

République algérienne démocratique et populaire
Ministère de l'enseignement supérieur et de la recherche scientifique
Université Saad Dahleb Blida 1



Faculté des sciences
Département de physique

Mémoire de fin d'étude
Pour l'obtention du diplôme de Master en Physique

Option : **Physique des rayonnements**

Thème :

**Recherche et étude de configurations adéquates de cœur
du réacteur NUR pour la technique BNCT**

Présenté par :

GUERNINA Reyane

Soutenu le 28 / 10 / 2020 devant le jury composé de :

Mr. R.KHELIFI	Professeur	USDB1	Président
Mr. S.MAZIDI	Chercheur Principal (Docteur)	CRND	Encadreur
Mr. T.AZLI	Chercheur Principal (Docteur)	CRND	Examineur

Blida 1-2019/2020



Dédicaces

Du profond de mon cœur, je dédie cet humble travail

A le seul et l'Unique l'homme de ma vie «mon héros », qui a toujours garni mes chemins avec force et lumière, qui peut être fier et trouver ici le résultat de longues années de sacrifices et de privations pour m'aider à avancer dans la vie. Jusqu'à ce moment il est impossible de mesurer l'infini, il m'est impossible de vous remercier pour tout ce que vous avez fait pour moi.

Peu importe votre âge, vous serez toujours notre étoile la plus brillante.

Mohamed.

A mon paradis, la flamme de mon cœur, la source de mes bonheurs, qui a œuvré pour ma réussite, de par son amour, son soutien, tous les sacrifices consentis et ses précieux conseils, pour toute son assistance et sa présence dans ma vie, reçois à travers ce travail aussi modeste soit-il, l'expression de mes sentiments et de mon éternelle gratitude. Puisse DIEU faire en sorte que ce travail porte son fruit.

Une maman est semblable à une rose qui ne se fane jamais.

Je pense à toi...

A mon cher frère et mes deux chères sœurs.

Zakaria ; Amina ; Meriem.

A toute ma famille et mes amis.

A tous les enseignants, qui m'ont encouragée et qui ont été un exemple pour moi.



Remerciements

Ces travaux de mémoire ont été réalisés au Centre de Recherche Nucléaire de Draria (CRND) à Alger, au sein de la Division Physique et Applications Nucléaires (DPAN).

Je tiens à exprimer ma reconnaissance et ma gratitude envers mon encadreur Mr MAZIDI Samir, Chercheur Principal au CRND, pour m'avoir proposé ce sujet de mémoire, d'avoir enrichi mes connaissances, pour son implication et son attention tout au long de mon travail de mémoire. Je le remercie pour sa confiance, son soutien réel et continu, principalement au cours de la délicate période de fin des travaux de mémoire.

Je tiens à remercier vivement Mr KHELIFI Rachid, Professeur à l'université de Blida 1, d'avoir bien voulu me faire l'honneur de présider le jury d'examen. Je le remercie également pour sa disponibilité et sa qualité humaine.

Que Monsieur AZLI Tarek, Chercheur Principal au CRND, trouve ici l'expression de ma gratitude pour avoir accepté l'examen de ce travail.

Les remerciements iront de même à tous les professeurs qui ont contribué à ma formation, en particulier, ceux de la faculté de physique option rayonnement.

Je remercie également tout le personnel du C.R.N.D pour leur aide, support et gentillesse.

Je remercie toute personne qui, de près ou de loin, a participé à la mise en forme de ce travail.

Enfin, tiens à remercier, du profond de mon cœur, mes parents pour leur soutien permanent et leurs encouragements incessants.

Glossaire

Glossaire

AIEA: Agence Internationale de l'Energie Atomique.

BBB: Brain Blood Barrie.

BNCT: Boron Neutron Capture Therapy.

BPA: Boron Phenyl Alanine.

BR : Barres de Régulation.

BS : Barres de Sécurité.

BSA: Beam Shaping Assembly.

BSH: Boron Sodiummercaptopoundeca Hydrododecaborane.

CFE: Control Fuel Element.

CRND : Centre de Recherche Nucléaire de Draria.

DU : Défaillance Unique.

FPC : Facteur de Point Chaud.

FSR : Facteur Sécurité de Réactivité.

GBM: Glioblastom Multiforme.

HXS: Handle Cross-Section.

MA : Marge d'arrêt.

MCNP: Monte Carlo N-Particle.

MTR: Material Test Reactors.

NUR: Nuclear Uranium Reactor.

SA : Système d'Arrêt.

SANS: Small Angle Neutron Scattering.

SFE: Standard Fuel Element.

TLE: Transfert d'Energie Linéaire.

WIMSD: Winfrith Improved Multigroup Schème.

مُلخَص

العلاج بالإتقاط النيوترون بالبورون هُو تَقْنِيَّةٌ طَبِيبِيَّةٌ علاجيةٌ ضدَّ السَّرطَانِ تَتَطَلَّبُ مَصْدَرٌ نيوتروني مَعَ أداءٍ مُعَيَّن . بالإضافة إلى مسرعات الجسيمات ، تُقدِّم مفاعلات الأبحاث النَّوَوِيَّةِ رابطًا أساسيًا لتلبية هذه الحاجةِ بِمِثْلِ هذهِ الخَصَائِصِ . الهدف من هذا العمل هُو إجراء دراسةٍ جَدْوَى وَالبَحْثُ عَن أَفْضَلِ تَرْكِيْبِيَّةٍ لِقَلْبِ مَفَاعِلِ البَحْثِ NUR لضمان مَصْدَرٍ نيوتروني مُناسِبٍ لتقنية BNCT .

تبيِّن نتائج هذه الدراسة أن تطبيق التقنية مُلائم جدًا لهذا النوع من التَّركيبِ ويوفر قَاعِدَةً بَيِّنَاتٍ غَنِيَّةً جَدًّا بالمعلومات للحرمة النيوترونية المَطْلُوبَةِ لـ BNCT لِصَالِحِ خُبْرَاءٍ وَمصممي جِهَازٍ تَجْمِيعِ الحُرْمَةِ النيوترونية BSA لتطبيق تَقْنِيَّةِ BNCT حَوْلِ المفاعل NUR بِشَكْلِ خَاصٍّ ومفاعلات الأبحاث النَّوَوِيَّةِ بِشَكْلِ عَامٍّ .

Résumé

La thérapie par capture de neutron par le Bore (Boron Neutron Capture Therapy) est une technique de traitement médical anticancéreux qui nécessite une source de neutrons avec certaines performances. En plus des accélérateurs de particules, les réacteurs nucléaires de recherche présente un maillon essentiel pour répondre à ce besoin avec de telles caractéristiques.

L'objet de ce travail de Master est de faire une étude de faisabilité et rechercher les meilleures configurations de cœur du réacteur de recherche NUR assurant une source neutronique adéquate pour la technique BNCT. L'étude fait appel aux concepts du calcul neutronique des réacteurs nucléaires et aux techniques de modélisation des milieux multiplicateurs de neutrons. Cette étude est suivie par des analyses neutroniques appropriées de sureté.

Les résultats de cette étude montrent que l'implantation de la technique est très favorable pour ce type d'installation et offrent une base de données très riche des paramètres capitaux du faisceau neutronique requis pour la BNCT au profit des experts et concepteurs du dispositif de confection du faisceau neutronique BSA pour l'implantation de la technique BNCT autours du réacteur NUR en particulier et des réacteurs nucléaires de recherche en général.

Abstract

Boron Neutron Capture Therapy is an anticancer medical treatment technics that requires a neutron source with certain performance. In addition to particle accelerators, nuclear research reactors present an essential tool to meet this need with such characteristics.

The purpose of this work is to make a feasibility study and search for the best core configurations of the NUR research reactor ensuring an adequate neutron source for the BNCT technics. The study uses the concepts of neutron computation of nuclear reactors and techniques for modeling neutron multiplying media. This study is followed by appropriate neutron safety analyzes.

The results of this study show that the technics implementation is very favorable for this type of installation. They offer a very rich database of the capital parameters of the neutron beam required for the BNCT in benefit of the experts and designers of the BSA to implement this technics around the NUR reactor in particular and nuclear research reactors in general.

Table des matières

TABLE DES MATIÈRES

DEDICACES.....	1
REMERCIEMENTS.....	2
GLOSSAIRE.....	3
RESUME.....	4
TABLE DES MATIÈRES.....	5
LISTE DES ILLUSTRATIONS, GRAPHIQUES ET TABLEAUX.....	6
INTRODUCTION.....	9
1. LA TECHNIQUE BNCT.....	10
1.1. Introduction.....	10
1.2. Principe de la technique BNCT.....	10
1.2.1. Traitement par la BNCT.....	10
1.2.2. Principe de la BNCT au niveau cellulaire.....	11
1.2.3. Choix du ¹⁰ B comme noyau cible.....	13
1.2.4. Intérêt de la BNCT.....	14
1.2.5. Radiobiologie de la BNCT et composantes dosimétriques.....	15
1.3. Besoin en flux neutronique.....	15
1.3.1. Accélérateur de particules.....	16
1.3.2. Réacteur nucléaire.....	17
1.4. Dispositif de confection de faisceaux de neutrons (BSA).....	17
1.4.1. Intensité du faisceau.....	18
1.4.2. Qualité du faisceau incident.....	19
1.5. Réacteurs nucléaires de recherche, source de neutrons.....	20
2. SCHEMA DE CALCUL DES REACTEURS NUCLEAIRES.....	22
2.1. Introduction.....	22
2.2. Equation de transport.....	22
2.3. Calcul stochastique (probabiliste).....	23
2.4. Calcul déterministe.....	24
2.4.1. Méthodes déterministes de résolution de l'équation de transport.....	24
2.4.2. Calcul de cellule.....	25
2.4.3. Equation de diffusion et calcul de cœur.....	30

3. CALCUL PRATIQUE DU CŒUR DU REACTEUR NUR.....	35
3.1. Introduction.....	35
3.2. Brève description du réacteur nucléaire NUR.....	35
3.3. Calcul pratique des configurations du cœur.....	37
3.3.1. Calcul de cellule et utilisation du modèle WIMSD.....	38
3.3.2. Calcul de cœur et utilisation du modèle CITVAP.....	42
4. ANALYSE DE CONFIGURATIONS POUR LA BNCT ET RESULTATS.....	45
4.1. Introduction.....	45
4.2. Recherche et étude des configurations adéquates.....	45
4.2.1. Calcul du spectre neutronique au centre du faisceau et estimation de flux appropriés.....	47
4.2.2. Considération de la technique SANS.....	57
4.3. Vérification des critères neutroniques de conception.....	60
4.4. Sélection de la configuration harmonique BNCT et discussions.....	61
CONCLUSION GENERALE.....	63
REFERENCES.....	64

Liste des illustrations, graphiques et tableaux

Liste des illustrations, graphiques et tableaux

Fig.1.1 : <i>L'invasion tumorale</i>	11
Fig.1.2 : <i>Principe de la BNCT au niveau cellulaire</i>	12
Fig.1.3 : <i>Principe de la BNCT</i>	12
Fig.1.4 : <i>Structure de la molécule BSH</i>	13
Fig.1.5 : <i>Structure de la molécule BPA</i>	14
Fig.1.6 : <i>Accélérateur linéaire</i>	17
Fig.1.7 : <i>Schéma général d'un BSA</i>	18
Fig. 1.8 : <i>Configurations montrant l'hétérogénéité des réacteurs nucléaire</i>	20
Fig. 2.1 : <i>Marche au hasard (aléatoire) de la particule à travers le milieu diffuseur</i>	23
Fig. 2.2 : <i>Réseau de réacteur</i>	26
Fig. 2.3 : <i>Allure du flux des neutrons thermiques selon l'axe \vec{r}</i>	26
Fig.2.4 : <i>Composantes homogène (macroscopique) et périodique (structure fine) du flux $\Phi(\vec{r})$</i>	27
Fig. 2.5 : <i>Etapes d'homogénéisation d'une cellule combustible hétérogène</i>	28
Fig. 2.6 : <i>Détermination des constantes de groupes pour une cellule hétérogène</i>	29
Fig. 2.7 : <i>Discrétisation de la variable espace</i>	33
Fig. 3.1 : <i>Coupe longitudinale du réacteur NUR</i>	35
Fig. 3.2 : <i>Configuration de démarrage (IV-N) et actuelle (X-1) du réacteur NUR</i>	36
Fig.3.3 : <i>Coupe transversale du réacteur NUR</i>	36
Fig.3.4 : <i>Système de refroidissement du réacteur NUR</i>	37
Fig.3.5 : <i>Chaînes de produits de fission dans la bibliothèque de WIMSD</i>	38
Fig.3.6 : <i>Modèle de la cellule unité SFE</i>	39
Fig.3.7 : <i>Représentation d'une macro-cellule de réflecteur en eau</i>	39
Fig.3.8 : <i>Organigramme de calcul avec le code WIMSD</i>	41
Fig. 3.9 : <i>Géométrie de X-1 dans le fichier input de CITVAP</i>	43
Fig. 3.10 : <i>Zonage des éléments constituant le cœur</i>	43
Fig.3.11 : <i>Organigramme de code CITVAP</i>	44
Fig.3.12 : <i>Schéma des différentes étapes intervenant dans le calcul de Conception du cœur</i>	44
Fig. 4.1 : <i>Positionnement de la colonne thermique entre X-1 et le canal N° 5</i>	45
Fig. 4.2 : <i>Implantation du dispositif BNCT à la place de la colonne thermique</i>	47
Fig. 4.3 : <i>Configuration X-1 et spectre de neutrons</i>	48
Fig. 4.4 : <i>Configuration BNCT1 et spectre de neutrons</i>	49

Fig. 4.5 : Configuration BNCT2 et spectre de neutrons	49
Fig. 4.6 : Configuration BNCT3 et spectre de neutrons	50
Fig. 4.7 : Inter comparaison des spectres de neutrons des quatre configurations.....	51
Fig. 4.8 : Distributions des flux neutroniques thermiques à l'entrée de la BNCT en P_0	52
Fig. 4.9 : Distributions des flux neutroniques épi-thermiques à l'entrée de la BNCT en P_0	52
Fig. 4.10 : Distributions des flux neutroniques rapides à l'entrée de la BNCT en P_0	53
Fig. 4.11 : Comparaison des flux thermiques en P_0 , BNCT1 à P_1 , BNCT2 à P_2	53
Fig. 4.12 : Comparaison des flux épi-thermiques en P_0 , BNCT1 à P_1 , BNCT2 à P_2	54
Fig. 4.13 : Comparaison des flux rapides en P_0 , BNCT1 à P_1 , BNCT2 à P_2	54
Fig. 4.14 : Distribution radiale de flux thermique pour BNCT1 et BNCT2.....	55
Fig. 4.15 : Distribution radiale de flux épi-thermique pour BNCT1 et BNCT2.....	56
Fig. 4.16 : Distribution radiale de flux rapide pour BNCT1 et BNCT2	56
Fig. 4.17 : Confrontation des distributions radiales de flux neutroniques pour BNCT1 et BNCT2.....	57
Fig. 4.18 : Positionnement du canal SANS dans le cœur du réacteur	58
Fig. 4.19 : Flux neutronique thermique à l'entrée du SANS	58
Fig. 4.20 : Flux neutronique épi-thermique à l'entrée du SANS	59
Fig. 4.21 : Flux neutronique rapide à l'entrée du SANS	59
Fig. 4.22 : Confrontation des flux neutroniques à l'entrée du SANS	60
Tab.1.1 : Tableau récapitulatif des réactions concernant le BSH	13
Tab.1.2 : Tableau récapitulatif des réactions concernant la BPA	14
Tab.3.1 : Structure adoptés pour les groupes d'énergies de la bibliothèque des sections efficaces macroscopiques	41
Tab.4.1 : Paramètres du faisceau de neutrons recommandés par l'AIEA pour la BNCT	46
Tab.4.2 : Estimation des flux neutroniques de la sortie du cœur jusqu'à l'entrée du canal 5	46
Tab.4.3: Flux neutroniques et rapports de flux pour les quatre configurations à l'entrée BNCT	51
Tab.4.4 : Vérification des critères neutroniques majeurs des configurations proposées	61

Introduction

Introduction

Les succès de la méthode BNCT (**Boron Neutron Capture Therapy**) dans le traitement médical des tumeurs montrent que, pour le développement de cette technique en tant que méthode de traitement anticancéreux de routine, des sources de neutrons en milieu hospitalier sont nécessaires. Dans les 56 réacteurs nucléaires de recherche dans le monde, les études et la collecte de données physiques sur les faisceaux de neutrons pour la BNCT aideront les concepteurs de faisceaux à mettre au point un faisceau de neutrons non basé sur un réacteur. Ces études sont aussi utilisées à des fins de traitement ou de recherche sur les aspects des diverses combinaisons de matériaux utilisés dans la conception des faisceaux BNCT et sur l'optimisation de leurs paramètres [1].

Ainsi, un dispositif de confection du faisceau (Beam Shaping Assembly) doit être conçu et installé entre la source de neutrons en provenance du réacteur et le patient. La forme, les dimensions et les matériaux de cette technique dépendent fortement des spécifications de la source de neutrons, telles que le spectre et le flux neutronique.

La performance principale recherchée est donc la production d'un flux neutronique avec une bonne intensité dans la gamme d'énergie thermique et/ou épi-thermique. Ceci est réalisé en assurant des configurations adéquates de cœur du réacteur qui peuvent répondre à ce besoin.

L'objet de ce travail de Master est de faire une étude sur la source de neutrons représentée par le réacteur nucléaire de recherche NUR et de rechercher les meilleures configurations de cœur assurant une source neutronique adéquate pour la technique BNCT qui peut fournir un flux de neutrons suffisant après une adaptation appropriée. L'étude fait appel aux concepts du calcul neutronique des réacteurs nucléaires et aux techniques de modélisation des milieux multiplicateurs de neutrons. Ainsi, les paramètres généraux d'importance représentés par le facteur de multiplication effectif, le spectre et les flux neutroniques à différentes gammes d'énergie et différents endroits d'intérêt seront déterminés et analysés. Ces études seront suivies par des analyses neutroniques appropriées de sûreté pour chaque configuration proposée à l'étude.

En plus de cette introduction et une conclusion, le présent mémoire de Master contient quatre chapitres. Le premier chapitre donne des généralités sur la technique BNCT et présente les aspects pertinents de cette technique. Il donne aussi un aperçu sur les réacteurs nucléaires en général comme source de neutrons et ceux de recherche en particulier. Le deuxième chapitre, dédié au calcul déterministe des réacteurs nucléaires, présente l'équation de Boltzmann qui régit le transport des neutrons dans les réacteurs nucléaires et ses méthodes de résolution et décrit les modèles utilisés notamment en matière de calcul de cellule et de calcul global de cœur. Avec une brève description du réacteur NUR, le calcul pratique du réacteur et l'utilisation des modèles WIMSD et CITVAP pour la modélisation de ses configurations ainsi que les aspects pertinents à la détermination des paramètres neutroniques sont couverts dans le chapitre 3. Enfin le Chapitre 4 présente en détail les configurations proposées pour étude et analyse en vue de choisir une configuration harmonique pour la BNCT. Les aspects de sûreté sont aussi présentés et étudiés dans ce chapitre.

La technique BNCT

1.1. Introduction

L'une des tumeurs cérébrales les plus malignes et les plus agressives est le glioblastome multiforme (GBM), qui présente dans la plupart des cas une récurrence. La survie des patients est généralement inférieure à un an et son traitement est donc considéré comme palliatif. Actuellement, le GBM est traité par chirurgie, radiothérapie ou chimiothérapie, et ces techniques peuvent être appliquées dans une articulation, mais ces méthodes présentent certains inconvénients, en particulier pour les tumeurs cérébrales [2].

Une équipe de chercheurs a mis au point une nouvelle méthode d'irradiation, moins invasive et avec une modalité d'irradiation locale planifiée avec précision, appelée la thérapie de capture des neutrons par le bore (BNCT : **Boron Neutron Capture Therapy**). Cette technique est déjà existante. Gordon Locher a été le premier à proposer le principe du BNCT en 1936. Il a postulé que si le bore pouvait être sélectivement concentré dans une masse tumorale et que le volume était ensuite exposé à des neutrons thermiques, la tumeur recevrait une dose de rayonnement plus élevée par rapport au tissu normal adjacent [3].

Il existe un certain nombre d'installations dédiées au développement de la BNCT dans le monde, soit en utilisant des réacteurs soit, plus récemment, des accélérateurs.

Le développement d'accélérateurs appropriés à la BNCT devient cliniquement attrayant si la composante épi-thermique d'intensité suffisamment élevée peut être délivrée au tissu cible. De nos jours, seuls les dispositifs basés sur le réacteur nucléaire ont pu atteindre les niveaux de flux exigés. Néanmoins, l'énergie des neutrons générés est plus élevée que nécessaire et devrait être modérée. Afin de fournir un faisceau de neutrons thérapeutique, qui répond aux recommandations de l'AIEA (Agence Internationale de l'Energie Atomique), un dispositif de confection du faisceau (BSA : Beam shaping assembly) doit être conçu et installé entre la source de neutrons en provenance du réacteur et le patient.

