premier pas est les calculs cellules, le second est le calcul global. Ces deux pas sont liés par une procédure de préparations de constantes de groupes macroscopiques (MGC) à quelques groupes d'énergie. Ainsi le calcul global est un calcul de diffusion.

Toutefois ; en dépit des homogénéisations effectuées par rapport à des régions spécifiques (Cellules) identifiées dans le cœur du réacteur nucléaire hypothétique pris en considération dans le cadre de la première phase de calcul dite calcul cellules, il en demeure néanmoins que le cœur du réacteur reste un milieu relativement hétérogène. De cette façon ; l'utilisation de la simple théorie de diffusion est relativement inappropriée pour l'évaluation du comportement des lames (barres) de contrôle dans les réacteurs thermiques vu le caractère hautement absorbant des matériaux qui les composent. Toutefois ; une reconsidération des plaques absorbantes par le biais d'une paire souhaitées de conditions aux limites internes peut engendrée de bons résultats sur la base de calculs de diffusion. Ces conditions aux limites internes, α et β , ou bien « Coefficients de Blackness » dans le

d'atteindre une meilleure précision par rapport aux calculs du comportement des éléments de contrôle.

3.3.2 Correction analytique

Les corrections analytiques reposent sur la détermination des coefficients de Blackness α et β par le biais de leurs expressions analytiques respectives lesquelles sont issues de la résolution de l'équation de transport par rapport au model à trois régions (Voir Figure 8) dans le cadre de l'approximation $P_1[2]$ selon le schéma de calcul suivant (Voir Figure 9).