1.2. Principe de la technique BNCT

1.2.1. Traitement par la BNCT

La thérapie par capture de neutrons par le bore (BNCT) est une modalité de radiothérapie binaire qui utilise les neutrons épi-thermiques ainsi qu'une biodistribution du bore pour traiter les tumeurs malignes localement invasives (Fig.1.1) telles que les tumeurs cérébrales primaires et le cancer récurrent de la tête et du cou...etc. Elle se déroule en deux étapes :

Dans un premier temps, le patient reçoit une injection d'un médicament qui se concentrera de manière sélective dans les cellules cancéreuses (où il reste jusqu'à deux heures). Ce médicament est contenant d'un élément chimique non radioactif ^{10}B qui a une section efficace importante (environ 4000 barns) pour capter les neutrons, par rapport aux autres éléments qui sont trouvés dans les tissus (l'hydrogène, l'oxygène et l'azote).

Dans un second temps, le patient est irradié par un faisceau des neutrons épi-thermiques, qui se thermalisent et interagissent avec les atomes de bore non toxiques des cellules tumorales. Ainsi, la réaction nucléaire qui se produit entre les neutrons thermiques et le ^{10}B induit l'explosion et la mort des cellules cancéreuses sans endommager les cellules autour.

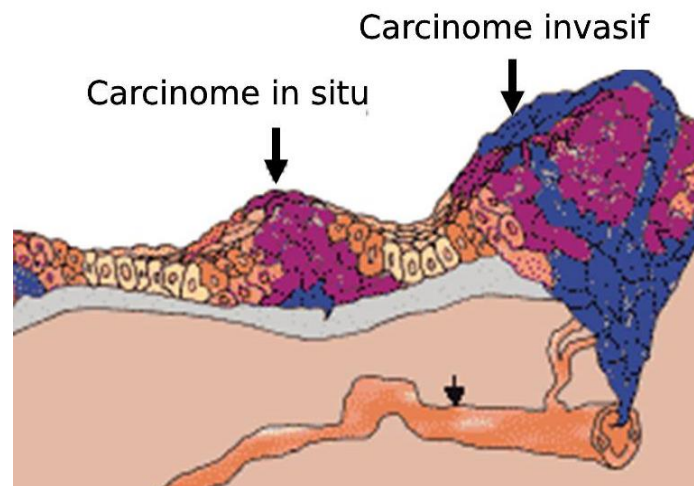
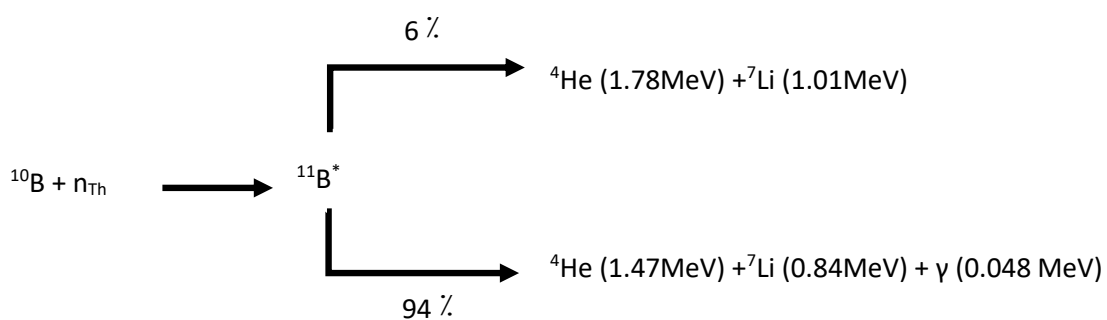


Fig.1.1 : L'invasion tumorale.

1.2.2. Principe de la BNCT au niveau cellulaire

La thérapie par capture neutronique au niveau cellulaire se déroule en 4 étapes (Fig.1.2) :

1. Un composé de bore stable (^{10}B) absorbé sélectivement par une cellule cancéreuse.
2. Le faisceau de neutron est dirigé vers le site du cancer.
3. Le ^{10}B absorbe les neutrons.
4. Le ^{10}B interagit avec des neutrons de l'énergie appropriée pour produire du $^{11}\text{B}^*$, qui subit ensuite une fission nucléaire instantanée pour produire des particules alpha de haute énergie et des noyaux de ^7Li en recul, $^{10}\text{B}(n_{\text{Th}}, \alpha) ^7\text{Li}$. Ces particules sont des particules toxiques à fort transfert d'énergie linéique (TEL) et faible parcours dans la matière (Eq. 1.1).



(1.1)

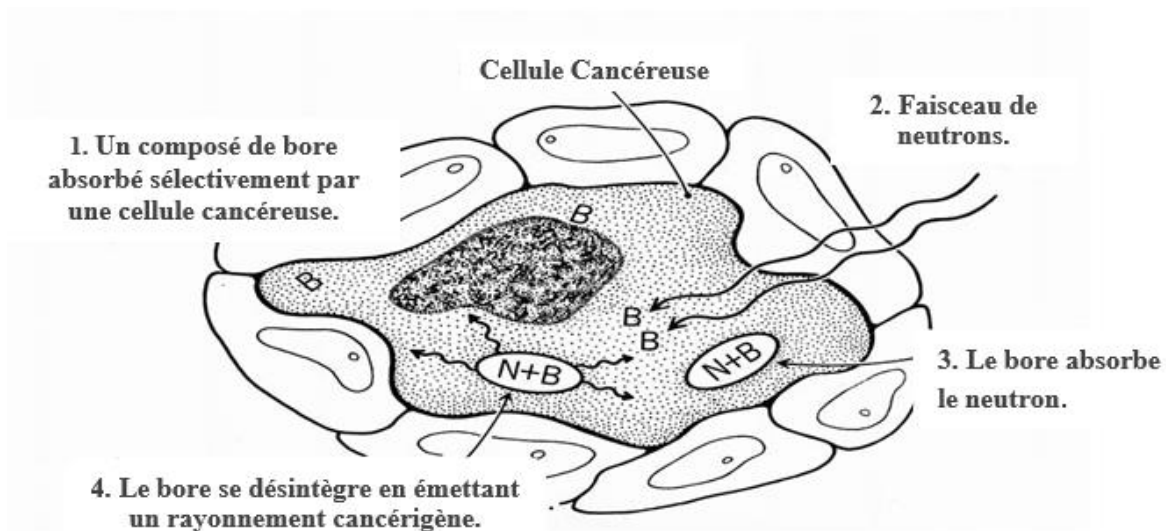


Fig.1.2 : Principe de la BNCT au niveau cellulaire.

Le succès de la BNCT dépend de deux conditions :

- Une quantité suffisante de ^{10}B dans la cellule tumorale;
- Une quantité suffisante de neutrons thermiques autour de la cellule cancéreuse.

La figure ci-contre illustre le concept de la BNCT.

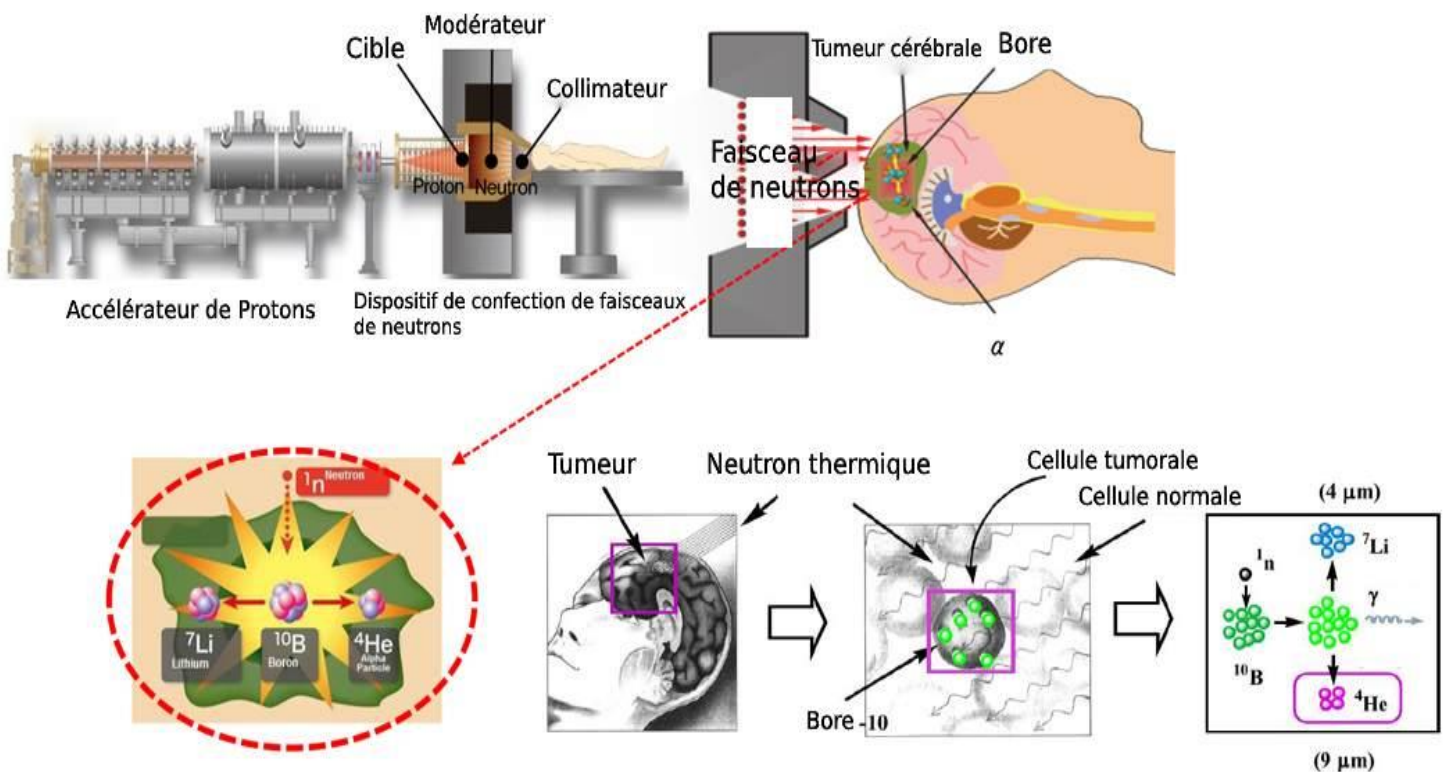


Fig.1.3 : Principe de la BNCT.

1.2.3. Choix du ^{10}B comme noyau cible

Les composés du ^{10}B ont de nombreuses propriétés idéales qui permettent d'utiliser le ^{10}B comme noyau cible [4]:

- Faible toxicité systémique ;
- Absorption normale des tissus avec une absorption élevée de la tumeur ;
- Élimination rapide du sang et des tissus normaux et persistance de la tumeur pendant la BNCT ;
- La grande section efficace des interactions des neutrons (thermiques ou épi-thermiques) avec l'isotope ^{10}B .

Le ^{10}B est véhiculé et délivré aux cellules tumorales par le biais de deux molécules chimiques : BSH et BPA.

La BSH (Boron Sodiummercaptopundeca Hydrododecaborane) : Sa formule chimique est la suivante : $\text{Na}_2\text{B}_{12}\text{H}_{12}\text{S}$ (Fig.1.3). Il est à noter qu'il existe deux types de BSH : celui qui contient 100% de ^{10}B et celui qui en contient seulement 20% (les autres 80% concernent le ^{11}B) [5]. Dans le cas des tumeurs du cerveau, les cellules malignes perturbent la barrière hémato-encéphalique (BBB- Brain Blood Barrie). A cet effet, la BSH sera capable de se diffuser dans les cellules tumorales [6]. Simultanément, il ne peut pas pénétrer dans les cellules saines qui ne perturbent pas la barrière.

Tab.1.1 : Tableau récapitulatif des réactions concernant le BSH [5]

BSH	Capture	Alpha	n, p	Elastique
^{23}Na	OUI	NON	OUI	NON
^{10}B	OUI	OUI	OUI	NON
^{11}B	OUI	NON	NON	NON
^{32}S	OUI	OUI	NON	NON
^{34}S	OUI	NON	NON	NON
^1H	NON	NON	NON	OUI

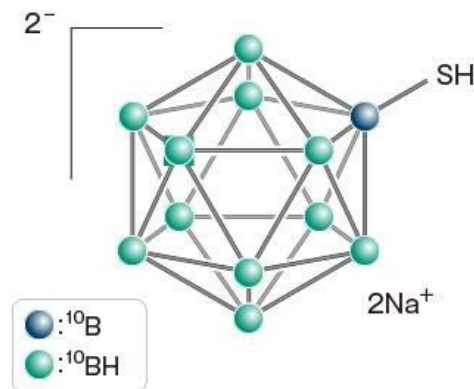
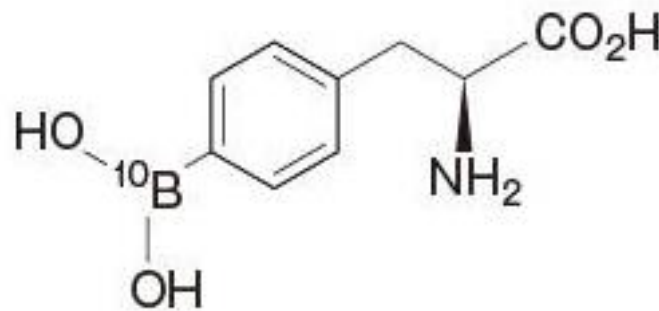


Fig.1.4 : Structure de la molécule BSH.

La BPA (Borono Phenyl Alanine) : Sa formule chimique est la suivante : $\text{C}_9\text{H}_{12}\text{O}_4\text{BN}$ [5] (Fig.1.4). Elle a un grand pouvoir de traverser la barrière hémato-encéphalique (BBB- Brain Blood Barrie), ce qui lui permet d'être activement prise par les cellules cancéreuses [6].

Tab.1.2 : Tableau récapitulatif des réactions concernant la BPA [5]

BPA	Capture	Alpha	n, p	Elastique
^1H	OUI	NON	NON	NON
^{10}B	OUI	OUI	OUI	NON
^{11}B	OUI	NON	NON	NON
^{16}O	OUI	NON	NON	NON
^{14}N	OUI	NON	OUI	NON
^{12}C	OUI	OUI	NON	NON
^{13}C	OUI	OUI	NON	OUI

**Fig.1.5 :** Structure de la molécule BPA.

1.2.4. Intérêt de la BNCT

L'avantage théorique de la BNCT est qu'il s'agit d'un système à deux composants, composé de ^{10}B (non toxique) et des neutrons épi-thermiques qui lorsqu'ils sont combinés ensemble, génèrent un rayonnement de transfert d'énergie linéaire TEL élevé (environ $150 \text{ KeV} \cdot \mu\text{m}^{-1}$ pour la particule α et $175 \text{ KeV} \cdot \mu\text{m}^{-1}$ pour le noyau ^7Li), capable de détruire sélectivement les cellules tumorales sans endommager significativement les tissus normaux. Les particules issues de la réaction $^{10}\text{B} (n_{\text{Th}}, \alpha) ^7\text{Li}$ restent à l'intérieur de la tumeur car la gamme de chaque particule est inférieur ou égale à celle des dimensions d'une cellule humaine qui est ≈ 12 microns. Ces dernières subiront ensuite des réactions chimiques à l'intérieur de la cellule.

Selon l'AIEA, la BNCT intègre les principes de ciblage de la chimiothérapie et les principes de localisation anatomique de la radiothérapie conventionnelle, mais avec des avantages distincts. Ces avantages sont énumérés ci-dessous :

- On peut ajuster l'intervalle entre la gestion de l'agent de capture et l'irradiation des neutrons à maximiser le différentiel de concentration entre la tumeur et les tissus normaux [4] ;
- Le traitement dure une à deux heures par rapport aux six à sept semaines nécessaires à la radiothérapie conventionnelle.

1.2.5. Radiobiologie de la BNCT et composantes dosimétriques

La radiobiologie de la BNCT est plus compliquée que celle des autres techniques de radiothérapie, cela est dû au fait que le champ de rayonnement de la BNCT se compose de plusieurs composants de dose de rayonnement distincts, avec des propriétés physiques et une efficacité biologique différentes [6].

Les faisceaux généralement utilisés dans la BNCT incluent la contribution des neutrons rapides, épi-thermiques, et thermiques, aussi bien que les rayonnements gamma émis par la source de neutron elle-même et ceux produits par capture et diffusion des neutrons dans le modérateur. En plus à ce rayonnement incident, d'autres rayonnements sont produits dans le corps sous forme de produits de désintégration du ^{10}B , proton de la réaction de capture de l'azote et les rayons gamma de la réaction de capture de l'hydrogène. En BNCT, la dose totale délivrée au tissu contenant du ^{10}B peut se décomposer en quatre composantes principales à savoir [4] :

- **La dose des gammas D_γ :**

D_γ se compose de deux sources gammas :

- Des photons primaires issus depuis la source des neutrons (réacteur, réactions $\text{Li}(\text{p}, \text{n})\text{Be}\dots$) et les structures du BSA.
- Des photons secondaires provenant des réactions nucléaires se produisant dans les tissus, principalement en raison de la capture de neutrons thermiques par l'hydrogène dans les tissus.

- **La dose des neutrons rapides D_H :**

D_H est principalement induite par les neutrons rapides mais aussi épi-thermiques à travers la réaction $^1\text{H}(\text{n}, \text{n})^1\text{H}$ dans les tissus (également appelée dose d'hydrogène ou dose de recul des protons).

- **La dose D_N :**

La quantité D_N consiste en une dose déposée localement par les produits de la réaction de capture de neutrons par ^{14}N (protons et noyaux de reculs ^{14}C).

- **La dose D_B :**

La dose D_B est due à l'énergie des particules alphas et de ^7Li issues de la réaction de capture des neutrons par le ^{10}B . Dans 94% des réactions $^{10}\text{B}(\text{n}, \alpha)^7\text{Li}$, des rayons gammas de 477 keV sont émis, ils sont environ deux ordres de grandeur moins significative que les rayons gammas de la réaction de capture d'hydrogène, ces gammas caractéristiques sont généralement utilisées pour l'analyse de distribution du ^{10}B .

1.3. Besoin en flux neutronique

Afin d'appliquer la BNCT avec succès, la technique a besoin des faisceaux de neutrons d'énergie et d'intensité appropriée. Pour obtenir de tels faisceaux, on a recours aux accélérateurs de particules ou aux réacteurs nucléaires.

1.3.1. Accélérateur de particules

Un accélérateur de particules est un instrument complexe et de haute technologie. Il utilise des champs électriques et magnétiques pour produire, accélérer et guider des particules vers une destination bien définie.

1.3.1.1. Caractéristiques principales

- **Type de particules accélérées** : elles peuvent être des électrons, des protons, des ions, c'est-à-dire un ensemble de molécules contenant jusqu'à quelques milliers d'atomes. Toutes ces particules sont très diverses en taille, en masse, mais elles possèdent toutes un point commun, elles sont chargées.
- **Energie finale atteinte par les particules** : sera de quelques milliers d'électron-volts (eV) à des téra-électron-volt (TeV) pour les plus grands accélérateurs au monde.
- **Taille de l'accélérateur** : pour atteindre une énergie élevée, les accélérateurs à des grandes dimensions sont les meilleurs.
- **Courant** : sera de quelques pico ampères à quelques kilo-ampère.
- **Taille des faisceaux de particules** : varie de quelques centimètres à quelques micromètres.
- **Luminosité** : est le nombre de particules par seconde et par unité de surface du faisceau (plus la surface est grande, plus les collisions des particules sont élevées).

1.3.1.2. Types des accélérateurs

Il existe deux grandes familles d'accélérateurs : les accélérateurs circulaires et les accélérateurs linéaires.

- Dans les accélérateurs circulaires, le faisceau des particules repasse plusieurs fois par les mêmes sections et gagne de l'énergie à chaque tour. Ils sont très efficaces, mais le guidage de ces faisceaux est difficile.
- Dans les accélérateurs linéaires ([Fig.1.6](#)), le faisceau de particules traverse une seule fois l'accélérateur. Ils sont moins efficaces mais le guidage et le contrôle de ces faisceaux sont plus simples.

Les installations actuelles de BNCT utilisent les accélérateurs pour plusieurs raisons. Citons :

- Installation possible dans un centre hospitalier ;
- Les accélérateurs sont beaucoup plus acceptables pour le public que les réacteurs ;
- Ils impliquent généralement moins de complications en ce qui concerne l'autorisation ;
- Ils peuvent également être mis en marche et arrêtés ;
- Les neutrons nécessitent généralement moins de modération que ceux d'un réacteur.

L'une des premières étapes est l'accélération des particules. Il s'agit d'utiliser un champ électrique pour créer une force parallèle au champ (la force de Lorentz) afin d'accélérer le plus forte possible des courants de protons d'intensité de l'ordre de 10 mA. Mais ce n'est pas suffisant, il faut guider ces particules. C'est-à-dire de courber la trajectoire du faisceau, pour les amener à l'endroit de la cible à irradier (${}^7\text{Li}$), cette cible sera en mesure de produire un flux élevé de neutrons par la réaction nucléaire: ${}^7\text{Li} (p (2.5 \text{ MeV}), n)$.

On emploie pour cela un champ magnétique qui exerce une force perpendiculaire à la direction de déplacements de ces particules.

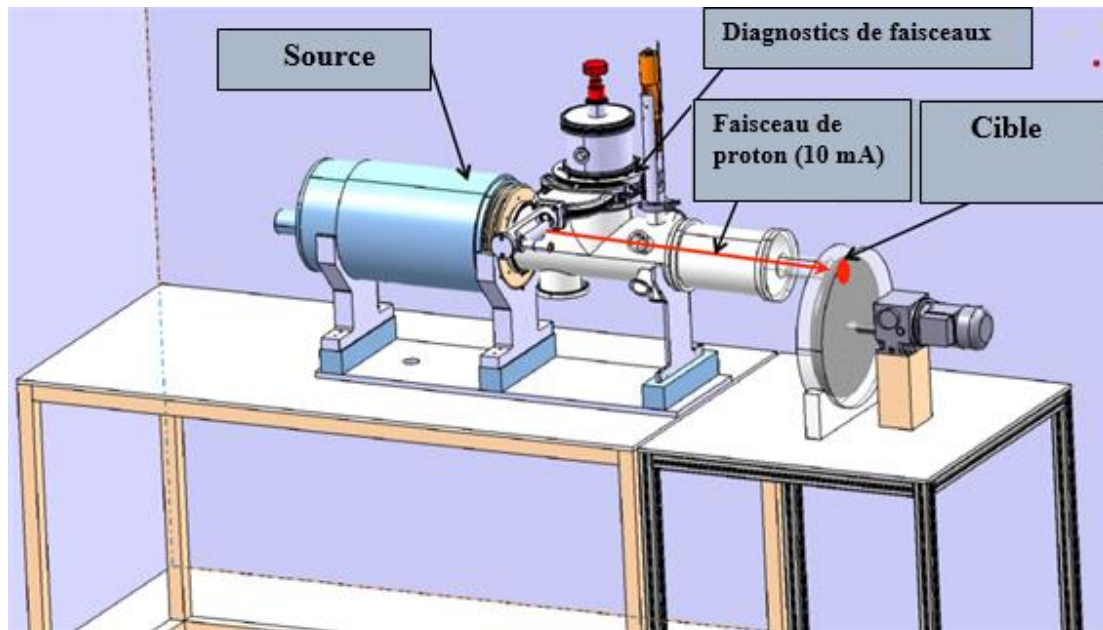


Fig.1.6 : Accélérateur linéaire.

1.3.2. Réacteur nucléaire

Toute l'activité de thérapie par capture de neutrons par le bore (BNCT), clinique et de recherche, a été réalisée à l'aide de sources de neutrons de réacteur à fission. Habituellement, les réacteurs de recherche existants ont été adaptés pour extraire des faisceaux de neutrons avec la bonne intensité dans la gamme d'énergie thermique et/ou épi-thermique. Cela est assuré pour les expériences précliniques *in vitro* et *in vivo* et pour l'irradiation des patients dans des salles de traitement appropriées construites dans le hall du réacteur [7].

Afin de fournir, caractériser et surveiller des faisceaux de neutrons thérapeutiques avec un bruit de fond gamma faible, utilisés directement dans la BNCT, un dispositif doit être installé entre la source de neutrons et le patient appelée BSA.

1.4. Dispositif de confection de faisceaux de neutrons (BSA)

Le dispositif d'irradiation en BNCT est connu sous le nom de BSA (Beam Shaping Assembly). Il est essentiellement conçu pour modérer les neutrons de haute énergie vers des énergies plus faibles. En outre, il doit éliminer les neutrons rapides et thermiques et les contaminations gamma. Afin d'obtenir un faisceau de neutrons approprié pour la BNCT, un BSA se compose d'un multiplicateur, d'un modérateur, d'un filtre à neutrons, d'un réflecteur, d'un blindage gamma et d'un collimateur comme composants principaux (Fig.1.7).

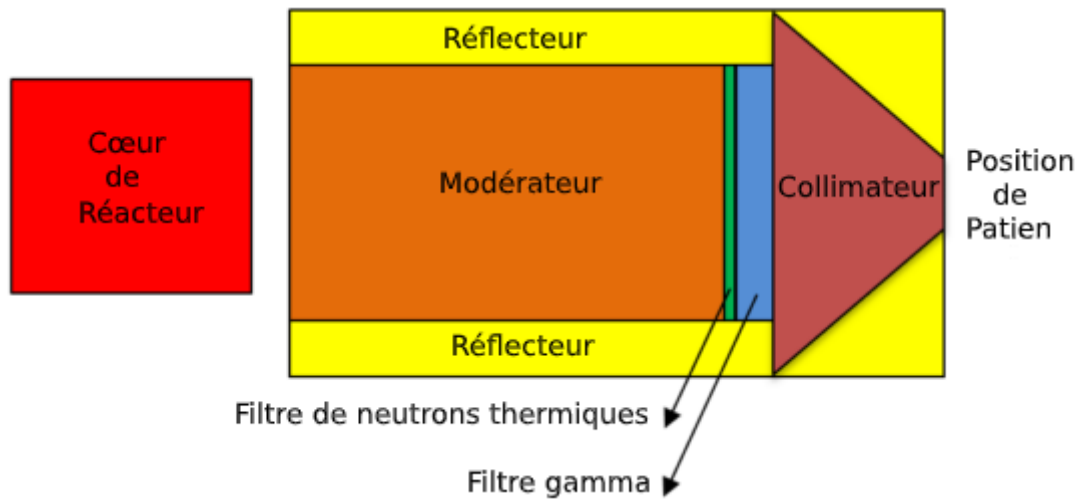


Fig.1.7 : Schéma général d'un BSA.

Multiplicateur :

Un multiplicateur est utilisé pour augmenter le nombre de neutrons émis par une source de neutrons, du fait que le flux de neutrons est considérablement réduit lorsque les neutrons traversent différents matériaux du BSA. Par conséquent, le matériau du multiplicateur doit être correctement choisi.

Modérateur :

Les neutrons émis par la réaction ${}^9\text{Be} (d, n)$; ${}^9\text{Be} (p, n)$; ${}^7\text{Li} (p, n)$ avec une très grande énergie, ne peuvent pas être utilisés directement dans la BNCT. Par conséquent, ils sont modérés dans la gamme d'énergie épi-thermique, entre 0.5 eV et 10 keV. Pour cela, on est amené à utiliser un matériau ralentisseur de neutron qui est le modérateur.

Réflecteur :

Un réflecteur est utilisé pour réduire les fuites des neutrons vers l'extérieur.

Collimateur :

Un collimateur est utilisé pour concentrer le faisceau de neutrons de sortie vers le fantôme de la tête.

Filtre à neutrons rapides et thermiques :

L'une des principales considérations dans la conception d'un faisceau BNCT est la réduction de la composante neutronique rapide du faisceau incident. Dans de nombreux cas, le flux de neutrons rapides ne peut pas être correctement réduit par le modérateur en raison d'un surplus de neutrons rapides et thermiques. De ce fait, un matériau filtrant les neutrons rapides entraînant une augmentation de la composante épi-thermique, est nécessaire.

Il faut aussi étudier en différents points les caractéristiques du faisceau : les deux principales caractéristiques du faisceau qui nous intéressent sont l'intensité et la qualité. L'intensité du faisceau sera le principal déterminant de la durée du traitement. La qualité du faisceau est liée aux types, aux énergies et aux intensités relatives de toutes les radiations présentes [4].

1.4.1. Intensité du faisceau

Pour rendre compte de l'intensité du faisceau, il convient d'utiliser la définition commune d'une gamme d'énergie épi-thermique, à savoir 0,5 eV à 10 keV. L'expérience actuelle montre qu'une intensité de faisceau minimale souhaitable serait de 10^9 (neutrons épi-thermiques $\text{cm}^{-2} \text{s}^{-1}$).

Des faisceaux de $5 \cdot 10^8$ (neutrons épi-thermiques $\text{cm}^{-2} \text{s}^{-1}$) sont utilisables, mais la durée d'irradiation est plus longue [4].

Lorsqu'on cible des intensités plus élevées ($> 10^{10}$), les avantages d'un temps d'irradiation plus court doivent être comparés à ceux d'une meilleure qualité du faisceau. Lorsqu'il y a un choix à faire, la plupart des praticiens préféreraient avoir une meilleure qualité plutôt qu'une plus grande intensité, dans les limites d'un délai de traitement raisonnable (pouvant aller jusqu'à une heure). La nécessité d'immobiliser les patients beaucoup plus longtemps réduit l'acceptabilité clinique de la BNCT comme traitement [4].

La concentration de ^{10}B tumoral influera sur les exigences relatives à l'intensité du faisceau. Si la concentration de ^{10}B peut être augmentée par rapport aux valeurs actuelles, l'exigence d'intensité du faisceau (ou le temps de traitement) sera réduite proportionnellement. Par contre, si l'intensité du faisceau est trop faible, il peut être difficile de maintenir la concentration de ^{10}B nécessaire dans la tumeur pendant la durée totale d'irradiation requise. Pour éviter des durées d'irradiation excessivement longues, le fractionnement peut être considéré comme une solution de rechange. Il pourrait également permettre le reciblage du composé de ^{10}B [4].

1.4.2. Qualité du faisceau incident

La qualité du faisceau est déterminée par quatre paramètres [4] :

Composante de neutrons rapides : En BNCT, la gamme d'énergie pour les neutrons rapides est >10 keV. Les neutrons rapides, qui accompagnent le faisceau incident, présentent un certain nombre de caractéristiques indésirables, telles que la production de protons avec TEL élevé. Par conséquent, l'un des principaux objectifs de la conception du faisceau BNCT est de réduire autant que possible la composante du flux rapide du faisceau incident.

Un autre objectif majeur est d'avoir un flux épi-thermique aussi élevé que possible. Dans les installations existantes, la gamme de dose de ce composant est de 2,5 à $13 \cdot 10^{-13}$ Gy cm^2 par neutron épi-thermique. La valeur ciblée devrait être de $2 \cdot 10^{-13}$ Gy cm^2 par neutron épi-thermique.

Composante des rayonnements gammas : En raison de la gamme d'énergie des rayons gamma, il en résulte une dose non sélective à la fois pour les tissus tumoraux et pour un grand volume de tissus sains. Il est donc souhaitable d'éliminer autant de rayonnement gamma que possible du faisceau. Comme il y a également (n, γ) réactions qui se produisent à l'intérieur du patient, l'importance de cette composante dans le faisceau incident est quelque peu réduite.

Rapport entre le flux thermique et le flux épi-thermique : Pour réduire les dommages au cuir chevelu, les neutrons thermiques dans le faisceau incident doivent être réduits au minimum. Le rapport entre le flux thermique et épi-thermique doit être égal à 0.05.

Rapport entre le courant neutronique total et le flux neutronique total : Ce rapport fournit une mesure de la fraction des neutrons qui se déplacent dans la direction du faisceau vers l'avant. Une valeur élevée est importante pour deux raisons :

- Limiter la divergence du faisceau de neutrons et ainsi réduire l'irradiation indésirable d'autres tissus ;
- Permettre la flexibilité dans le positionnement du patient le long de l'axe central du faisceau.

Un rapport élevé signifie que le flux de neutrons épi-thermiques très proche de l'ouverture du port du faisceau ne changera que légèrement avec la distance du port.

Dans les cas où le corps du patient doit être positionné perpendiculairement à l'axe du faisceau, cela permettra de positionner le patient un peu plus loin du port. Cela permettra d'augmenter la dose en profondeur et de faciliter le positionnement du patient sans diminuer sérieusement l'intensité du faisceau incident disponible. La valeur ciblée pour ce rapport devrait être supérieure à 0,7.

1.5. Réacteurs nucléaires de recherche, source de neutrons

Un réacteur nucléaire est un dispositif dans lequel une réaction de fission nucléaire en chaîne est initiée, modérée et contrôlée. Cette réaction de fission résulte en la production d'une grande quantité d'énergie sous forme de chaleur, et donne naissance à des rayonnements (n, γ) et à des produits radioactifs (produits de fission et d'activation).

Un réacteur nucléaire est généralement composé d'un cœur contenant des noyaux lourds susceptibles de fissionner après capture neutronique (le combustible) et d'un fluide caloporteur permettant l'évacuation de la chaleur produite. Dans la majorité des réacteurs actuels, le caloporteur joue aussi le rôle de modérateur. Celui-ci est composé de noyaux légers capables de ralentir les neutrons incidents par chocs successifs.

Les réacteurs nucléaires sont actuellement construits avec des cœurs à configuration hétérogène (Fig. 1.8) et ce pour faciliter la conception thermique (canaux de refroidissement, surfaces d'échange de chaleur, etc...), la conception mécanique (intégrité structurelle, fabrication des éléments combustibles, etc...) et le contrôle de la réactivité (barres de contrôle, instrumentations diverses, etc...).

La configuration hétérogène a aussi l'avantage de diminuer la capture parasite des neutrons grâce à l'augmentation de la probabilité d'échapper aux résonances du combustible et permet aussi le confinement des produits de fission au sein du combustible et par les gaines et parois de structure.

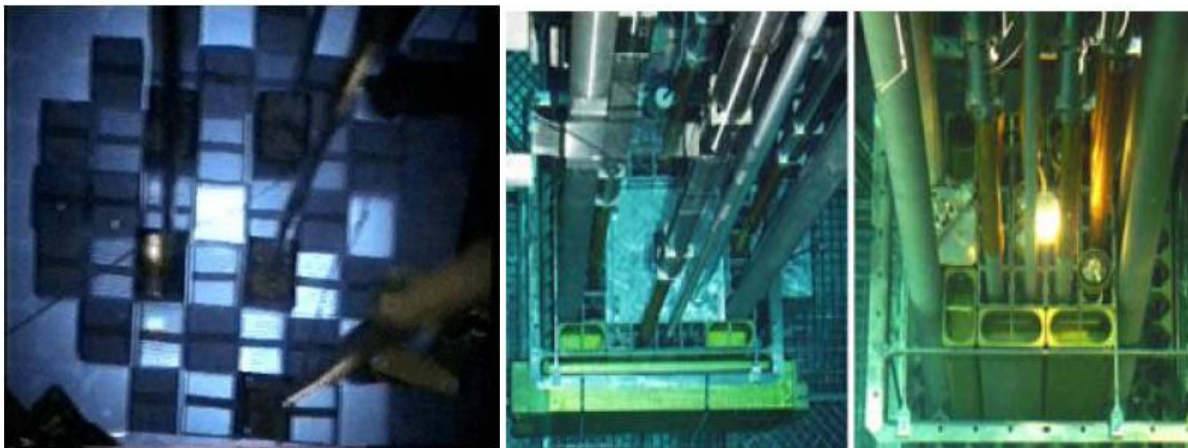


Fig. 1.8 : Configurations montrant l'hétérogénéité des réacteurs nucléaire.

On distingue deux classes importantes de réacteurs nucléaires:

- les réacteurs de puissance qui exploitent l'énergie thermique résultant de la réaction de fission pour produire de la vapeur d'eau sous pression. Cette vapeur d'eau servira à produire un travail mécanique (propulsion navale), de l'électricité, de l'eau douce par dessalement,....
- les réacteurs de recherche qui exploite les neutrons résultant de la réaction en chaîne à des fins de recherche scientifique et de développement technologique ; l'énergie thermique libérée par les fissions n'est pas récupérée et est évacuée vers l'atmosphère.

Les réacteurs de test des matériaux (Material Test Reactors, MTR) forment une classe importante de réacteurs de recherche. Parmi les 240 réacteurs de recherche opérant actuellement dans le monde, environ 50 sont des réacteurs de type MTR. La puissance de ces réacteurs MTR varie de 100 KW à 250 MW. Le réacteur NUR du CRND fait partie de la classe des réacteurs MTR et sa puissance actuelle de 1MW va être augmentée à 3.5 MW.

Le cœur des réacteurs MTR est constitué d'un arrangement hétérogène d'éléments combustibles plaques à noyau en $\text{UO}_2\text{-Al}$, $\text{U}_3\text{O}_8\text{-Al}$ ou $\text{U}_3\text{Si}_2\text{-Al}$, refroidis et modérés à l'eau légère.

Les réacteurs MTR se caractérisent par une grande flexibilité d'exploitation et sont appliquées dans de nombreux domaines de recherche fondamentale et appliquée.

Le renforcement de la sûreté d'exploitation de ces réacteurs et l'amélioration de leur utilisation nécessitent un effort continu en matière d'analyse et modélisation.

Schéma de calcul des réacteurs nucléaires

2.1. Introduction

Les études réalisées par les physiciens des réacteurs nucléaires nécessitent d'accéder aux paramètres neutroniques d'intérêt telles que la distribution de flux, facteur de multiplication effectif, quantités de base à partir desquelles on peut calculer d'autres quantités pour le réacteur.

Pour cela, il faut étudier le phénomène de transport des neutrons dans le cœur du réacteur et en résolvant les équations qui gouvernent la propagation des neutrons dans les réacteurs nucléaires (Equation de Transport) [8], par deux grandes familles de méthodes: les méthodes stochastiques (Monte-Carlo) basées sur les tirages aléatoires d'un très grand nombre de particule afin de simuler leur histoire et les méthodes déterministes qui s'intéressent aux phénomènes globaux mis en jeu via des approximations.

Dans ce chapitre, l'équation de transport des neutrons est présentée. Elle est d'abord résolue pour une cellule unité (calcul de cellule) [9,10] et les résultats obtenus sont injectés dans l'équation de la diffusion des neutrons à l'échelle de tout le cœur (calcul de cœur) [11,12]. Ces calculs se font à l'aide de modèles spécialisés.

2.2. Equation de transport

L'équation de transport dresse le bilan de la population neutronique dépendant des variables suivantes : temps, vitesse (ou énergie et direction) et espace tout en prenant en compte les différentes réactions qui font apparaître, disparaître des neutrons ou changer leur énergie et leur direction. Etant donné la complexité d'un cœur de réacteur et des constantes qui décrivent les interactions des neutrons avec la matière, la résolution analytique de cette équation est un défi majeur.

L'équation de transport s'écrit sous deux formes: une forme intégrale et une forme intégro-différentielle.

- **La forme intégro-différentielle :**

S'écrit sous la forme :

$$\vec{\Omega} \nabla \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) + \Sigma_t(\vec{r}, E) \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) = \int_0^{E_c} \int_{4\pi} \Sigma_s(\vec{r}, \vec{\Omega}', E' \rightarrow \vec{\Omega}, E) \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}', E') d\Omega' dE' + S(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) \quad (2.1)$$

- $\Phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E)$: flux neutronique au point \vec{r} , à la direction $\vec{\Omega}$, à l'énergie E ;
- $\Sigma_s(\vec{r}, \vec{\Omega}', E' \rightarrow \vec{\Omega}, E)$: section efficace de transfert ;
- $S(\vec{r}, \vec{\Omega}, E)$: source (source de fission + source externe éventuelle) ;
- T : noyau de transport défini par : $T(\vec{r}, \vec{r}', \vec{\Omega}, E) = \exp[-\int_0^\infty \Sigma_t(\vec{r} - s\vec{\Omega}, E) ds]$;
- $\Sigma_t(\vec{r}, E)$: section efficace totale.

• **La forme intégrale :**

L'écriture de l'équation de transport sous forme intégrale peut obtenir soit directement, soit se déduire de la forme intégral-différentielle (2.1). En régime stationnaire, l'équation intégrale du transport s'écrit donc :

$$\Phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) = \int_0^{\infty} T(\vec{r}, \vec{r}', \vec{\Omega}, E) \int_{4\pi} \left(\int_0^{E_C} [\Sigma_s(\vec{r}', \vec{\Omega}', E' \rightarrow \vec{\Omega}, E) \Phi(\vec{r}', \vec{\Omega}', E')] dE' \right) d^3\vec{r}' d\vec{\Omega}' + S(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) \quad (2.2)$$

Les notations standard ont été utilisées.