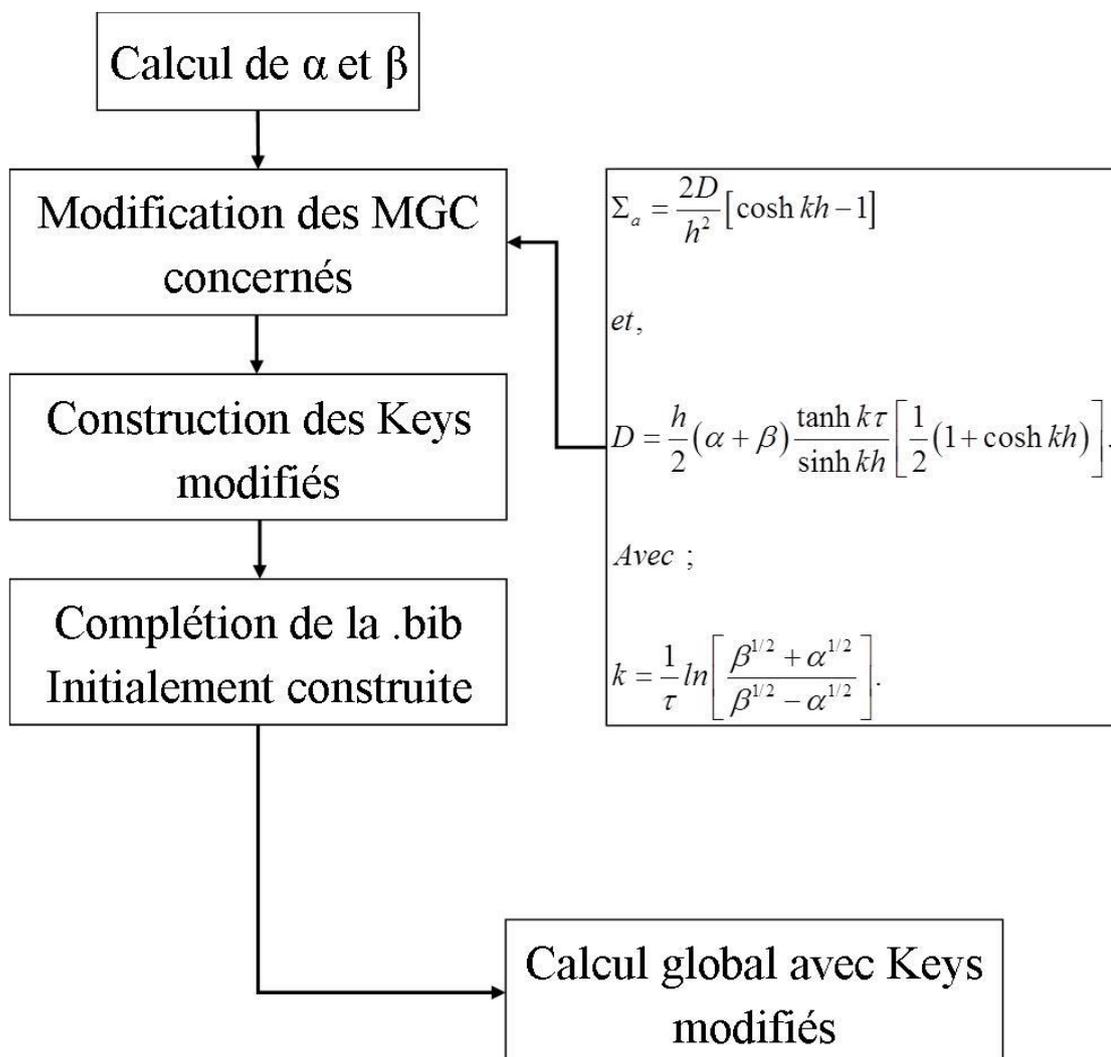


Figure 9 : Principe des Corrections aux MGC.

Ainsi ; pour un absorbant parfait (dirty \equiv perfectly black absorber, $\Sigma_a \rightarrow \infty$, $\Sigma_s = 0$) nous avons [2] :

$$\alpha = 0.4692 \frac{[1 - 2E_3(\Sigma_a \tau)]}{[1 + 3E_4(\Sigma_a \tau)]},$$

$$\beta = 0.4692 \frac{[1 + 2E_3(\Sigma_a \tau)]}{[1 - 3E_4(\Sigma_a \tau)]}. \quad (2)$$

Où :

Σ_a Ou bien Σ_{a0} : La section efficace macroscopique d'absorption non corrigée.

D_0 : Le coefficient de diffusion non corrigé.

τ : L'épaisseur de la lame de contrôle.

$E_n(x)$: La fonction exponentielle intégrale de l'ordre n .

Les Σ_a , pour chaque groupe large d'énergie, sont issues de l'étape ou bien du pas dit Calculs Cellules correspondant à la lame de contrôle ou bien au matériau absorbant.

De cette façon ; et d'après M. M. Bretscher et Stacy [2,5] les expressions analytiques des nouvelles MGC corrigées sont comme suit :

$$\Sigma_a = \frac{2D}{h^2} [\cosh kh - 1]$$

et,

$$D = \frac{h}{2} (\alpha + \beta) \frac{\tanh k\tau}{\sinh kh} \left[\frac{1}{2} (1 + \cosh kh) \right]. \quad (3)$$

Où,

$$k = \frac{1}{\tau} \ln \left[\frac{\beta^{1/2} + \alpha^{1/2}}{\beta^{1/2} - \alpha^{1/2}} \right] \quad (4)$$

Avec h est la largeur des mailles.

Ainsi ; tous les résultats obtenus sont dans les tableaux suivant :

	G1	G2	G3	G4	G5
α	4.53577E-04	2.86313E-03	1.03251E-01	3.80422E-01	4.43022E-01
β	6.45212E+02	1.01095E+02	2.38823E+00	5.81345E-01	4.97125E-01

Tableau 6 : MGC Issus des Corrections Théoriques ou bien Analytiques.

Une fois les corrections aux groupes de MGC apportées nous avons constaté ce qui suit :

- Les corrections opérées par le biais de la théorie de Blackness n’ont pas eu un impact significatif sur les sections efficaces d’absorption pour les groupes rapide G1 et G2 ce qui est en phase avec ce qui avancé par la référence [2].

Ce sont là les MGC issues de la correction analytique, ils sont plus ou moins précis vue l’ordre de diffusion limité à un, ils ont été assignés à la clé M1ABSORBE11. Avec un calcul un plus élaboré on peut aller dans le cadre de cette même philosophie à l’ordre 3 et même à l’ordre 5 [2].

3.3.3 Correction numérique

La correction numérique repose sur le calcul direct des coefficients de Blackness α et β en se basant uniquement sur leurs expressions analytiques respectifs (Voir § 4.3.1). Pour cela il est question de déterminer les flux et les courants aux extrémités gauche et droite de la lame absorbante par le biais d’un code de transport.