2.3. Calcul stochastique (probabiliste)

La méthode stochastique (Monte-Carlo) est une méthode utilisée pour calculer des propriétés neutroniques des réacteurs nucléaires. Elle est capable de reproduire théoriquement et sans approximation les processus stochastiques (comme l'interaction des particules nucléaires avec la matière) et est particulièrement utile pour traiter des géométries arbitrairement complexes qui se peuvent pas être modélisées par des codes utilisant des méthodes déterministes.

La méthode de Monte-Carlo résout un problème de transport en simulant la réalité du l'histoire des particules à l'échelle microscopiques pour remonter aux grandeurs physiques macroscopiques. Les particules sont suivies (Fig. 2.1) individuellement depuis leurs naissances (les sources) jusqu' à leurs morts (par absorption, par fuite,...etc.). Les distributions de probabilités sont échantillonnées de manière aléatoire à l'aide des données de transport pour déterminer le résultat à chaque étape de sa vie. A la mort de la particule, l'expérience est répétée à nouveau pour une deuxième particule et ainsi de suite.

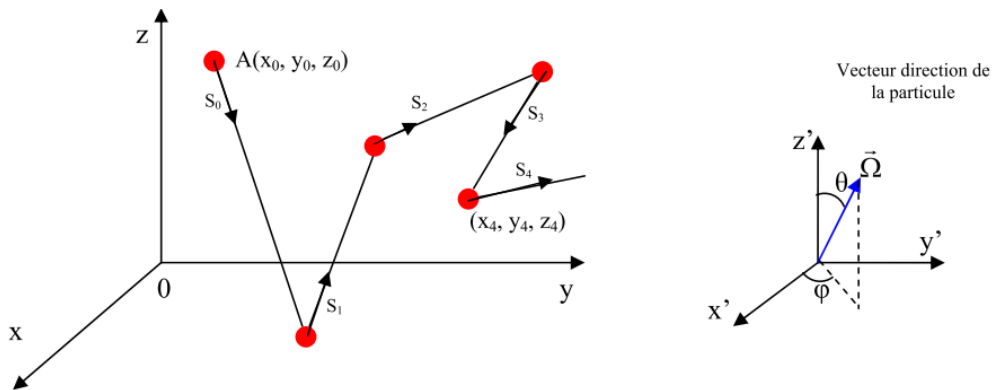


Fig. 2.1 : Marche au hasard (aléatoire) de la particule à travers le milieu diffuseur.

Le processus général est arrêté quand on aura suivi un nombre suffisant de particules (plus le nombre est grand plus l'erreur statistique est faible puisque la déviation standard est proportionnelle à $\frac{1}{\sqrt{N}}$, N étant le nombre d'expériences.

Afin de suivre la particule le long de son parcours on doit connaître :

- ses coordonnées spatiales (x, y, z) ;
- les coordonnées sphériques de sa direction (θ, φ) ;
- son énergie E .

Les six variables $x, y, z; \theta, \varphi; E$ sont donc suffisantes pour définir l'état de la particule :

$$\alpha = \alpha(x, y, z; E; \theta, \varphi) \quad (2.3)$$

La marche aléatoire de la particule à travers ses diverses interactions avec la matière peut être donc vue comme une succession d'états $\alpha_0, \alpha_1, \alpha_2, \dots, \alpha_N$.

Sauf pour l'état initial α_0 , un état α_i ne dépend que de l'état α_{i-1} qui le précède et des lois de diffusion qui régissent l'interaction particule matière.

Ainsi, on peut commencer avec des conditions initiales (conditions sources), conditions qui définissent α_0 , choisit à travers un échantillonnage aléatoire dans les fonctions densité de probabilité d'intérêt les nouvelles valeurs des variables qui déterminent α_1, \dots etc. De cette manière la marche aléatoire de la particule à travers la matière sera reconstruite.

Le problème se réduit alors à la définition des procédures mathématiques adéquates pour la sélection de la position de la prochaine collision, la nouvelle énergie et la nouvelle direction de la particule (si elle survit bien sûr).

2.4. Calcul déterministe

Le calcul déterministe est basé sur la résolution numérique de l'équation de transport, cette résolution est régit par les discrétisation des variables caractérisant le neutron (position, direction de propagation, énergie et temps). Il se scinde en deux étapes: la première étape consiste à résoudre l'équation de transport sur une petite zone du cœur (calcul de cellule). La deuxième étape consiste à résoudre cette équation sur le cœur complet du réacteur (calcul de cœur).

2.4.1. Méthodes déterministes de résolution de l'équation de transport

Dans les méthodes déterministes, pour résoudre l'équation de transport au niveau de la cellule quelques méthodes d'approximation sont utilisées : la méthode Sn [13] et la méthode des probabilités de collision [14].

- **La méthode Sn (ou la méthode des ordonnées discrètes)** : elle utilise pour la forme intégral-différentielle de l'équation de transport, dans le cas simplifié d'une seule dimension est basée sur la discrétisation de la variable angulaire $\mu = \cos \theta$, où θ désigne l'angle formé par la direction de la trajectoire du neutron avec l'axe des coordonnées, en un ensemble de directions cosinus ($\mu_i, i=1 \dots N$). Dans ces conditions l'équation de Boltzmann conduit au système d'équations suivant :

$$\begin{aligned} \mu_j \nabla \phi(r, E, \mu_j) + \Sigma_t \phi(r, E, \mu_j) = \sum_{i=1}^N \omega_i \int_E \Sigma_s(r, E', \mu_i \rightarrow E, \mu_j) \phi(r, E', \mu_i) \\ + S(r, E, \mu_j) \quad j = 1, N \end{aligned} \quad (2.4)$$

ω_i : poids associés aux directions μ_i .

- **la méthode des probabilités des collisions** : elle repose sur la division de réacteur nucléaire à N subdivisions, le flux moyen dans le groupe d'énergie g $\phi_g(\vec{r})$ étant supposé plat dans chaque subdivision. Dans cette méthode le calcul du flux est basé sur le calcul préalable des P_{nm}^g qui représente la probabilité qu'un neutron d'énergie dans g se trouvant dans la subdivision m fera sa prochaine collision dans la subdivision n .

Les probabilités de collision monocinétique classiques sont définies par la relation suivante :

$$P_{nm} = \frac{1}{V_n} \int_{V_n} d\vec{r} \int_{V_m} d\vec{r}' \frac{\exp(-\tilde{\Sigma}_R)}{4\pi R^2} \Sigma_t(\vec{r}') \quad (2.5)$$

- $\tilde{\Sigma}_R = \int_0^R \Sigma_t \left(\vec{r} + \frac{\vec{r}' - \vec{r}}{R} S \right) dS$: distance optique du point \vec{r} au point \vec{r}' ;
- $R^2 = |\vec{r} - \vec{r}'|^2$: distance géométrique du \vec{r} point au point \vec{r}' .

On obtient la relation du flux dans le cas monocinétique et dans la subdivision n :

$$\Phi_n = \frac{1}{V_n \Sigma_{t,n}} \sum_{m=1}^N V_m P_{nm} [\Sigma_{s,m} \Phi_m + S_m] \quad (2.6)$$

Les notations standard ont été utilisées.

2.4.2. Calcul de cellule

On l'appelle aussi calcul d'assemblage. C'est une étape essentielle dans la conception neutronique, consiste à simplifier la géométrie du cœur et considérer qu'il est constitué d'un réseau régulier de cellule et tenir compte explicitement de la dépendance énergétique. Ce calcul fin permet de remplacer les composants hétérogènes par des composants homogènes et de déterminer ainsi les constantes nucléaires effectives de la cellule. Ces constantes sont appelées sections efficaces macroscopiques effectives à quelques groupes d'énergie [15].

2.4.2.1. Cellule de réacteur hétérogène

En pratique, le cœur d'un réacteur hétérogène est constitué de la répétition à un grand nombre d'exemplaires d'un même motif élémentaire, associant combustible, modérateur, et des éléments de structures, l'ensemble constituent un réseau.

Le motif élémentaire du réseau, la maille, est appelé cellule du réacteur [10]. On passe d'une cellule à la cellule voisine par une translation ; la mesure de cette translation est le pas du réseau. Les géométries usuelles des réseaux réalisés industriellement sont carrées ou hexagonales (Fig. 2.2).

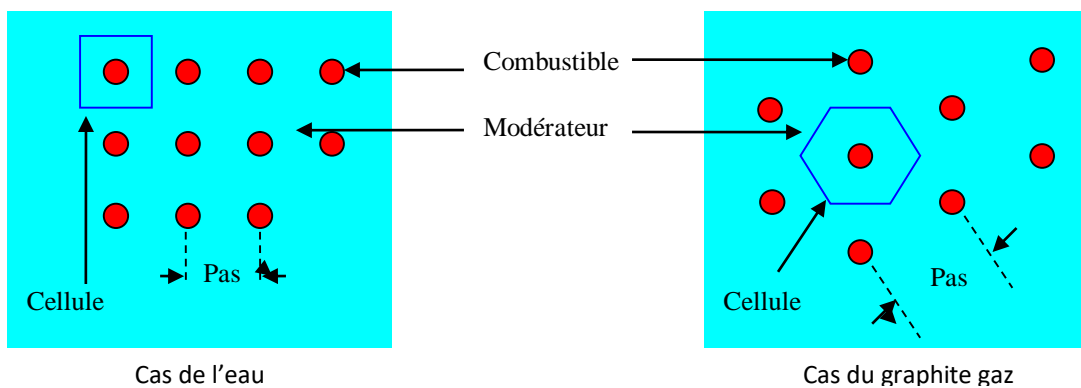


Fig. 2.2 : Réseau de réacteur.

2.4.2.2. Structure Fine et Structure Macroscopique

De la périodicité du réseau résulte une périodicité dans les phénomènes physiques, et on cherche à distinguer deux ‘composantes’ du flux neutronique dans le réacteur, l’une ‘macroscopique’, proche de ce que l’on observerait dans un réacteur homogène, l’autre ‘périodique’, identique à ce que l’on observerait si le réseau se reproduisait à l’infini (Fig. 2.3 et 2.4) [13].

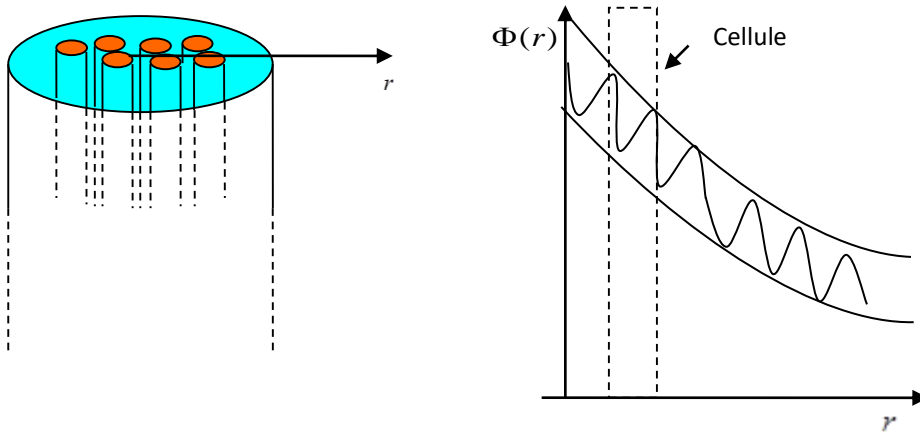


Fig. 2.3 : Allure du flux des neutrons thermiques selon l'axe \vec{r} .

Le flux est exprimé par le produit :

$$\Phi(\vec{r}) = \phi_{\text{homogène}}(\vec{r}) * \varphi_{\text{périodique}}(\vec{r}) \quad (2.7)$$

$\varphi_{\text{périodique}}$: flux de structure fine.

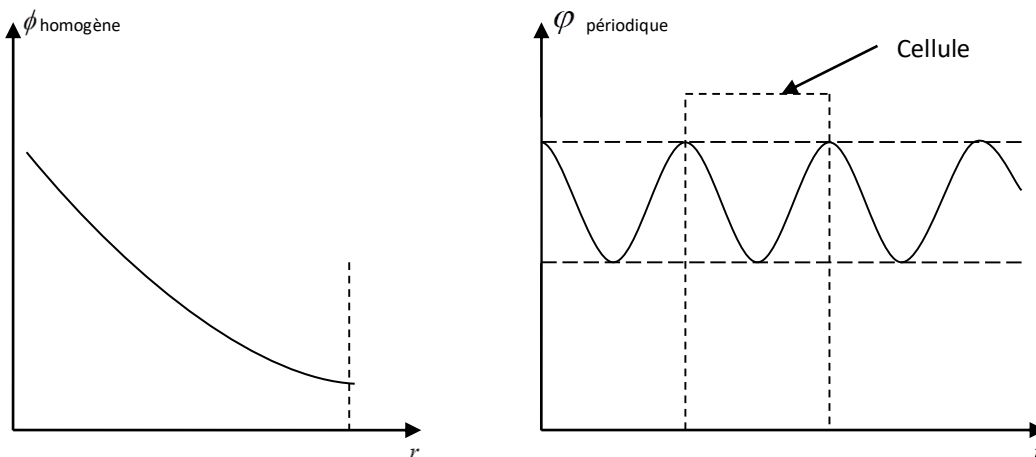


Fig. 2.4 : Composantes homogène (macroscopique) et périodique (structure fine) du flux $\Phi(\vec{r})$.

2.4.2.3. Calcul de la structure fine

On calcule la structure fine du flux dans une cellule comme si cette cellule était reproduite à l'infini. Cette approximation sera d'autant meilleure que le réacteur sera composé d'un plus grand nombre de cellules identiques. Dans ce cas, le calcul de la structure fine se fera en traitant une cellule unique avec condition de réflexion appropriée aux frontières.

L'utilisation de la théorie de la diffusion n'est pas valable dans cette étape à cause des fortes absorptions et on doit faire recours soit aux méthodes de transport soit aux méthodes de Monte Carlo [10].

2.4.2.4. Approximations

Dans un réacteur nucléaire, les matériaux se présentent toujours sous la forme d'un arrangement hétérogène de combustible, de modérateur et de matériaux de structure, etc....

De plus, plusieurs isotopes avec une structure résonante complexe sont toujours présents. Ceci a pour conséquence :

- Le flux neutronique sera caractérisé par de violentes variations spatiales et énergétiques.
- Les temps de calcul et les besoins en espace mémoire pour un calcul direct des taux de réaction à travers un réacteur hétérogène sont trop gigantesques pour être pratiques et même possibles.

C'est pourquoi en pratique on doit recourir à plusieurs approximations.

- **Approximation multi-groupe**

La technique 'multi-groupe' est la méthode la plus utilisée dans le calcul d'un réacteur nucléaire et la détermination de sections efficaces effectives constitue toujours la première étape de cette technique [15]. Ces sections efficaces effectives sont obtenues grâce à une pondération adéquate des données nucléaires de base répertoriées dans les bibliothèques de données telles que les bibliothèques ENDF/B, KEDAK, JEF, JENDL, etc...).

Pour un processus x , la section efficace effective $\langle \sigma_{xg} \rangle$ sur l'intervalle énergétique ΔE_g du groupe g et l'élément de volume ΔV est définie par la relation :

$$\langle \sigma_{xg} \rangle = \frac{\int \int_{\Delta V \Delta E_g} \sigma_x(r, E) F(r, E) dE dV}{\int \int_{\Delta V \Delta E_g} F(r, E) dE dV} \quad (2.8)$$

- $\sigma_x(r, E)$: section efficace du processus x à l'énergie E et la position spatiale r ;
- $F(r, E)$: fonction de pondération qui peut être le flux réel, $\phi(r, E)$ ou toute autre fonction adéquate (courant J , etc...)

La pondération par le flux réel $\phi(r, E)$ est la technique la plus utilisée.

Le succès de la technique 'multigroupe' réside essentiellement sur la bonne détermination de ces sections efficaces effectives (appelées aussi constantes de groupe).

- **Approximation du réacteur à zones homogénéisées**

Dans cette technique, le réacteur hétérogène est remplacé par un réacteur à zones homogénéisées qui serait équivalent neutroniquement au premier.

La méthode consiste à diviser le réseau du réacteur hétérogène en zones distinctes de même composition (zone combustible, zone réflecteur, zone de contrôle, etc...). Ensuite chaque zone sera caractérisée par une simple cellule (Fig. 2.5).

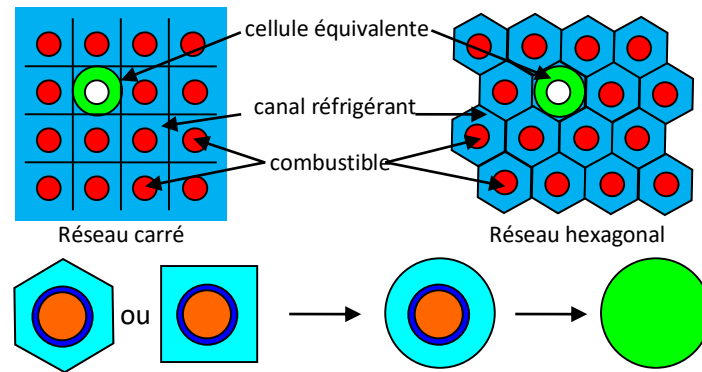


Fig. 2.5 : Etapes d'homogénéisation d'une cellule combustible hétérogène.

L'équation de transport est alors résolue indépendamment pour chaque cellule (c'est-à-dire en ignorant tout couplage ou interférence pouvant exister entre les diverses régions ou compositions du même réacteur).

Les flux ϕ obtenus dans cette étape serviront à générer les constantes de groupe pour chaque zone du réacteur homogénéisé. Le réacteur ainsi homogénéisé est alors facilement calculable par les codes de calcul de cœur basés sur l'équation de la diffusion multi-groupe.

Pour simplifier encore plus les calculs de transport des neutrons à travers la cellule caractéristique de chaque région, il est de coutume de transformer la géométrie tridimensionnelle de la cellule réelle en une géométrie à une dimension et ce en considérant que la cellule est infiniment longue et que la frontière externe complexe est remplaçable par une frontière cylindrique équivalente avec conservation des volumes à travers la cellule (Fig. 2.5). Une attention particulière doit être faite au sujet du type de condition aux limites à imposer à la frontière.

2.4.2.5. Détermination des constantes de groupes

Bien que les constantes de groupe constituent un ensemble de nombres, elles représentent toute la physique de l'interaction des neutrons avec les divers matériaux et milieux formant le réacteur hétérogène. Aussi, une attention particulière doit être faite pour les déterminer d'une façon adéquate.

En physique des réacteurs thermiques, il est de coutume de faire la classification des constantes de groupe en deux principales catégories :

- 1- Celles correspondant au domaine des énergies rapides.
- 2- Celles correspondant au domaine des énergies thermiques.

Dans le domaine thermique, le libre parcours moyen des neutrons thermiques est très réduit ce qui nécessite une prise en compte détaillée des effets hétérogènes. Deux approches sont alors adoptées (Fig. 2.6).

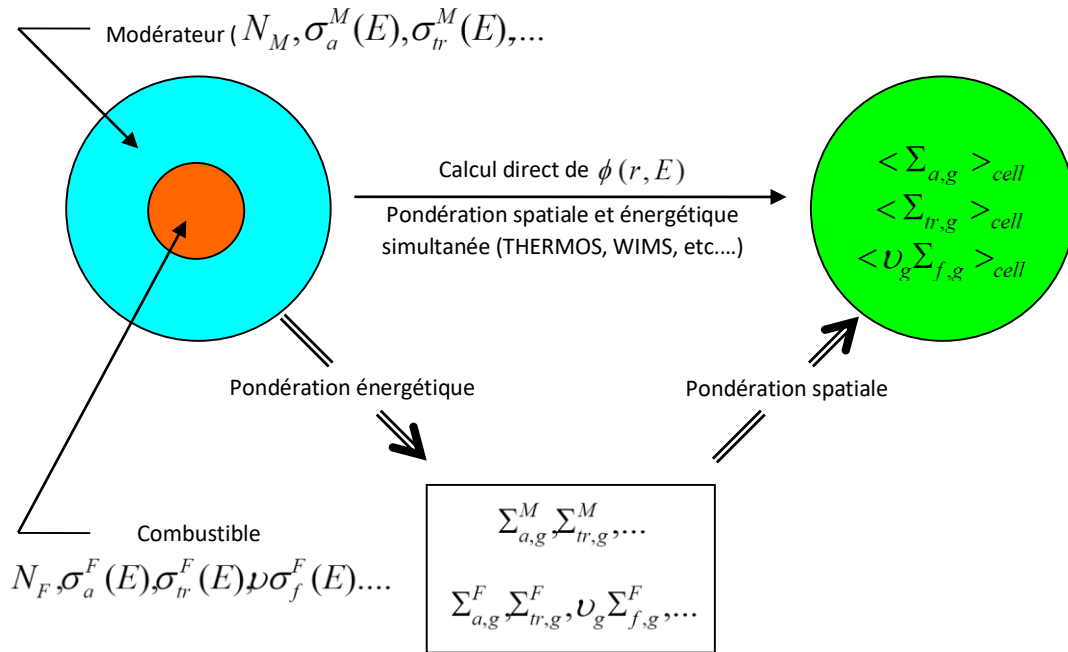


Fig. 2.6 : Détermination des constantes de groupes pour une cellule hétérogène.