Pour ce faire, nous avons adopté le module ANISN [6] du package logiciel MTR_PC.

ANISN est un code de transport ne prenant en charge qu’une seule dimension[6], il résout par ainsi l’équation du transport des neutrons par la méthode des ordonnées discrètes S_N dans un milieu anisotrope[4]. Cela permet d’atteindre une précision meilleure que par les codes à milieux isotropes. ANISN est surtout utilisé dans les calculs de blindage. En pratique seulement un nombre fini et limité de directions est requis.

Ainsi ; les principales données nécessaires au fonctionnement d’ANISN sont[6] :

- La dimension physique du problème.
- La composition isotopique en termes de densités atomiques.
- Le modèle géométrique du problème.
- Les conditions aux limites.

Et sur tout ; les bibliothèques (.bib) de données nucléaires pour toute la dimension isotopique du problème. Ces .bib sont dite d'ordres supérieurs, elles contiennent (n+1) tables de XS (Sections Efficaces) pour chaque isotopes pour l'ordre de diffusion adopté n : S_n . la bibliothèque de données nucléaire a été construite sur la base du code NJOY pour toute la dimension isotopique du modèle adopté pour la configuration X-1 du cœur.

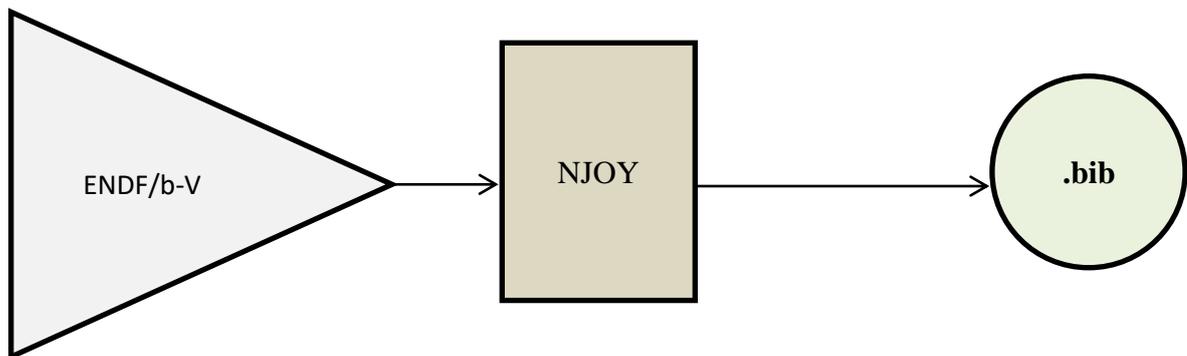


Figure 10 : Processus de construction de la bibliothèque de données nucléaires.

Ainsi ; la composition matérielle du modèle se présente comme suit :

N°	Matériau	Composition Chimique		Composition Isotopique
1	HOMOG.FUEL	U ₃ O ₈ Al		U235
		H ₂ O		U238
		-		H
		-		O
		Al	96.85%	Al
		Si	00.80%	Si
		Fe	00.10%	Fe
		Cu	00.40%	Cu
		Mn	00.15%	Mn
		Mg	01.20%	Mg
Cr	00.35%	Cr		
Zn	00.00%	Zn		
Ti	00.15%	Ti		
2	H ₂ O	H ₂ O		H
				O
3	Al* CLAD	Al	96.85%	Al
		Si	00.80%	Si
		Fe	00.10%	Fe
		Cu	00.40%	Cu
		Mn	00.15%	Mn

* Le matériau Al fait référence à l'alliage Al 6061 partout où il figure dans le tableau ainsi que dans le problème sauf pour l'U₃O₈Al où il s'agit du nuclide proprement dit.

		Mg Cr Zn Ti	01.20% 00.35% 00.00% 00.15%	Mg Cr Zn Ti
4	MEAT	U ₃ O ₈ Al		U235 U238 O Al
5	Al CLAD	Al Si Fe Cu Mn Mg Cr Zn Ti	96.85% 00.80% 00.10% 00.40% 00.15% 01.20% 00.35% 00.00% 00.15%	Al Si Fe Cu Mn Mg Cr Zn Ti
6	H2O	H ₂ O		H O
7	H2O	H ₂ O		H O
8	Al	Al Si Fe Cu Mn Mg Cr Zn Ti	96.85% 00.80% 00.10% 00.40% 00.15% 01.20% 00.35% 00.00% 00.15%	Al Si Fe Cu Mn Mg Cr Zn Ti
9	H2O	H ₂ O		H O
10	SS AISI 316	Fe C N Cr Ni Mo Si Mn P S	61.995% 00.080% 00.100% 18.000% 14.000% 03.000% 00.750% 00.020% 00.045% 00.030%	Fe C N Cr Ni Mo Si Mn P S
11	He	He		He
12	Ag-In-Cd	Ag In Cd	90.00% 15.00% 10.00%	Ag In Cd

Tableau 7 : Composition Matériel du Modèle[1].

De cette façon la dimension isotopique du problème est :

$$Isotopes\ Set = \left\{ \begin{array}{l} H, He, C, N, O, Mg, Al, Si, P, S, Ti, Cr, Mn, Fe, Ni, Cu, Mo, Ag107, \\ Ag109, Cd, In, U235, U238 \end{array} \right\} \quad (5)$$

Ils sont ordonnés selon le tableau périodique des éléments. Leurs caractéristiques sont présentées dans le tableau suivant (Voir Tableau) :

N°	Eléments	Nomenclature	Z	Masses Atomiques (u.m.a)	Densités ρ_i (g/Cm ³)
1	H	Hydrogène	1	1.00794	0,0899E-3
2	He	Hélium	2	4.002602	0,1785E-3
3	C	Carbone	6	12.0107	2.26
4	N	Azote	7	14.0067	1.251E-3
5	O	Oxygène	8	15.9994	1,42763E-3
6	Mg	Magnésium	12	24.305	1.738
7	Al	Aluminium	13	26.981538	2.7
8	Si	Silicium	14	28.0855	2.33
9	P	Phosphore	15	30.973761	1.823
10	S	Soufre	16	32.065	1.96
11	Ti	Titane	22	47.867	4.507
12	Cr	Chrome	24	51.9961	7.14
13	Mn	Manganèse	25	54.938049	7.47
14	Fe	Fer	26	55.845	7.874
15	Ni	Nickel	28	58.6934	8.908
16	Cu	Cuivre	29	63.546	8.92
17	Mo	Molybdène	42	95.94	10.28
18	Ag	Argent	47	107.8682	10.49
19	Cd	Cadmium	48	112.411	8.65
20	In	Indium	49	114.818	7.31
21	²³⁵ U	Uranium	92	-	0,7202 % de l'U Nat
22	²³⁸ U	Uranium	92	-	99,274 % de l'U Nat
23	Al 6061	Alliage	-	-	2.70
24	U ₃ O ₈	Molécule	-	-	2.96
25	UNat	-	-	238.02891	19.05

Tableau 8 : Densités et Masses Atomiques Pour les Principaux Isotopes du Modèle.

Le modèle géométrique adopté pour ANISN est comme suit (Voir Figure 11) :