La première approche considère la séparabilité entre les variables d'espace $\phi(r)$, et d'énergie $\psi(E)$, du flux neutronique c'est-à-dire :

$$\phi(r, E) \approx \phi(r) \cdot \psi(E) \quad (2.9)$$

Dans cette approche la section efficace effective moyennée sur la cellule, pour le groupe énergétique g , est alors :

$$\langle \Sigma_{xg} \rangle_{cell} = \frac{\Sigma_{xg}^F + \Sigma_{xg}^M \left(\frac{V_M}{V_F} \right) \cdot \xi_g}{1 + \left(\frac{V_M}{V_F} \right) \cdot \xi_g} \quad (2.10)$$

Σ_{xg}^i : Section efficace effective pour le groupe g dans la région i de la cellule définie par :

$$\Sigma_{xg}^i = \frac{\int_{E_g}^{E_{g-1}} \Sigma_x^i(E) \cdot \psi(E) dE}{\int_{E_g}^{E_{g-1}} \psi(E) dE} \quad (2.11)$$

V_i : Volume de la région i dans la cellule.

Pour déterminer le spectre $\psi(E)$, on mélange les divers composants de la cellule (Fuel, modérateur, gaine, ...) afin d'obtenir une cellule homogène qu'on traite par un code de calcul de spectre en milieu homogène infini.

La deuxième approche, plus élaborée, résout directement l'équation de transport pour obtenir $\phi(r, E)$.

2.4.3. Equation de diffusion et calcul de cœur

Pour le calcul de cœur entier, en l'état actuel des capacités de calcul, il est nécessaire de simplifier l'équation de Boltzmann pour être capable de la résoudre. On la simplifie en équation de la diffusion. On intègre l'équation de transport sur la direction Ω pour obtenir :

$$\text{div} \vec{j}(\vec{r}, E) + \Sigma_t(\vec{r}, E)\phi(\vec{r}, E) = \int_0^{E_c} \Sigma_s(\vec{r}, E' \rightarrow E)\phi(\vec{r}, E')dE' + S(\vec{r}, E) \quad (2.12)$$

Où $\vec{j}(\vec{r}, E)$ est le courant neutronique à la position r et à l'énergie E défini par :

$$\vec{j}(\vec{r}, E) = \int_{4\pi} \vec{\Omega} \nabla \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) d\vec{\Omega} \quad (2.13)$$

Dans l'approximation de la diffusion on utilise la loi de Fick pour exprimer le courant $\vec{j}(\vec{r}, E)$ en fonction du flux $\phi(\vec{r}, E)$ c'est-à-dire :

$$\vec{j}(\vec{r}, E) = -D(\vec{r}, E) \overrightarrow{\text{grad}} \phi(\vec{r}, E) \quad (2.14)$$

Où $D(\vec{r}, E)$ est le coefficient de diffusion au point r et à l'énergie E .

Dans le cas où on considère une source composée seulement du terme de fission, l'équation de Boltzmann dans son approximation de la diffusion est souvent écrite sous la forme suivante :

$$\begin{aligned} -\text{div} D(\vec{r}, E) \overrightarrow{\text{grad}} \phi(\vec{r}, E) + \Sigma_t(\vec{r}, E)\phi(\vec{r}, E) &= \int_0^{E_c} \Sigma_s(\vec{r}, E' \rightarrow E)\phi(\vec{r}, E')dE' \\ &+ \frac{\chi(E)}{K_{eff}} \int_0^{E_c} \nu(E') \Sigma_f(\vec{r}, E')\phi(\vec{r}, E')dE' \end{aligned} \quad (2.15)$$

Avec :

- $\chi(E)$: Spectre de fission neutronique ;
- $\nu(E)$: Nombre de neutrons d'énergie E produit par fission ;
- $\Sigma_f(\vec{r}, E)$: Section efficace de fission à la position r et à la l'énergie E ;
- K_{eff} : Facteur de multiplication effectif.

L'équation (2.15) est l'équation de diffusion des neutrons.

Dans cette méthode, les énergies des neutrons sont divisées en un certain nombre de groupes. Les neutrons de chaque groupe sont traités comme un ensemble et les interactions qu'ils subissent (diffusion, absorption, etc.) sont décrites par des coefficients moyens de diffusion et des sections efficaces moyennes appelées constantes de groupe. Pour obtenir l'équation multi groupe on définit les termes suivants :

- **Le flux de neutron dans le groupe d'indice g :**

$$\Phi^g(\vec{r}) = \int_{E_g}^{E_{g-1}} \Phi(\vec{r}, E) dE \quad (2.16)$$

- **Le terme de diffusion :**

$$-div D^g(\vec{r}) \overrightarrow{grad} \Phi^g(\vec{r}) = \int_{E_g}^{E_{g-1}} -div D(\vec{r}, E) \overrightarrow{grad} \Phi(\vec{r}, E) dE \quad (2.17)$$

- **Les constantes de groupe sont calculées par la relation :**

$$C^g(\vec{r}) = \frac{\int_{E_g}^{E_{g-1}} C(\vec{r}, E) \Phi(\vec{r}, E) dE}{\int_{E_g}^{E_{g-1}} \Phi(\vec{r}, E) dE} \quad (2.18)$$

Où : C^g peut être Σ_a^g ou Σ_s^g ou $\nu\Sigma_f^g$.

- **Le coefficient de diffusion $D^g(r)$ est donné par la relation :**

$$D^g(r) = \frac{\int_{E_g}^{E_{g-1}} D(\vec{r}, E) \overrightarrow{grad} \phi(\vec{r}, E) dE}{\int_{E_g}^{E_{g-1}} \overrightarrow{grad} \phi(\vec{r}, E) dE} \quad (2.19)$$

Les intégrales sur l'énergie deviennent alors :

$$\int_g \int_0^{E_c} \Sigma_s(\vec{r}, E' \rightarrow E) \Phi(\vec{r}, E) dE dE' = \sum_{g'=1}^G \Sigma_s^{g' \rightarrow g}(\vec{r}) \Phi^{g'}(\vec{r}) \quad (2.20)$$

$$\int_{E_g} \frac{\chi(E)}{K_{eff}} \int_0^{E_c} \nu \Sigma_f(\vec{r}, E) \phi(\vec{r}, E) dE dE = \frac{\chi^g}{K_{eff}} \sum_{g'=1}^G (\nu \Sigma_f^{g'}) (\vec{r}) \Phi^{g'}(\vec{r}) \quad (2.21)$$

En multipliant l'équation (2.15) par dE , en intégrant sur le groupe g et en tenant compte des équations (2.16)..... (2.21) on arrive à l'équation de diffusion multi groupe suivante :

$$-div D^g(\vec{r}) \overrightarrow{grad} \Phi^g(\vec{r}) + \Sigma_a^g(\vec{r}) \Phi^g(\vec{r}) + \left(\sum_{g' \neq g} \Sigma_s^{g \rightarrow g'}(\vec{r}) \right) \Phi^g(\vec{r}) = \sum_{g' \neq g} \Sigma_s^{g' \rightarrow g}(\vec{r}) \Phi^{g'}(\vec{r}) + \frac{\chi^g}{K_{eff}} \sum_{g'=1}^G (\nu \Sigma_f^{g'}) (\vec{r}) \Phi^{g'}(\vec{r}) \quad g=1, 2, \dots, G \quad (2.22)$$

2.4.3.1. Résolution numérique de l'équation de diffusion multi groupe

L'équation (2.22) possède une dépendance complexe sur les trois variables d'espace et la variable énergie. La variation des sections efficaces avec la position r est très compliquée car la plupart des réacteurs n'ont pas une structure homogène et leur cœur présente des hétérogénéités dues à la présence de différents matériaux.

La dépendance en énergie est aussi extrêmement compliquée spécialement dans le domaine épi-thermique où les sections efficaces présentent des pics de résonances très importants.

Hormis quelques cas simples et peu réalistes, il n'est pas possible de résoudre analytiquement l'équation de diffusion. On a recourt systématiquement aux méthodes numériques qui transforment l'équation (2.21) en un système d'équations faciles à résoudre sur ordinateur. Les discrétisations en différences finies ou en éléments finis sont très utilisées dans le calcul global du cœur d'un réacteur nucléaire.

- **La discrétisation par la méthode des différences finies** : est la méthode utilisée dans le code CITATION.

Illustrons la méthode pour le cas simple d'un réacteur plaque à une dimension et à un seul groupe d'énergie. L'équation de diffusion s'écrit:

$$-D \left[d^2 \frac{\Phi}{dx^2} \right] + \sum_a \Phi(x) = \frac{1}{K_{eff}} \nu \sum_f \Phi(x) \tag{2.23}$$

Divisons la variable x en N intervalles égaux d'épaisseur Δ selon le schéma ci-dessous : $\Delta = a/N$, avec a = épaisseur de la plaque.

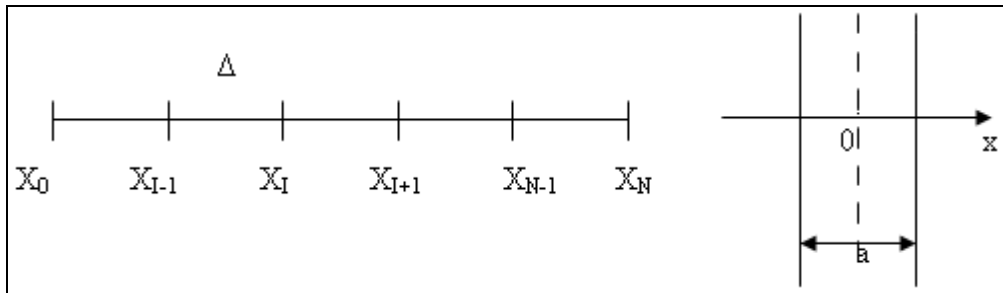


Fig. 2.7 : Discrétisation de la variable espace.

Faisons un développement de Taylor du flux Φ_{I+1} (flux au nœud I+1) et du flux Φ_{I-1} (flux au nœud I-1):

$$\Phi_{I+1} = \Phi(x_{I+1}) = \Phi_I + \Delta \left[d\Phi/dx \right]_I + \frac{\Delta^2}{2} \left[d^2\Phi/dx^2 \right]_I + \dots \tag{2.24}$$

$$\Phi_{I-1} = \Phi(x_{I-1}) = \Phi_I + \Delta \left[d\Phi/dx \right]_I + \frac{\Delta^2}{2} \left[d^2\Phi/dx^2 \right]_I + \dots \tag{2.25}$$

Pour Δ suffisamment petit, l'équation de diffusion se réduit à :

$$\left[-D/\Delta^2 \right] \Phi_{I-1} + \left[(2D/\Delta^2) + \Sigma_a \right] \Phi_I - \left[D/\Delta^2 \right] \Phi_{I+1} = S_I \tag{2.26}$$

Où

$$S_I = \frac{1}{K_{eff}} \nu \sum_f \Phi_I \quad (2.27)$$

En posant,

$$a_{I,I-1} = -D/\Delta^2, \quad a_{I,I} = (2D/\Delta^2) + \Sigma_a, \quad a_{I,I+1} = a_{I,I-1} \quad (2.28)$$

On obtient:

$$a_{I,I-1} \Phi_{I-1} + a_{I,I} \Phi_I + a_{I,I+1} \Phi_{I+1} = S_I, \quad I = 1, 2, \dots, N-1 \quad (2.29)$$

C'est à dire:

$$\begin{aligned} a_{11} \Phi_1 + a_{12} \Phi_2 &= S_1 \\ a_{21} \Phi_1 + a_{22} \Phi_2 + a_{23} \Phi_3 &= S_2 \\ a_{32} \Phi_2 + a_{33} \Phi_3 + a_{34} \Phi_4 &= S_3 \\ &\bullet \\ &\bullet \\ &\bullet \\ a_{N-1, N-2} \Phi_{N-2} + a_{N-1, N-1} \Phi_{N-1} &= S_{N-1} \end{aligned}$$

Le système ci-dessus est généralement écrit sous la forme matricielle suivante :

$$M \Phi = \left(\frac{1}{K_{eff}} \right) F \Phi \quad (2.30)$$

Où M et F sont des matrices carrées ayant $(N-1)$ lignes et $(N-1)$ colonnes, Φ est un vecteur colonne à $(N-1)$ éléments.

La solution de cette équation est généralement obtenue à travers l'utilisation des méthodes itératives basées sur le processus d'itérations internes-externes (internes : détermination de Φ , externes : détermination de K_{eff}). Ces méthodes itératives donnent en plus des vecteurs propres (flux Φ), la valeur propre (le facteur de multiplication effectif).

En pratique on commence par attribuer une valeur initiale $F \Phi^{(0)}$ à la source de fission et une valeur initiale K_{eff}^0 au facteur de multiplication effectif puis on détermine le vecteur flux Φ à travers le processus itératif suivant:

$$\Phi^{(n+1)} = M^{-1} \frac{1}{K_{eff}^{(n)}} F \Phi^{(n)} \quad (2.31)$$

Où M^{-1} désigne l'inverse de la matrice M .

Après avoir obtenu le flux $\Phi^{(n+1)}$ on peut déterminer une nouvelle estimation $F \Phi^{(n)}$ pour la source de fission et une nouvelle estimation $K_{eff}^{(n+1)}$ pour le facteur de multiplication effectif.

Plusieurs schémas de pondération peuvent être utilisés pour déterminer $K_{eff}^{(n+1)}$.

L'un des schémas les plus cités consiste à utiliser le produit scalaire du vecteur source de fission $F \Phi^{(n+1)}$ avec l'équation (2.31) pour obtenir :

$$K_{eff}^{(n+1)} = K_{eff}^{(n)} \frac{(F \Phi^{(n+1)}, F \Phi^{(n+1)})}{(F \Phi^{(n)}, F \Phi^{(n+1)})} \quad (2.32)$$

Le processus itératif est arrêté quand le facteur de multiplication et le flux satisfont à certains critères de convergence.

2.4.3.2. Calcul de cœur

Le calcul global du cœur permet, grâce aux résultats de la première phase (calcul de cellule) et après une description détaillée de la géométrie du cœur, de déterminer le facteur de multiplication et les distributions de flux et de densités de puissances.

Dans cette étape on remplace les cellules réelles par un milieu 'homogène équivalent'. Les constantes nucléaires de ce milieu homogène équivalent sont obtenues par pondération des sections efficaces de la cellule réelle par la structure fine calculée dans l'étape précédente.

Les codes basés sur la théorie de la diffusion sont ici valables pour la détermination du flux macroscopique à travers le cœur d'un réacteur homogénéisé.

Calcul pratique du cœur du réacteur NUR

3.1. Introduction

Dans le chapitre précédent, nous avons vu les différentes méthodes de résolution de l'équation de transport, qui s'appuient sur les codes de calculs.

L'utilisation des outils de simulation numérique en neutronique vise à calculer le flux neutronique, qui a la dimension d'une quantité de particules par unité de surface et de temps, dans le réacteur. Dans le domaine de la neutronique le flux possède une dépendance continue en espace, en énergie et en temps. Les équations de transport et de diffusion sont résolues numériquement en discrétisant l'énergie par la technique multi-groupe et l'espace par la technique des différences finies en général. Pour le calcul de transport, une bibliothèque de sections efficaces multi-groupes est préparée à l'avance.

Ce chapitre, décrit le réacteur nucléaire NUR. Puis, nous allons introduire les différents codes de calculs qui seront utilisés dans le cadre de l'étude, tels que : WIMSD [9,16] (pour le calcul de cellule); CITVAP [17] (pour le calcul global du cœur).

3.2. Brève description du réacteur nucléaire NUR

Le réacteur nucléaire de recherche NUR (Nuclear Uranium Reactor, aussi *lumière en arabe*), premier réacteur Algérien, est situé à Draria près d'Alger. Il a été construit en collaboration avec l'entreprise Argentine INVAP et inauguré officiellement le 3 avril 1989. Le réacteur est installé au Centre de Recherche Nucléaire de Draria (CRND) [18].

C'est un réacteur de type piscine ouverte, doté d'une grande flexibilité expérimentale qui atteint une puissance de 1 Mégawatt thermique (Fig. 3.1), mais des travaux sont en cours pour améliorer sa puissance à 3,5 MW [19]. Son cœur est immergé dans une cuve remplie d'eau légère pour le refroidir, est entouré par des blocs de graphite qui agissent comme réflecteurs de neutrons. Le cœur est constitué d'éléments combustibles à plaques de type MTR enrichis approximativement à 20 %.

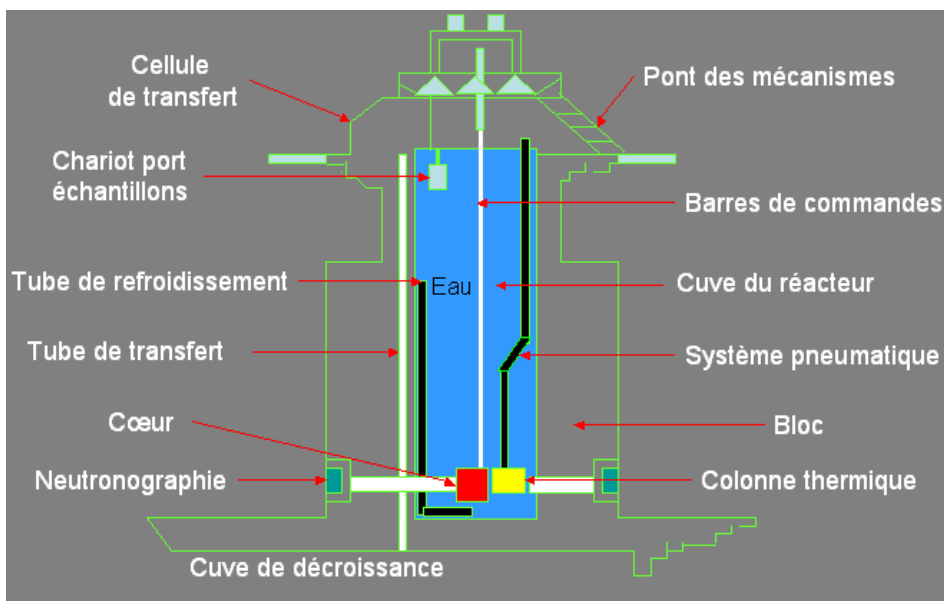


Fig. 3.1 : Coupe longitudinale du réacteur NUR.

La figure 3.2 représente la configuration de démarrage (IV-N) et la configuration actuelle (X-1) du cœur du réacteur NUR [20].

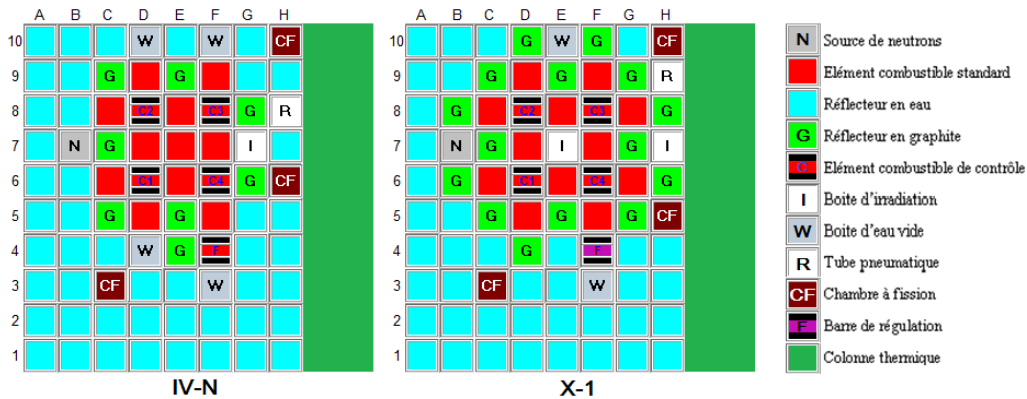


Fig. 3.2 : Configuration de démarrage (IV-N) et actuelle (X-1) du réacteur NUR.

Le réacteur NUR dispose de plusieurs tubes qui sont positionnés à 360 degrés autour du cœur appelés canaux d'irradiation. Il dispose de deux canaux d'irradiation verticaux munis de dispositif pneumatique, dédiés à la technique d'analyse par activation neutronique, l'un se trouve à la périphérie du cœur et l'autre dans la colonne thermique. Il possède également cinq canaux d'irradiation horizontaux (Fig.3.3). Le flux neutronique thermique atteint la magnitude de $10^{13}n/(cm^2.s)$ dans la trappe centrale (boite d'irradiation en position E7).