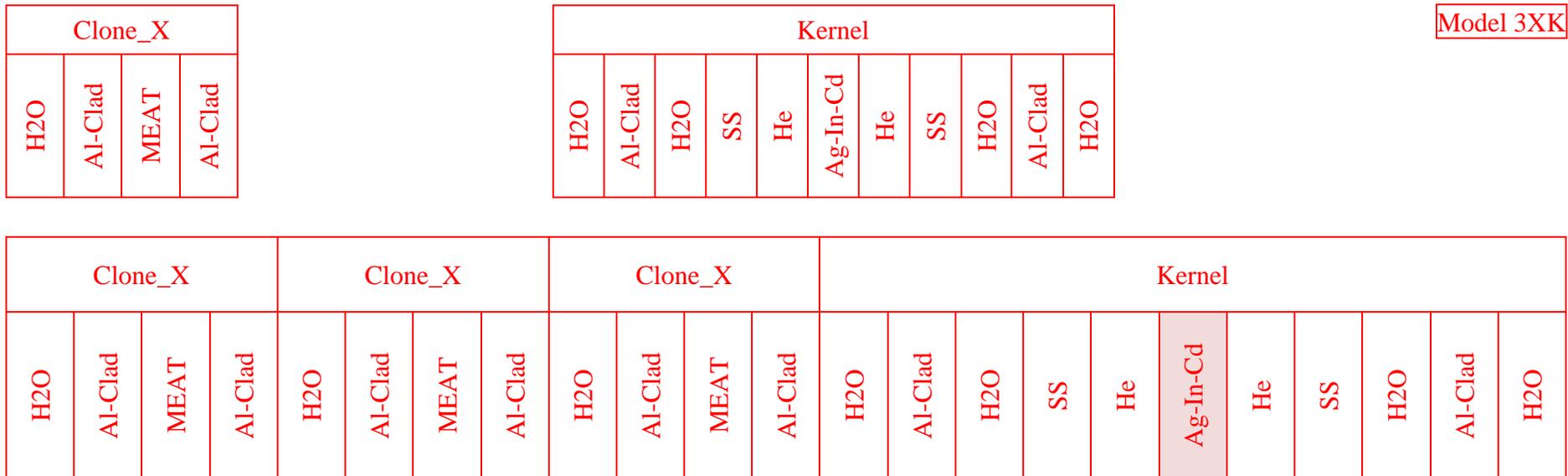


Figure 11 : Le modèle géométrique adopté pour ANISN.

Cell Code
x*Clone_X
Kernel
X=3

Ainsi ; l'ensemble des résultats obtenus pour ce qui est du modèle réel se présentent comme suit :

	G1	G2	G3	G4	G5
α	3.20969E-01	3.38195E-01	1.77943E-01	1.71053E-01	1.44963E-01
β	Non Défini	1.91243E-01	7.67838E-01	8.53632E-01	1.17989E+00

Tableau 9 : Coefficients de Blackness Pour les Corrections Numériques.

De cette façon ; les constats suivants furent prélevés :

- Pour le groupe G1, le coefficient Béta est non défini. Cela est dû au fait que le flux et le courant à l'entrée de la lame absorbante sont quasiment identiques à ceux prélevés à la sortie.
- Pour ce qui est du coefficient Alpha on ne remarque pas cette singularité, et cela est principalement dû à son expression qui se traduit par la somme des conditions aux limites et non pas la soustraction.
- Pour le groupe G2 la même remarque est valable, toutefois les singularités n'apparaissent pas au niveau des coefficients Alpha et Béta mais au niveau du paramètre intermédiaire $k = \frac{1}{\tau} \ln \left[\frac{\beta^{1/2} + \alpha^{1/2}}{\beta^{1/2} - \alpha^{1/2}} \right]$ [2].
- Pour les groupes G3, G4 et G5 la théorie de Blackness a donnée des valeurs acceptables.

Ainsi ; ceci confirme le constat que nous avons prélevé lors des calculs effectués pour les corrections théoriques ou bien analytiques, qui fait état de la non validité de la théorie de Blackness pour les groupes G1 et G2 (représentatifs de la gamme rapide). Cela est principalement dû aux très faibles sections efficaces d'absorption du milieu absorbant par rapport à ce type de neutrons, ce qui exprime un très grand libre parcours moyen de ces derniers dans cette gamme d'énergie par rapport à la lame absorbante surtout avec les épaisseurs faibles ; ce qui se traduit par des conditions aux limites quasiment identiques et par conséquent non nécessité au recourt à la théorie de Blackness.

3.3.4 Complétion de la bibliothèque de MGC

À partir des données corrigées, nous avons construit deux nouvelles clés pour l'élément absorbant : M1ABSORBE11 pour la modification théorique ou bien analytique et M2ABSORBE11 pour ce qui est de la modification numérique .Le principe de cette construction repose sur le fait de remplacer les données francs de l'élément absorbant dans tantôt par les données analytiques et tantôt par les données numérique issus respectivement du calcul analytique et numérique des coefficients de Blackness, ensuite de continuer le processus de construction et d'implémentation dans la bibliothèque tel qu'il a été expliqué

précédemment. Avec les trois clés ainsi construites pour l'élément absorbant nous avons effectué trois calculs du cœur pour observer l'incidence de ces modifications apportés sur l'estimation des paramètres du cœur (Voir Tableau).

3.3.5 Efficacités des lames (barres) de contrôle

Pour avoir une idée sur la fiabilité ou bien la consistance des calculs effectués et des résultats adoptés pour mieux évaluer le comportement des barres de contrôle. Nous avons effectué une dernière étude qui concerne la détermination des efficacités (en réactivité) pour toutes les barres de contrôle (C1, C2, C3, C4 et F). Les calculs du cœur moyennant CITATION ont été effectués à trois dimensions pour les différents modèles du matériau absorbant ; autrement dit, avec la clé franche (sans corrections) ABSORBE11 ainsi qu'avec les clés corrigés par la théorie de Blackness de façon analytique et de façon numérique, respectivement les clés M1ABSORBE11 et M2ABSORBE11. Enfin ; nous avons comparé les résultats obtenus avec ceux de B. Meftah et al. et ceux issus des mesures empiriques[1].

La détermination de l'efficacité (en réactivité) pour une barre de contrôle bien déterminée repose sur la détermination du facteur de multiplication K-eff du cœur du réacteur nucléaire NUR pour deux configurations différentes :

- Un calcul global avec la barre complètement extraite.
- Un calcul global avec la barre complètement insérée.

L'efficacité ε [8] de la barre est donnée par la relation :

$$\varepsilon = \frac{1}{k - eff_0} - \frac{1}{k - eff} \quad (6)$$

Où ;

- $k - eff_0$: est le facteur de multiplication effectif lorsque la barre est complètement extraite.

- $k - eff$: est le facteur de multiplication effectif lorsque la barre est complètement insérée.

Les résultats obtenus sont dans le tableau suivant :

Barre	Efficacités [\$] Sans Modifications	Efficacités [\$] Avec Modifications Analytique	Efficacités [\$] Avec Modifications Numériques	Efficacités [\$] Mesurées	Efficacités [\$] B. Meftah & Al.
C1	3.75	2.88	2.78	4.54	4.78
C2	3.55	2.74	2.64	4.37	4.52
C3	4.08	3.09	2.99	4.37	4.61
C4	4.38	3.31	3.19	4.74	4.99
F	0.73	0.63	0.57	0.95	0.56

Tableau 10: Efficacités des Barres de Contrôle du Réacteur Nucléaire NUR.

D'une part ; on remarque que les résultats non corrigés sont plus proches à ceux de la mesure que les résultats corrigés.

D'autre parts ; les résultats corrigés sont proche les uns des autres, cela témoigne de la consistance de la démarche numérique.

En effet ; dans cette dernière on peut recenser plusieurs sources d'erreurs depuis la génération des données nucléaires jusqu'au résultat final : les clés de MGC, et au-delà vers le coefficient de multiplication et la distribution du flux...etc. Toutefois ; ces résultats ne sont pas pleinement en concordance avec les résultats de B. Meftah et al. et ceux issus des mesures empiriques [1] pour les groupes rapides, cet écart peut trouver son origine dans ce qui suit :

- La non convenance d'introduire les corrections pour les coefficients de Blackness pour le groupe G3. En effet ; B. Meftah et al. ont opéré la modification ou bien la correction seulement pour les groupes G4 et G5 alors que nous avons opéré les corrections pour les groupes G3, G4 et G5.
- Le modèle géométrique adopté pour la configuration X-1 du réacteur NUR.
- L'ensemble réduit de types d'assemblages que nous avons adopté pour le calcul cellules qui rend notre étude par rapport à une configuration simplifiée ; alors que B. Meftah et al. ont adopté une modélisation encore plus détaillée.

- La validation des données nucléaires obtenues dans l'étape ANISN par rapport à un benchmark.
- La non convenance de la modélisation géométrique adoptée depuis le volumique vers le linéique, et l'écart de quelques paramètres physiques de la réalité technique du problème.

Ainsi soit-il ; cette étude est très prometteuse. L'implémentation du processus de calcul depuis la préparation des données nucléaires jusqu'aux calculs finaux fut d'une complexité ardue qui n'a laissé de terrain à la post implémentation : modélisations en série jusqu'à atteinte de la convergence (résultats théorique) – (résultats empirique). La démarche étant instaurée ; demeure il, à prendre encore plus en détail les différents paramètres de première importance dans le processus de calcul surtout pour ce qui est de la préparation des données nucléaires et les modélisations géométriques du cœur et de ces différents assemblages pour pouvoir atteindre une conformité adéquate (suffisamment précise) entre les résultats de calcul et les mesures empiriques.