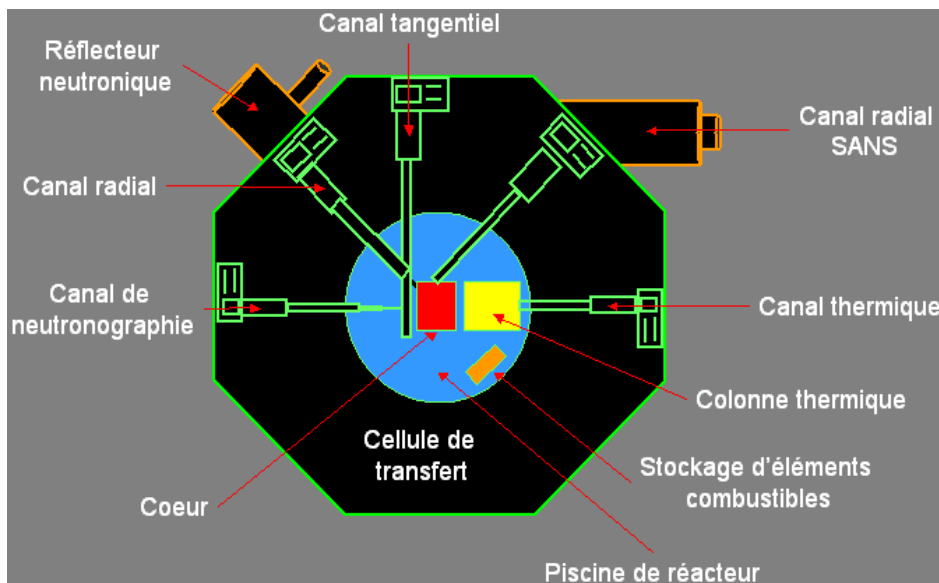


Fig.3.3 : Coupe transversale du réacteur NUR.

Pour le contrôle de la réaction nucléaire en chaîne, NUR est doté d'un dispositif de contrôle de la réactivité composé de cinq barres de contrôle : quatre barres de contrôle (C1, C2, C3, C4) et une barre de réglage fin (F). Chaque barre de contrôle est constituée de deux plaques absorbantes sous forme de fourche. Ces plaques sont constituées d'un noyau en alliage d'Argent-Indium-Cadmium (Ag = 80%, In = 15%, Cd = 5%) gainé dans de l'acier inox, Cet alliage peut absorber des neutrons de différentes énergies [19].

Les mécanismes de la mise en marche des barres de commande sont commandés manuellement par l'opérateur en salle de commande ou par l'action des automatismes liés à la sûreté du cœur du réacteur.

Pour évacuer la chaleur produite dans le cœur, le réacteur utilise un système de refroidissement (Fig.3.4), composé d'un circuit primaire où circule de l'eau de grande pureté et d'un circuit secondaire où circule de l'eau adoucie. Le couplage des deux circuits se fait à travers un échangeur de chaleur type plaque.

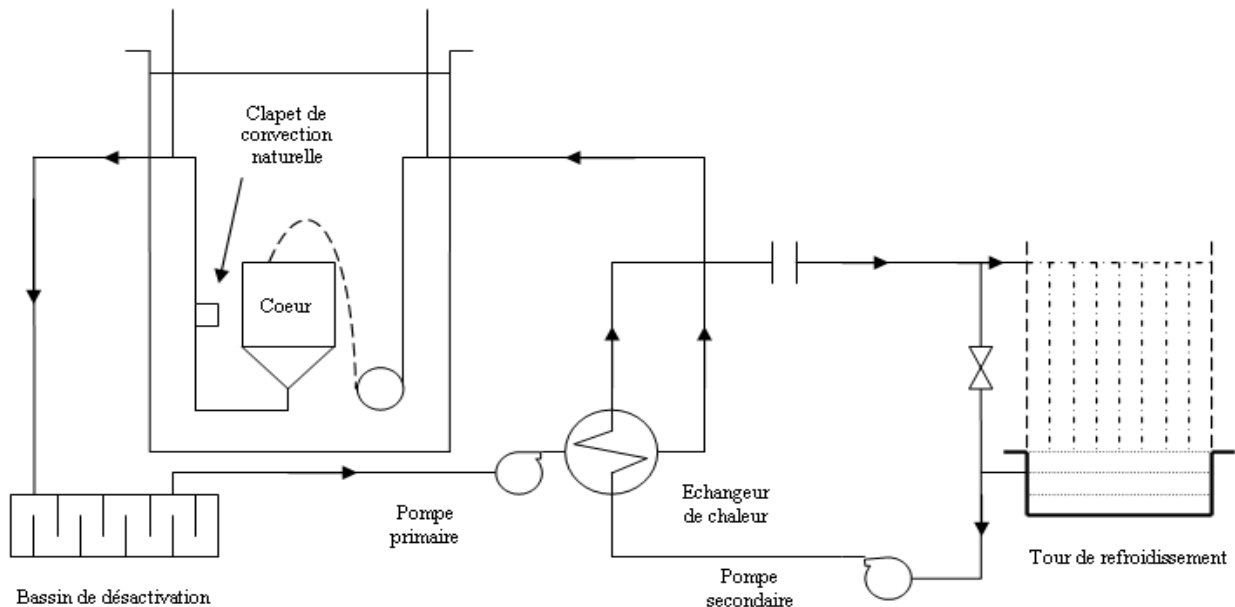


Fig.3.4 : Système de refroidissement du réacteur NUR.

3.3. Calcul pratique des configurations du cœur

Le but des calculs neutroniques d'un réacteur est de déterminer principalement les distributions des flux et des puissances neutroniques, la réactivité globale du cœur [21], la production de produits de fission [11,22], le taux de combustion [23,24], les différents paramètres cinétiques ainsi que les marges d'anti-réactivité requises pour le contrôle du réacteur.

Les calculs neutroniques ont été réalisés à travers l'utilisation du système MTR_PC [25] qui a été développé par la société argentine INVAP pour exécuter des calculs neutroniques, thermo-hydrauliques et de blindage pour des réacteurs nucléaires de type MTR sur les ordinateurs individuels (PC). Il a été développé sur un schéma modulaire où l'utilisateur peut choisir un ensemble particulier de programmes et changer ou ajouter facilement d'autres codes.

Le système de codes MTR_PC rassemble WIMSD, ses utilitaires, le code de calcul global CITVAP etc...

3.3.1. Calcul de cellule et utilisation du modèle WIMSD

3.3.1.1. Utilisation du modèle WIMSD

Les calculs de cellule sont effectués en utilisant le modèle WIMSD avec la partition de 69 groupes de sa bibliothèque intrinsèque de données nucléaires [26]. WIMSD est un code de transport, basé sur la résolution de l'équation de transport de BOLTZMANN (voir 2.4.1 du chapitre 2), largement utilisé pour les calculs de cellule des réacteurs de recherche et de puissance. Le code détermine les différentes constantes de groupe nécessaires pour le calcul global de cœur en tenant compte de l'usure de la matière combustible le long de la durée de vie du cœur.

Le code permet aussi de calculer le facteur de multiplication infini ou effectif, des distributions de flux et des taux de réactions.

WIMSD inclut une grande classe de méthodes et modèles développés pour le calcul physique de réacteur. Pour la résolution de l'équation de transport, il offre le choix d'utilisation de plusieurs méthodes numériques comme par exemple la méthode Sn, la méthode de probabilité de collision et la méthode de la théorie de diffusion, celles qui ont été citées dans le Chapitre 2.

Le code WIMSD utilise une bibliothèque multigroupe à 69 groupes d'énergies, qui se répartissent comme suit : 14 groupes rapides, 13 groupes de résonance et 42 groupes thermiques. Les groupes rapides couvrent une bande d'énergie allant de 10 MeV à 9.118 KeV, les groupes de résonances vont de 9.118 KeV à 4 eV et les 42 groupes thermiques s'étalent de 4 eV à 0eV.

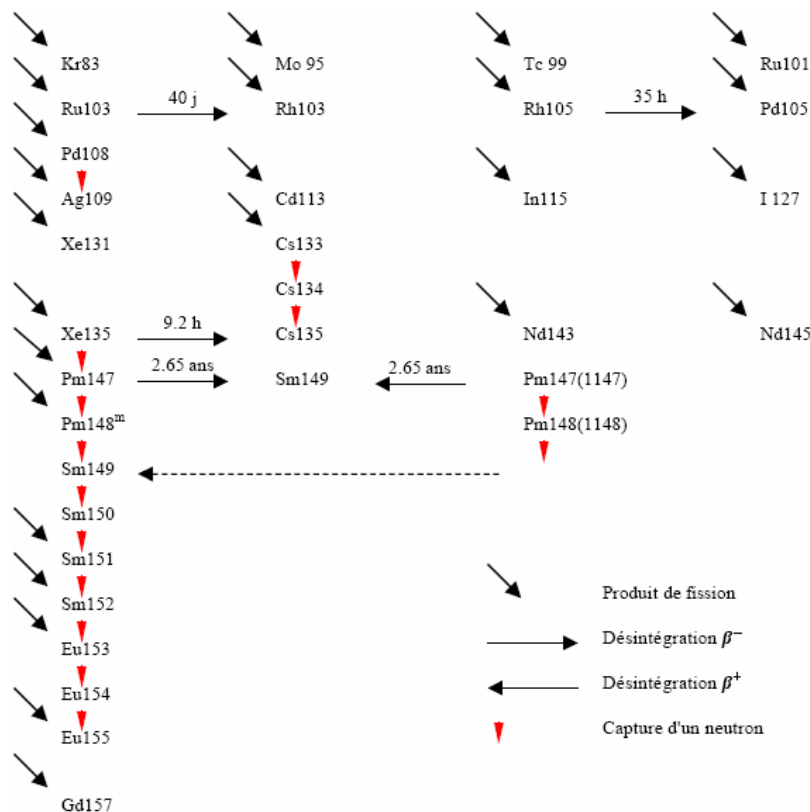


Fig.3.5 : Chaînes de produits de fission dans la bibliothèque de WIMSD.

La bibliothèque contient un grand nombre d'isotopes qui sont particulièrement rencontrés dans les réacteurs nucléaires. Dans les régions thermiques, la matrice de diffusion est donnée pour tous les isotopes à différentes températures pour les importants modérateurs à savoir, l'Hydrogène, le Deutérium, l'Oxygène et le Carbone. Les produits de fission (Fig.3.5) et les données pour le calcul du burnup sont également inclus dans cette bibliothèque.

3.3.1.2. Calcul de cellule du réacteur NUR

Pour la modélisation d'une cellule, on doit tout d'abord préparer les données suivantes:

- Type de cellule,
- Données géométriques de la cellule (dimensions),
- Densités atomiques de tous les isotopes présents dans la cellule (composition de la cellule),
- Température des matériaux constituant la cellule.

La première étape du calcul consiste en l'identification des différentes cellules pour la détermination des flux de neutrons nécessaires à la génération des bibliothèques des sections efficaces macroscopiques à quelques groupes d'énergie.

Plusieurs types de cellules sont considérées (combustible, réflecteur, boîte d'irradiation, etc.) avec deux modèles d'éléments combustibles: l'élément combustible standard et l'élément combustible de contrôle [20,18]. Le modèle de la cellule retenu pour représenter un élément combustible SFE est un modèle à géométrie plaque à trois milieux :

- Milieu 1 : présentant la matrice U_3O_8 -Al ;
- Milieu 2 : gaine en Al et aluminium de structure ;
- Milieu 3 : modérateur en eau (H_2O), espace entre les plaques et les canaux autour.

La figure 3.6 représente le modèle de cellule utilisé pour l'élément SFE.

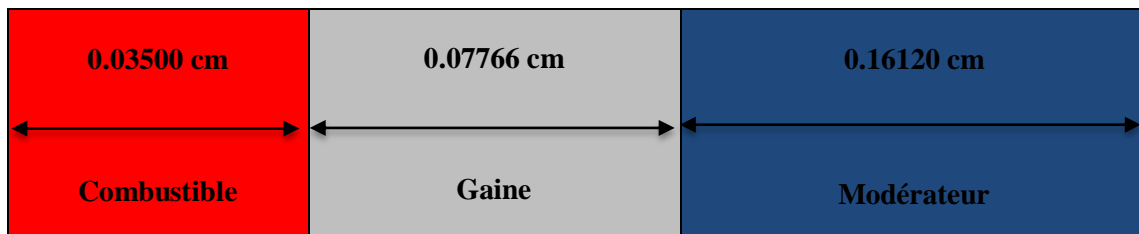


Fig.3.6: Modèle de la cellule unité SFE.

Les calculs de réacteurs à petit cœur comme le réacteur NUR sont très sensibles aux caractéristiques neutroniques du réflecteur. A cet effet, la région de réflecteur en eau a été divisée en trois (Fig. 3.7) :

- La première région (épaisseur 8.1 cm) correspond à la partie du réflecteur en contact avec la partie active du cœur ;
- la deuxième région (épaisseur 8.1 cm) correspond à la partie consécutive ;
- la troisième région (épaisseur 60 cm) occupe le reste du réflecteur.

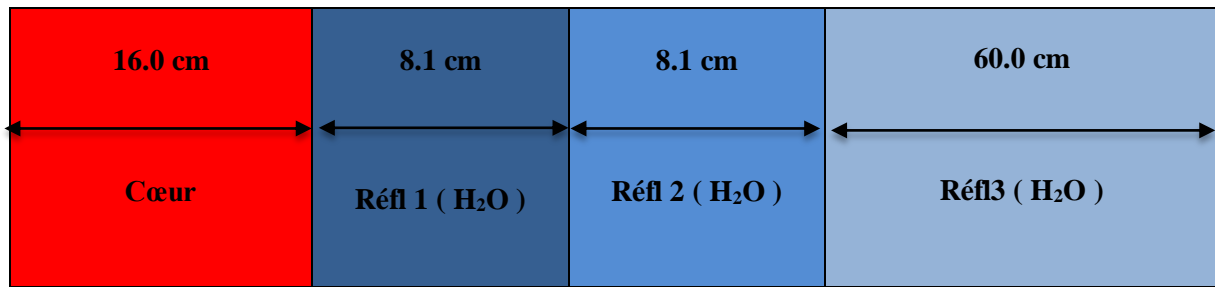


Fig.3.7: Représentation d'une macro-cellule de réflecteur en eau.

Une condition aux limites type réflective a été employée dans tous les cas à l'exception des cas concernant les réflecteurs d'eau et la colonne thermique en graphite où une condition aux limites externes type 'FREE' a été choisie.

Les données ont été générées pour deux cas de température :

- Froid : $T=20\text{ }^{\circ}\text{C}$ pour tous les matériaux ;
- Chaud : $\left\{ \begin{array}{l} T=63\text{ }^{\circ}\text{C} \text{ pour le combustible ;} \\ T=52,6\text{ }^{\circ}\text{C} \text{ pour la gaine en aluminium ;} \\ T=42,2\text{ }^{\circ}\text{C} \text{ pour le modérateur et d'autres matériaux réflecteurs et de structures.} \end{array} \right.$

3.3.1.3. Exécution des calculs

La modélisation des cellules est introduite dans des formats bien spécifiques requis par le code WIMSD ; ceux sont les fichiers 'input'. Après l'exécution de ces inputs d'extension (.WII), des fichiers outputs d'extension (.WIO) sont obtenus. Ces fichiers contiennent les résultats de calcul (les différentes sections efficaces macroscopiques) à 69 groupes d'énergie et sont stockés dans des chaînes numérotées de 1 jusqu'à 16.

Dans le cas du réacteur NUR, Il a été démontré que cinq (05) groupes d'énergie sont adéquats pour la détermination des différents paramètres neutroniques à travers le cœur du réacteur [27]. Les sections efficaces de 69 groupes sont condensées à 5 groupes d'énergie en traitant par le programme POSWIMS [28] les fichiers (.WIP) générés par WIMSD. L'utilitaire POSWIMS est employé à ce stade pour homogénéiser et condenser les constantes de groupes dans quelques régions et pour quelques groupes d'énergie en utilisant les équations suivantes :

$$\overline{\Sigma_{xG}^{Cell}} = \frac{\sum_{i=1}^{Nr} \sum_{xG}^i \phi_G^i}{\sum_{i=1}^{Nr} \phi_G^i} \quad \overline{\Sigma_{xi}^G} = \frac{\sum_{g \in G} \sum_{xi}^g \phi_i^g}{\sum_{g \in G} \phi_i^g} \quad (3.1)$$

A la fin de cette étape, le fichier output (.NEW) issu est transmis au programme HXS (Handle Cross-Section) [29] du système MTR_PC pour créer un ensemble de bibliothèques de sections efficaces macroscopiques (Fig.3.8) disposées dans des formats structurés et stockées dans des fichiers (*.bib) et ceci pour les différentes cellules présentes dans le réacteur NUR.

Parmi celles-ci figurent les sections efficaces de fission, d'absorption, totale et le coefficient de diffusion. Les données incluses dans cette bibliothèque alimenteront par la suite les inputs requis pour le calcul global du réacteur où la résolution de l'équation de diffusion sera effectuée pour une géométrie détaillée de tout le cœur.

Le tableau 3.1 montre la structure énergétique à 5 groupes adoptée.

Tab. 3.1 : Structure adoptés pour les groupes d'énergies de la bibliothèque des sections efficaces macroscopiques.

Classification	N° de groupe	Energie Minimale
Rapide	5	821 keV
Epithermique	15	5.53 keV
	45	0.625 eV
Thermique	57	0.080 eV
	69	0.000 eV

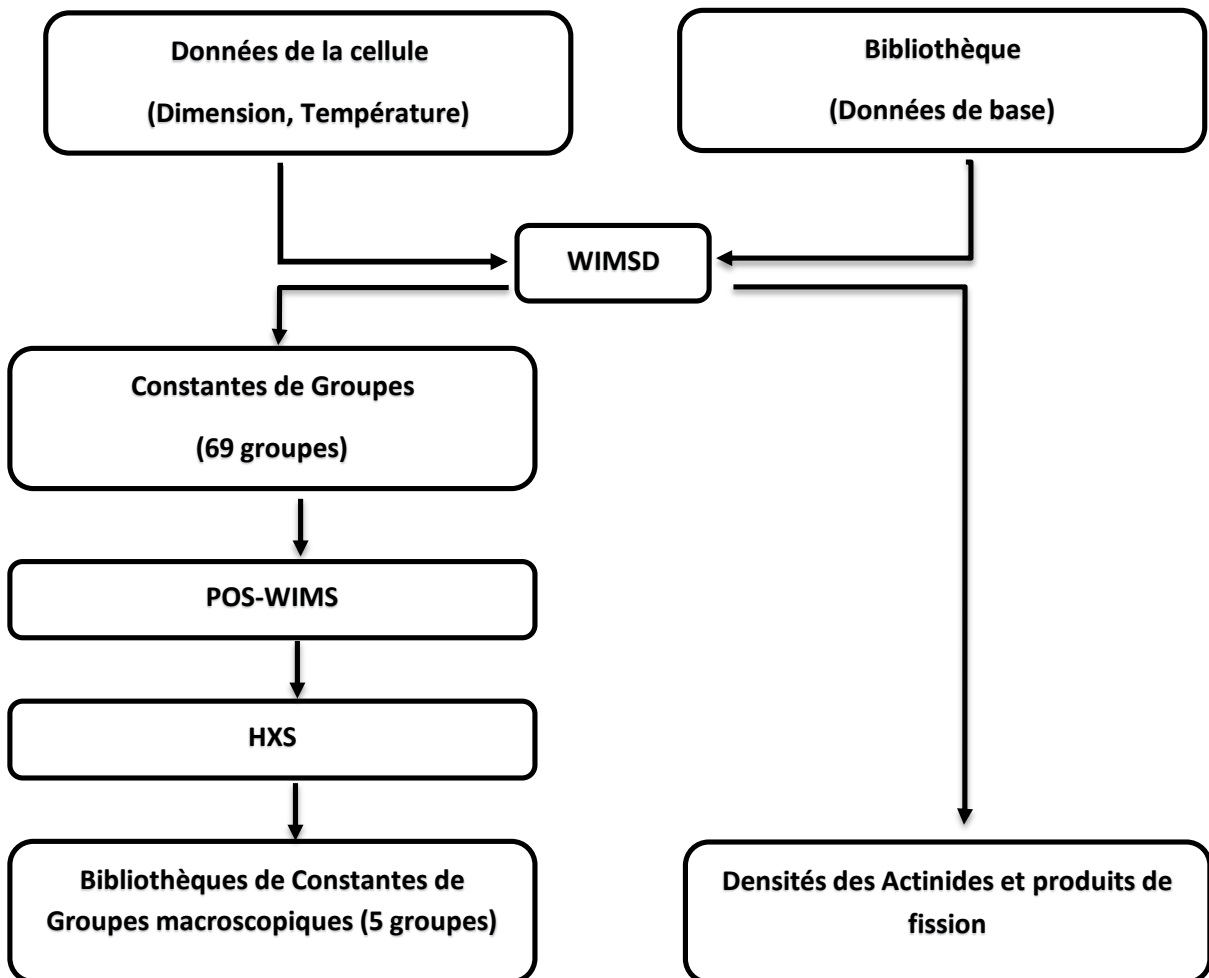


Fig.3.8 : Organigramme de calcul avec le code WIMSD.