CONCLUSION

Ce Projet a pour but l'apprentissage (initiation) des concepts élémentaires et des rudiments des calculs et d'analyses des réacteurs nucléaires en général et ceux du type MTR en particulier. Il s'agit d'une projection des connaissances théoriques acquises sur un cas de grandeur nature en l'occurrence le réacteur nucléaire NUR. La vérification des termes du but susmentionné repose sur la détermination des paramètres clés (k -eff, efficacités des éléments absorbants, distribution du flux, distribution des puissances ... etc.) du réacteur NUR moyennant un calcul du cœur qui repose sur un processus dit de base, pour ensuite chercher à améliorer ces derniers par une meilleure prédiction du comportement des barres de contrôle (éléments du cœur à caractère fortement absorbant) par l'introduction de deux coefficients dans leurs modélisations lesquels sont issues de la théorie de Blackness.

De cette façon ; dans les limites de cette démarche il a été question d'acquérir les connaissances théoriques rudimentaires en relation avec les calculs et analyses neutroniques du cœur par une recherche bibliographique appropriée, cela avait aussi comme objectif de bien appréhender les codes de calcul destinés à cet effet.

Pour ce qui est des calculs neutroniques proprement dits ; les paramètres neutroniques clés du cœur ont été déterminés par des calculs neutroniques en deux temps. En premier lieu les calculs assemblages lesquels furent suivis en second lieu par un calcul global du cœur. Entre ces deux temps il y'a eu une étape de construction de la bibliothèque des MGC, il s'agit là des sections efficaces macroscopiques ainsi que d'autres données nécessaires au calcul global. Pour pouvoir mieux appréhender le comportement des éléments à caractère fortement absorbant il a fallu calculer les deux coefficients Alpha et Beta nécessaires à cette opération lesquels sont issus de la théorie de Blackness. Deux approches furent adoptées pour les calculer, l'approche purement théorique moyennant des calculs analytiques et l'approche numérique moyennant un code de transport. Pour cette dernière nous avons observé une expansion latérale par rapport au sens de progression sur le théâtre d'opérations, laquelle vise à l'acquisition des données et des moyens de calcul (complétion des prérequis logistiques). Cette expansion est principalement concernée par la préparation et le formatage des données nucléaires depuis les fichiers sources ENDF jusqu'au fichier final destiné au calcul de transport, une bibliothèque d'ordre supérieurs destinée à la méthode S_n fut ainsi construite. Moyennant ces deux coefficients la bibliothèque de MGC

fut complétée et le calcul global du cœur du réacteur NUR reproduit pour les deux options de la correction.

En fin ; un calcul des efficacités des barre de contrôle fut opéré pour le cas sans corrections et les deux options (numérique et théorique) de la correction de Blackness pour ce qui est du comportement de ces barres. Une étude comparative entre les résultats ainsi obtenus et ceux de B. Meftah et al., ainsi que ceux issus des mesures empiriques est exaucée.

Ainsi ; pour ce qui est des résultats obtenus ; nous avons observé un décalage entre les valeurs des paramètres clés du cœur du réacteur NUR entre les calculs directes et les calculs corrigés, toutefois les résultats des deux options de la correction furent proche les uns des autres ce qui met en avant la consistance de l'approche numérique de correction qui est très complexe et donc origine de plusieurs sources potentielles d'erreurs. D'autres parts ; les calculs ont démontrés la non validité de la théorie de Blackness pour ce qui est des groupes énergétiques rapides, l'utilisation de cette théorie pour le groupe epithermique est conditionnée par l'épaisseur des barres de contrôle absorbantes : pour les barres de faible épaisseur pas besoin d'effectuer les corrections de Blackness, cependant cette théorie est tout-à-fait convenable pour ce qui est des groupes thermiques ainsi elle est destinée pour la correction du comportement des barres de contrôle principalement dans la gamme thermique et pour les réacteurs thermiques, ceci met en évidence les conditions d'opération de ces barres par rapport à la gamme de neutrons visés par les absorptions (à des fins de régulation ou bien de Shut Down) dans les réacteurs thermiques. Dans l'étude des réacteurs rapides la théorie de Blackness n'a aucun lieu d'exister.