3.3.2. Calcul de cœur et utilisation du modèle CITVAP

3.3.2.1. Calcul de cœur du réacteur NUR

Dans cette étape de calcul, l'approche des différences finies de la théorie de diffusion multi-groupe où le spectre d'énergie des neutrons est discrétisé en un nombre réduit de groupes d'énergie est utilisée [8].

L'équation de base résolue fait approximer le transport des neutrons en une position r , pour un groupe d'énergie g , par :

$$-D_{r,g} \nabla^2 \phi_{r,g} + (\Sigma_{a,r,g} + \sum_n \Sigma_{s,r,g \rightarrow n} + D_{r,g} B^2_g) \phi_{r,g} = \sum_n (\Sigma_{s,r,n \rightarrow g} + \frac{\chi_g (v\Sigma)_{f,r,n}}{k_{eff}}) \phi_{r,n} \quad (3.2)$$

- ∇^2 : Opérateur Laplacien géométrique, cm^{-2} ;
- $\phi_{r,g}$: flux neutronique au point r dans le groupe d'énergie g , $\text{n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{sec})$;
- $\Sigma_{a,r,g}$: section efficace macroscopique d'absorption, cm^{-1} ;
- $\Sigma_{s,r,g \rightarrow n}$: section efficace macroscopique de diffusion de neutron du groupe d'énergie g au groupe d'énergie n , cm^{-1} ;
- $D_{r,g}$: coefficient de diffusion, cm ;
- B^2 : buckling, cm^{-2} ;
- $v\Sigma_{f,r,n}$: section efficace de production macroscopique (V : nombre de neutrons produits par fission, Σ_f : section efficace de fission), cm^{-1} ;
- χ_g : fonction de distribution de sources de neutrons ($\sum_g \chi_g = 1.0$) ;
- k_{eff} : facteur effectif de multiplication des neutrons.

3.3.2.2. Utilisation du modèle CITVAP

Les calculs de cœur sont effectués par le module CITVAP en utilisant 5 groupes d'énergie et une géométrie tridimensionnelle X-Y-Z. CITVAP est une nouvelle version du code CITATION [30], développé par la division Ingénierie nucléaire de l'INVAP. Il a été développé pour sa mise en œuvre sur ordinateur personnel.

L'objectif du code est résoudre les problèmes des équations de diffusion multigroupes et multidimensionnelles, pour déterminer le facteur de multiplication effectif et les concentrations des produits de fission présents dans le combustible. En outre, il traite plusieurs phénomènes physiques ce qui permet la détermination de plusieurs paramètres neutroniques indispensables dans le calcul des réacteurs nucléaires, parmi ces calculs nous pouvons citer les calculs de burnup et les calculs relatifs à la gestion du combustible [31].

3.3.2.3. Exécution des calculs

La première étape du calcul consiste en utilisant les résultats issus du calcul de cellule et l'équation de diffusion est alors résolue en 3 dimensions afin de déterminer le facteur de multiplication neutronique effectif du milieu étudié, la distribution de flux neutronique, les distributions de puissance, réactivité, etc...

La géométrie complexe du cœur est introduite dans le calcul CITVAP d'une manière détaillée à travers des sections de commande où une discrétisation spatiale fine est adoptée selon les directions x et y en considérant qu'il y a plusieurs types de régions dans le cœur (élément combustible standard, élément combustible de contrôle, réflecteur en eau, réflecteur en graphite, etc.) La figure 3.9 montre la discrétisation adoptée pour la configuration X-1 du réacteur NUR.

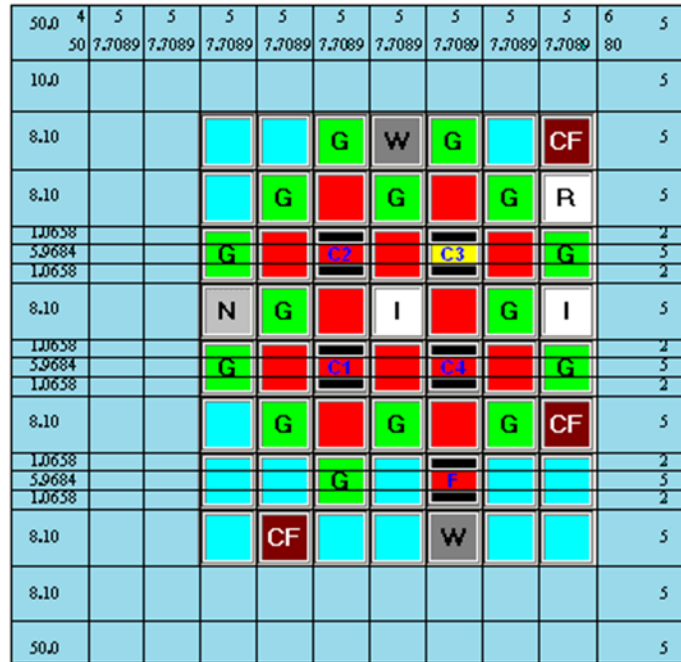


Fig. 3.9 : Géométrie de X-1 dans le fichier input de CITVAP.

Le calcul du cœur ne s'applique pas à un milieu hétérogène, mais à un milieu équivalent homogénéisé, dans lequel chaque cellule est représentée par une zone homogène, ayant les mêmes propriétés neutroniques que la cellule hétérogène réelle. Le numéro indice de cette zone porte donc toutes les propriétés emmagasinées dans la bibliothèque préparée dans l'étape (Fig.3.10) [31].



Fig. 3.10 : Zonage des éléments constituant le cœur.

Les données recueillies sont traitées et stockées (fig.3.11) pour créer des fichiers input d'extension (.CII), ensuite nous les exécuter pour créés des fichiers outputs d'extension (.CIO). Ces fichiers contiennent les résultats de calcul : facteur de multiplication effectif et réactivité globale sur tout le cœur de réacteur, distributions du burnup et de la puissance thermique dans

les différents assemblages combustibles, distribution des flux neutronique (rapides, épithermiques et thermiques) à travers le cœur du réacteur et facteurs de pics et réactivités des barres de contrôle.

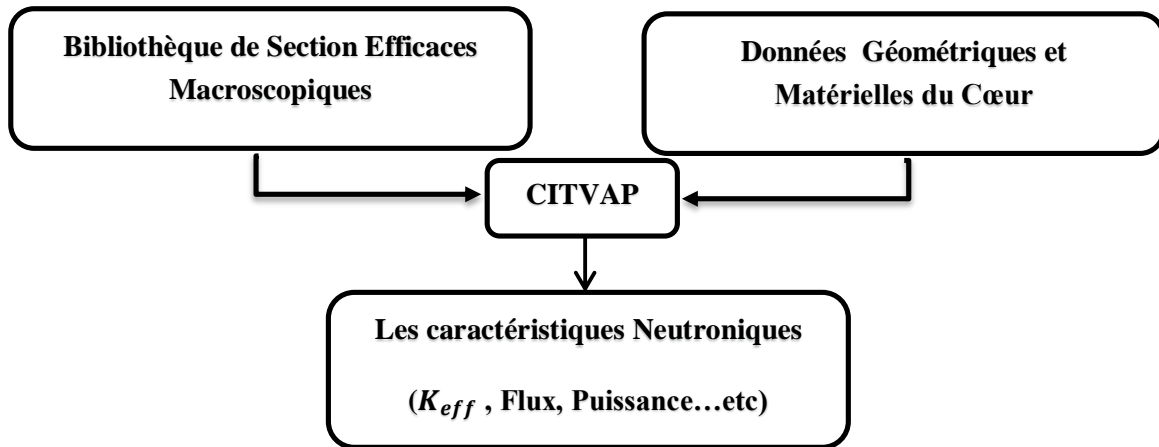


Fig.3.11 : Organigramme de code CITVAP.

La figure 3.12 représente le cheminement des deux étapes intervenant dans le calcul de conception d'un cœur, à savoir le calcul de cellule et le calcul de cœur, intégrant les utilitaires d'interface ; POS_WIMS et HXS.

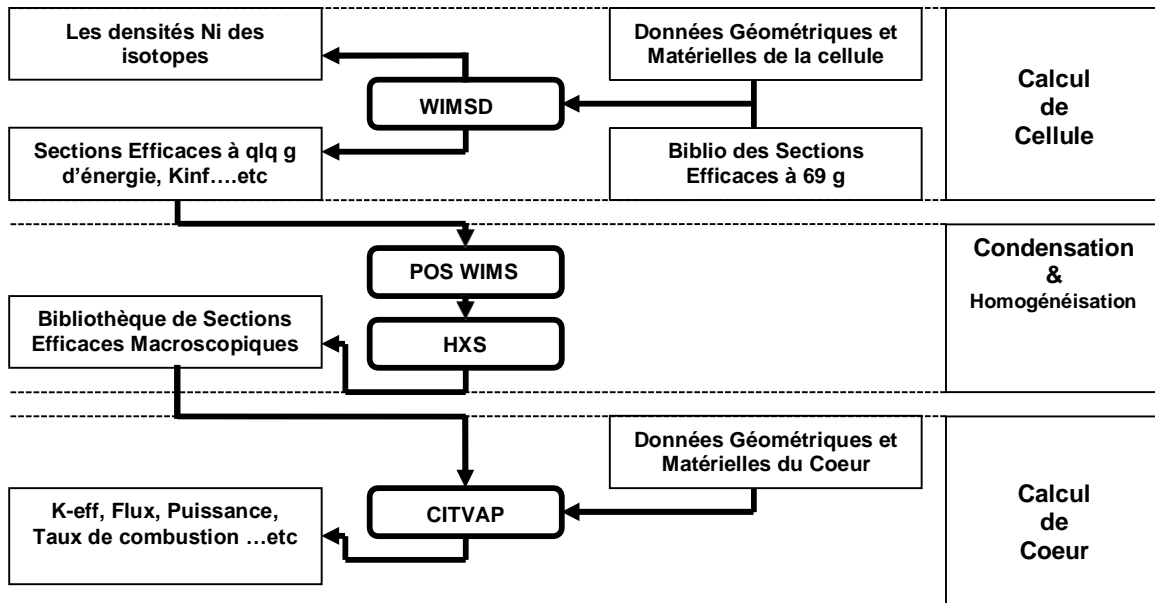


Figure 3.12 : Schéma des différentes étapes intervenant dans le calcul de Conception du cœur.

Analyse de configurations pour la BNCT et résultats

4.1. Introduction

Dans le chapitre précédent, l'expertise présentée nous a permis de maîtriser le calcul des paramètres capitaux des configurations de cœur du réacteur NUR. Ces paramètres sont nécessaires pour deux principaux objectifs ; primo, le degré de réponse de ces paramètres aux besoins d'utilisation et d'exploitation du réacteur, secundo, la vérification et l'évaluation du degré de sûreté du fonctionnement du réacteur.

Dans ce chapitre, en plus de la configuration actuelle X-1 du cœur du réacteur NUR, trois autres configurations ont été proposées pour la technique BNCT. Les principaux paramètres neutroniques, comme le spectre de neutrons, la réactivité et les flux neutroniques ont été déterminés et étudiés pour les quatre configurations afin de mesurer les améliorations des caractéristiques neutroniques du cœur qui peuvent entraîner une augmentation des niveaux de flux de neutrons utiles à divers sites d'irradiation et canaux de faisceaux neutroniques. Ainsi, des études neutroniques ont été réalisées afin de s'assurer que les limites de sûreté d'exploitation autorisées du réacteur ne soient pas dépassées.

4.2. Recherche et étude des configurations adéquates

Le cœur du réacteur NUR comporte une grille rectangulaire de 8×10 positions pouvant s'adapter à différents types d'éléments. NUR dispose de plusieurs canaux d'irradiation verticaux dans le cœur et dans la colonne thermique. Il possède également cinq canaux d'irradiation horizontaux. La colonne thermique du réacteur est fabriquée à partir d'une caisse d'aluminium, contenant un bloc de graphite qui ralentit la vitesse des neutrons. La colonne couvre toute la longueur active du cœur.

Pour l'implantation de la technique BNCT au niveau de l'installation réacteur NUR, le canal thermique (canal N° 5) a été proposé (Fig. 4.1). La figure 4.1 montre aussi le positionnement de la colonne thermique dans la piscine du réacteur.

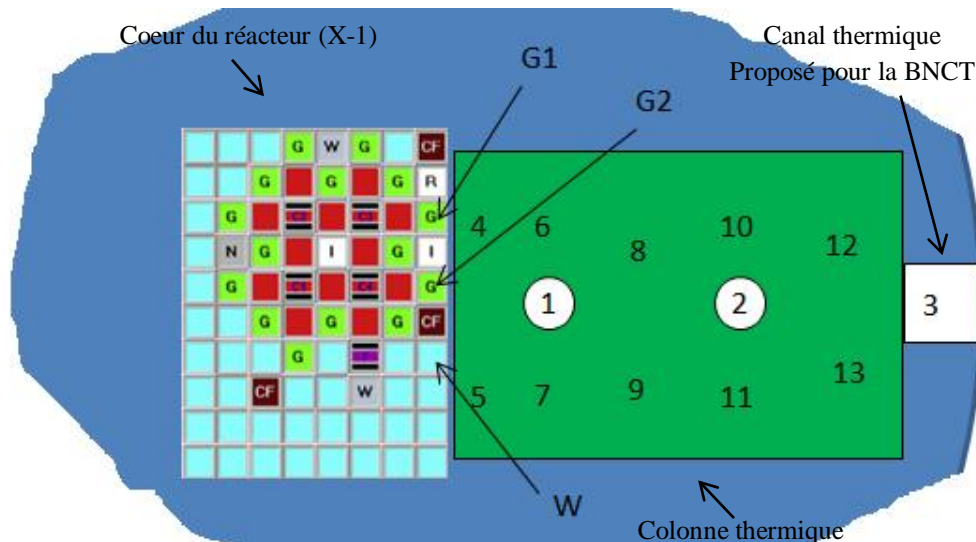


Fig. 4.1 : Positionnement de la colonne thermique entre X-1 et le canal N° 5.

Sans citer les dizaines de références, l'installation d'une telle technique (BNCT) auprès du réacteur NUR est très favorable pour ce type d'installation (réacteur de recherche, à cœur de petit taille, puissance nominale adéquate, configuration très facile à réarranger, ...).

Les paramètres capitaux du faisceau neutronique requis pour la BNCT à la sortie du canal recommandés par l'Agence Internationale à l'Energie Atomique (AIEA) sont présentés dans le tableau suivant (Tab. 4.1) [32].

Tab. 4.1 : Paramètres du faisceau de neutrons recommandés par l'AIEA pour la BNCT.

BNCT Thermique		BNCT Epi-thermique	
Paramètre	Valeur recommandée	Paramètre	Valeur recommandée
Flux thermique (n/cm ² s)	> 10 ⁹	Flux Epi-thermique (n/cm ² s)	> 10 ⁹
Flux thermique / Total	> 0.9	Flux Epi-thermique/Thermique	> 20

Une modélisation complète a été réalisée pour estimer les flux neutroniques au niveau de la sortie du cœur, dans la colonne thermique et à l'entrée du canal thermique N° 5 (Fig. 4.1). Les résultats des calculs sont présentés dans le tableau 4.2.

Tab. 4.2 : Estimation des flux neutroniques de la sortie du cœur jusqu'à l'entrée du canal 5.

Flux de neutrons	Thermique	Epi-thermique	Rapide
G1	7.80E+12	6.03E+12	2.14E+12
I	1.15E+13	5.64E+12	1.97E+12
G2	7.92E+12	6.24E+12	2.18E+12
CF	8.56E+12	3.28E+12	1.14E+12
W	4.88E+12	1.00E+12	4.53E+11
1	1.98E+12	2.48E+11	6.31E+10
2	2.06E+11	3.41E+9	3.65E+08
3 (Canal N°5)	1.11E+10	2.27E+7	1.54E+06
4	1.30E+12	2.94E+11	6.30E+10
5	3.40E+12	9.34E+11	2.21E+11
6	2.95E+12	5.72E+11	7.71E+10
7	1.52E+12	1.71E+11	2.70E+10
8	1.30E+12	1.17E+11	9.48E+09
9	8.46E+11	5.01E+10	5.31E+09
10	4.82E+11	1.34E+10	5.71E+08
11	2.73E+11	4.57E+09	2.49E+08
12	1.87E+11	2.24E+09	6.93E+07
13	1.18E+11	8.43E+08	3.76E+07

D'après les résultats de ce tableau, la zone N° 3, qui représente l'entrée du canal thermique proposée pour la technique, présente des valeurs de flux très faibles qui ne peuvent en aucun cas d'exploitation du réacteur remplir les paramètres requis pour la technique. La solution retenue pour obtenir un faisceau de neutrons considérable à l'entrée du dispositif BSA consiste à se rapprocher autant que possible du cœur du réacteur en retirant ainsi la colonne thermique (Fig. 4.2).

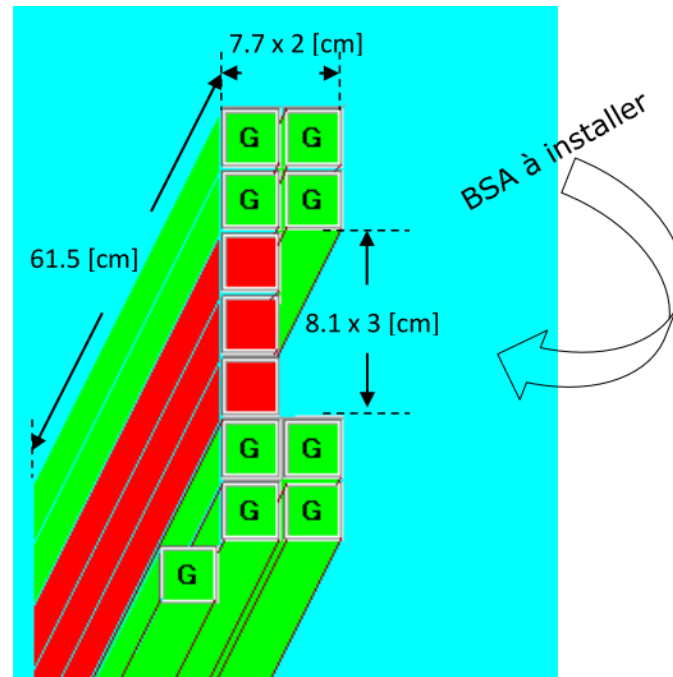


Fig. 4.2 : Implantation du dispositif BNCT à la place de la colonne thermique.

4.2.1. Calcul du spectre neutronique au centre du faisceau et estimation de flux appropriés

Dans les réacteurs nucléaires de recherche, la répartition en énergie des neutrons, aussi appelée spectre, ainsi que le flux neutronique, sont les deux principales caractéristiques permettant d'orienter les différentes installations sur des fonctionnalités distinctes [33].

Dans cette partie du travail, nous allons étudier, dans les configurations proposées pour le cœur du réacteur NUR, les flux et spectres neutroniques à la périphérie du cœur du côté du canal N°5. Ces paramètres peuvent être utilisés à des fins de traitement et de recherche pour la BNCT. Cette partie examinera principalement divers choix et combinaisons d'éléments combustibles et blocs de graphite. La réalisation d'une collecte de données des paramètres neutroniques, principalement les spectres neutroniques, sera très utile pour les concepteurs dans le développement des canaux de faisceaux de neutrons et le dispositif de confection de faisceaux de neutrons (Beam Shaping Assembly).

4.2.1.1. Configuration X.1

Des études d'analyse de sûreté ont montré que la nature plus symétrique de la géométrie du cœur conduit à un système de contrôle de la réactivité plus adéquatement équilibré et contribue assez efficacement à la sûreté de fonctionnement du réacteur NUR [20]. C'est le cas de la configuration X-1.

X-1 est composée principalement de 12 éléments combustibles standards (SFE), de 5 éléments combustibles de contrôle (CFE) et de 15 réflecteurs en graphite. Elle dispose d'une cage centrale servant comme trappe pour les neutrons thermique où le flux neutronique thermique atteint son maximum.

La figure suivante présente la configuration X-1 avec le spectre correspondant calculé à la position P_0 . Dans ce calcul, une bibliothèque de 28 groupes d'énergie a été utilisée.