Finalement ; les résultats relevés pour les efficacités des barres de contrôle furent relativement décalés par rapport aux résultats de B. Meftah et al., ainsi qu'à ceux issus des mesures empiriques. Cela peut trouver explication dans le modèle géométrique simplifié retenu pour le cœur du réacteur NUR, en effet seulement les assemblages essentiels du cœur furent considérés dans les calculs cellules. Une autre source d'erreurs peut résidée dans la validation par rapport à un benchmark de la bibliothèque des données nucléaires construite. Et avec un degré moindre la modélisation géométrique de la colonne thermique. Toutefois les valeurs numériques des paramètres techniques d'ingénierie peuvent fort probablement être une source potentielle d'erreurs.

En fin ; ce Projet consistant a pris une envergure qui s'est étalée depuis la préparation des données nucléaires jusqu'à l'obtention des paramètres clés du cœur du réacteur nucléaire NUR par le biais de divers calculs neutroniques. Dans les limites de cette démarche ; nous avons pu effectuer les calculs cellules pour divers assemblages du cœur, la préparation des MGC destinées au calcul global du cœur, le calcul global du cœur, la préparation de la bibliothèque de données nucléaires laquelle est d'ordre supérieur qui est destinée aux calculs du transport, ainsi que la vérification avec succès du domaine de validité de la théorie de Blackness, le tout fut couronné par une étude des efficacités de toutes les barres de contrôle.

Par ainsi tous les termes du Projet, préalablement fixés, furent vérifiés avec succès. Demeure-t-il de bien appréhender les sources d'erreurs dans ce genre de processus de calcul très complexe en vue d'exaucer ou bien d'atteindre la convergence (avec un degré adéquat de précision) entre les résultats des calculs et les résultats effectifs issus des mesures empiriques.

APPENDICE A
LISTE DES SYMBOLES

Keff	:	Le Facteur de Multiplication
MTR	:	Material Testing Reactor.
R&D	:	Recherche et Développement.
LEU	:	Low Enriched Uranium.
SFE	:	Standard fuel element.
CFE	:	Control fuel element.
MGC	:	Multi Group Constants.
XS	:	Sections Efficaces.
ENDF	:	Evaluated Nuclear Data File.
.bib	:	Bibliothèque.
G _i	:	Groupei.

BIBLIOGRAPHIE

- [1] T. Zidi, A. Bousbia-Salah B. Meftah, "Neutron flux optimization in irradiation channels at NUR research reactor," *Annals of Nuclear Energy*, pp. 1164–1175, 33 (2006).
- [2] M. M. Bretscher, "BLACKNESS COEFFICIENTS, EFFECTIVE DIFFUSION PARAMETERS, AND CONTROL ROD WORTHS FOR THERMAL REACTORS - METHODS," Argonne, Illinois, 1984.
- [3] "WIMS-D4, Winfrith Improved Multigroup Scheme Code System," 1991.
- [4] "CITATION-LDI 2, Nuclear Reactor Core Analysis Code System," 1999.
- [5] Louis J. Hamilton James J. Deuderstadt, *Nuclear Reactor Analysis*. New York, London, Sydney, Toronto: JOHN WILEY & SONS, Inc., 1976.
- [6] Weston M. Stacey, *NUCLEAR REACTOR PHYSICS*. New York, Chichester, Weinheim, Brisbane, Singapore, Toront: JOHN WILEY & SONS, INC, 2001.
- [7] "ANISN-PC, Multigroup One-Dimensional Discrete Ordinates, Transport Code System with Anisotropic Scattering," 1994.
- [8] Anthony J. Baratta John R. Lamarsh, *Introduction to Nuclear Reactor Theory*. New Jersey: Prentice-Hall, Inc., 2001.
- [9] Alain Hébert, *Applied Reactor Physics*. Québec, Canada : Presses internationales Polytechnique, 2009.
- [10] A. Halilou, F. Letaim, S. Mazidi, M.Y. Mokeddem, F. Zeggar B. Meftah, "BURNUR.SYS: A 2-D code system for NUR research reactor burn up analysis," *Annals of Nuclear Energy*, pp. 591–600, 35 (2008).