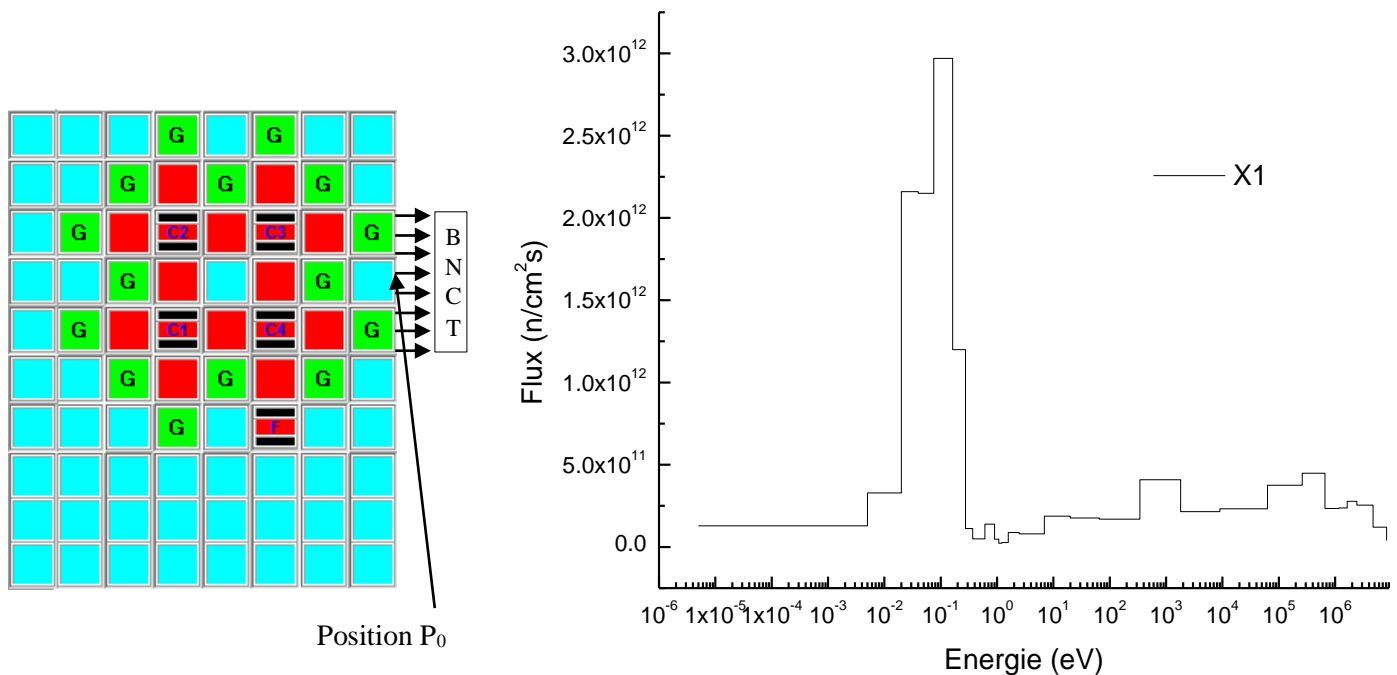


Fig. 4.3 : Configuration X-1 et spectre de neutrons.

4.2.1.2. Configuration BNCT1

A partir de la configuration X-1, les configurations de cœur proposées pour études découlent des combinaisons d'éléments combustibles, de modérateur et de réflecteurs. Le système de contrôle représenté par les quatre barres de contrôle et la barre fine est maintenu fixe pour l'ensemble des configurations à étudier.

La configuration proposée BNCT1 est composée de 12 éléments combustibles standards (SFE) et 15 réflecteurs en graphite. Elle dispose d'une cage centrale dans la même position que celle de X-1. Une aire de trois zones est libérée du côté du canal réservé à la BNCT.

La figure 4.4 présente la configuration BNCT1 avec le spectre correspondant calculé à la position P_0 .

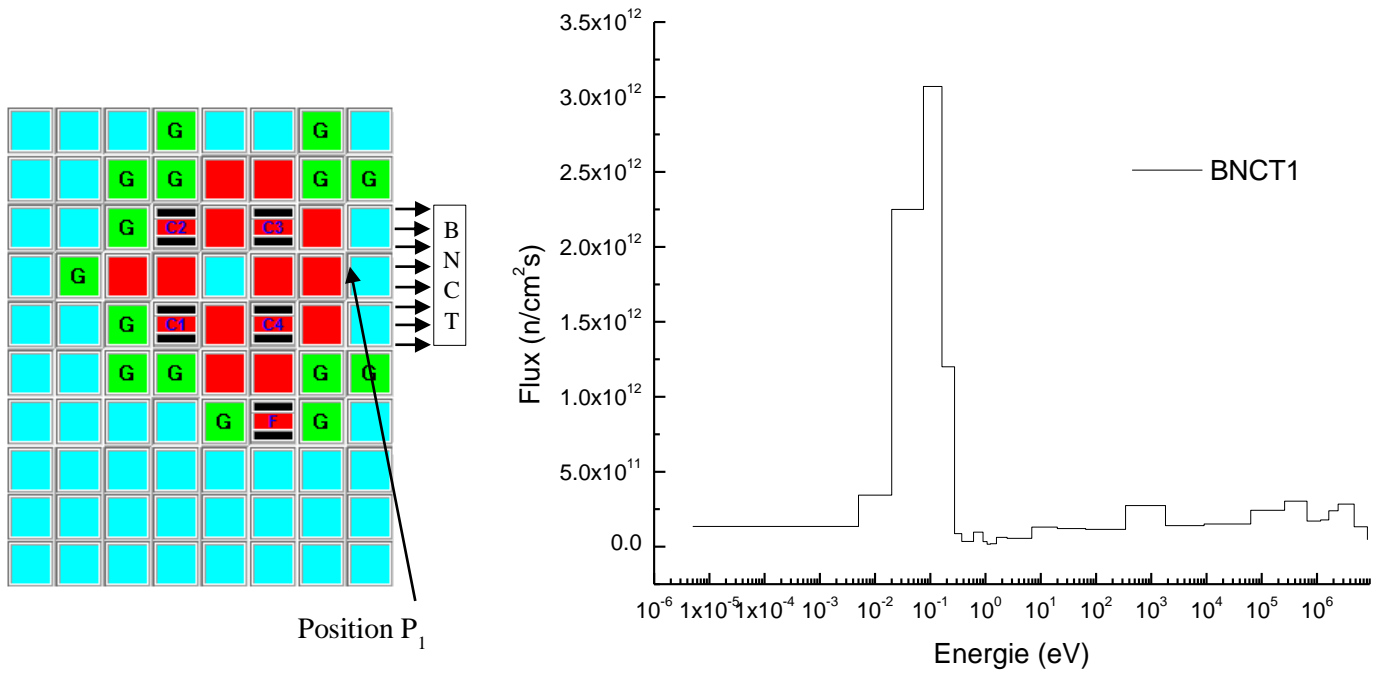


Fig. 4.4 : Configuration BNCT1 et spectre de neutrons.

4.2.1.3. Configuration BNCT2

La figure suivante présente la configuration BNCT2 avec le spectre correspondant calculé à la position P₀.

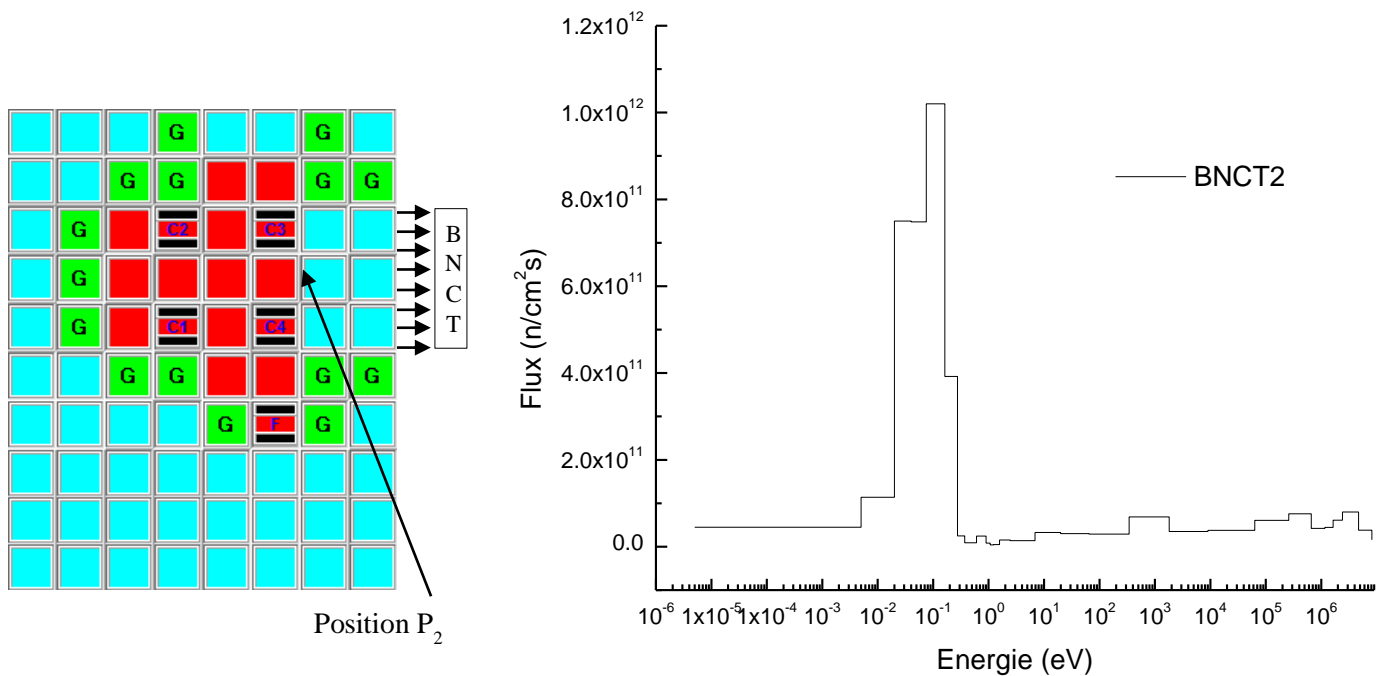


Fig. 4.5 : Configuration BNCT2 et spectre de neutrons.

Dans la configuration BNCT2, les 12 éléments combustibles standards sont répartis du côté gauche de la configuration libérant ainsi six zones d'eau du côté du canal BNCT couvertes par quatre blocs de graphite. La configuration ne dispose pas d'une cage centrale pour les neutrons thermiques qui se concentrent dans la zone G7 et forme leur maximum. Une aire de deux zones est libérée du côté du canal réservé à la technique SANS.

4.2.1.4. Configuration BNCT3

Une troisième configuration, BNCT3, a été proposée pour étude. Les 12 éléments combustibles standards sont répartis du côté droit de la configuration assurant un maximum de neutrons rapide juste à l'extrémité du cœur du côté du canal BNCT. La configuration dispose d'une trappe pour les neutrons thermiques dans la zone G7. Une aire de deux zones d'eau couvertes du graphite est aussi libérée du côté du canal réservé à la technique SANS.

La figure 4.6 présente la configuration BNCT3 avec le spectre correspondant calculé à la position P₀.

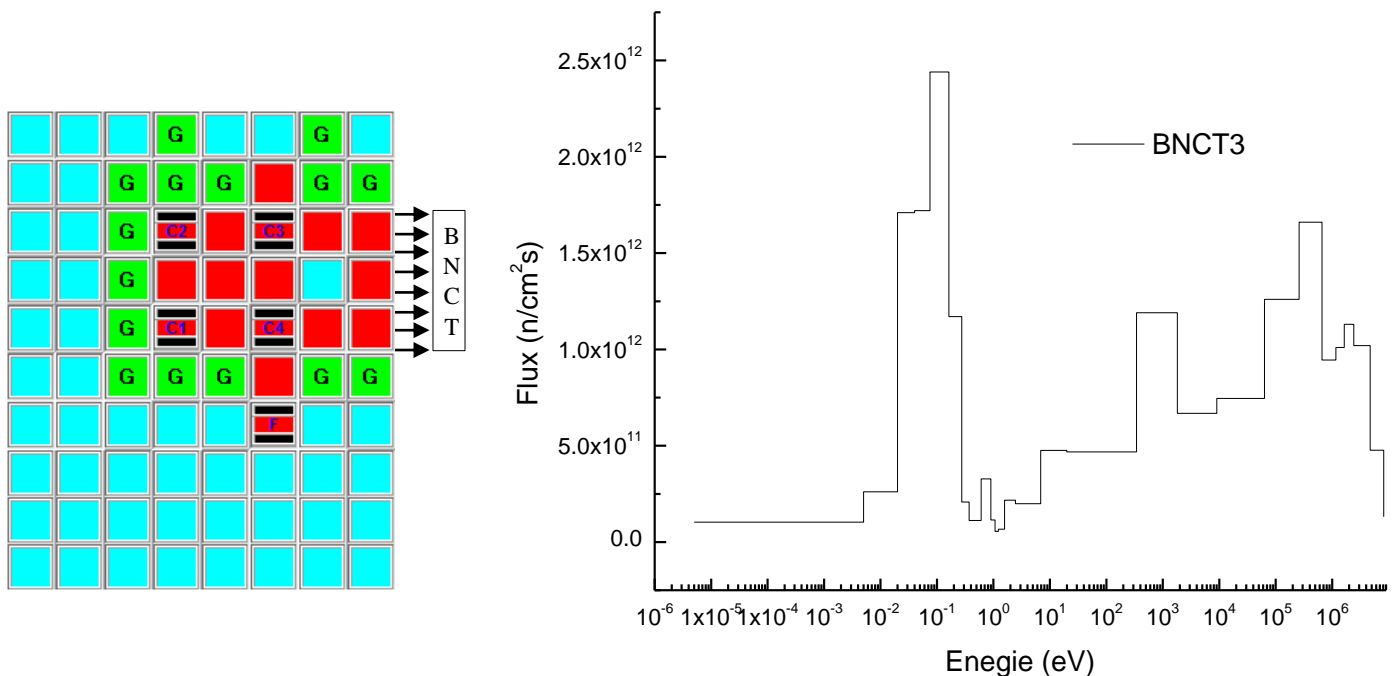


Fig. 4.6 : Configuration BNCT3 et spectre de neutrons.

4.2.1.5. Inter comparaison

Afin d'entretenir la réaction en chaîne, c'est le ratio des sections efficaces de fission et de capture qui importe. Les deux zones d'énergie où ce ratio prédomine sont situées de part et d'autre des résonances. Le spectre thermique représente une proportion conséquente des neutrons qui est ralenti par une série de chocs diffusifs sur le modérateur, constitué de noyaux légers (eau légère ou graphite). Initialement émis autour de 2MeV, les neutrons sont ralentis jusqu'à une énergie inférieure à 1eV où la probabilité de fission est élevée.

La figure suivante regroupe les spectres calculés pour les quatre configurations.

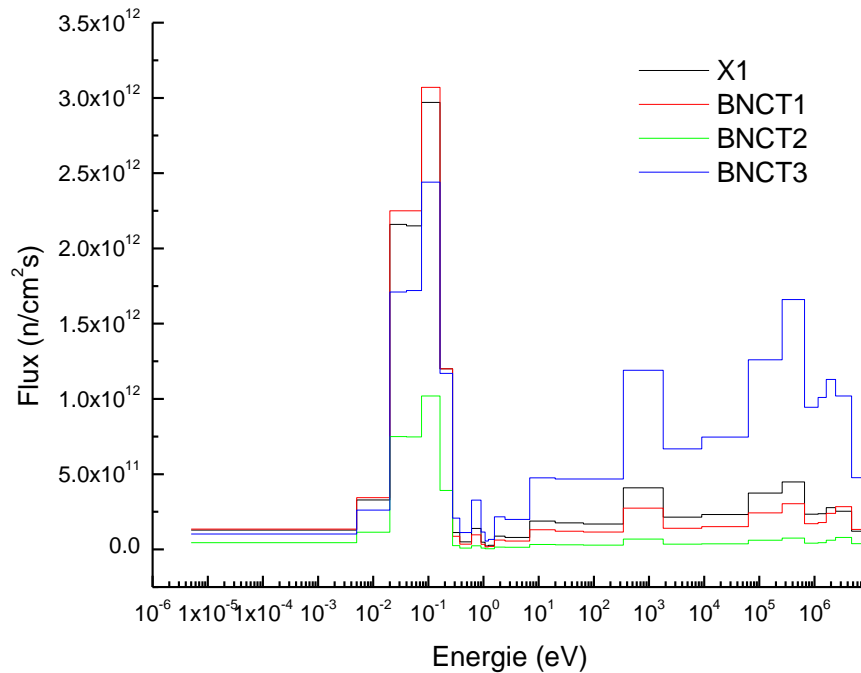


Fig. 4.7 : Inter comparaison des spectres de neutrons des quatre configurations.

Le [tableau](#) suivant donne les flux neutroniques calculés dans la position P_0 , total, thermique et épi-thermique en n/cm^2s pour les quatre configurations. Les rapports de flux sont aussi rapportés.

Tab. 4.3 : Flux neutroniques et rapports de flux pour les quatre configurations à l'entrée BNCT.

Conf	Tot	Th	Eth	Rap	Th/Tot	Eth/Tot	Rap/Tot	Th/Eth
X-1	1.29E+13	9.24E+12	2.71E+12	9.29E+11	0.72	0.21	0.0721	3.4
BNCT1	1.22E+13	9.47E+12	1.84E+12	8.82E+11	0.78	0.15	0.0723	5.1
BNCT2	3.82E+12	3.13E+12	4.58E+11	2.39E+11	0.82	0.12	0.0625	6.8
BNCT3	2.04E+13	8.05E+12	8.53E+12	3.77E+12	0.40	0.42	0.185	0.94

4.2.1.6. Distribution de flux neutroniques

Suite aux réactions de fission nucléaire, des neutrons libres apparaissent. Ces neutrons se déplacent avec une grande vitesse et disparaissent de deux manières : soit par absorption par les matériaux de structure du réacteur ou par fuite du réacteur et bien sur les neutrons qui se trouvent à l'extrémité du réacteur s'échappent plus facilement que ceux qui se trouvent au centre. Ce qui engendre une distribution de densité neutronique radiale et axiale.

Les trois [figures 4.8, 4.9 et 4.10](#) illustrent les distributions de flux neutronique thermique, épi-thermique et rapide pour les quatre configurations le long de la position P_0 indiquée dans la [figure 4.2](#) et la [figure 4.3](#) suivant la direction Y.

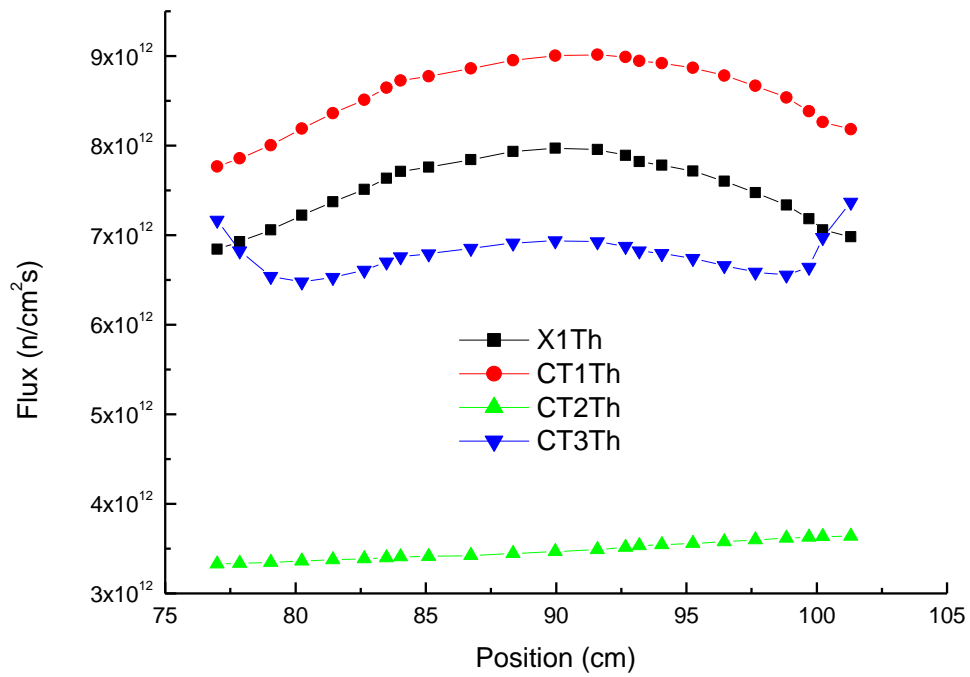


Fig. 4.8 : Distributions des flux neutroniques thermiques à l'entrée de la BNCT en P_0 .

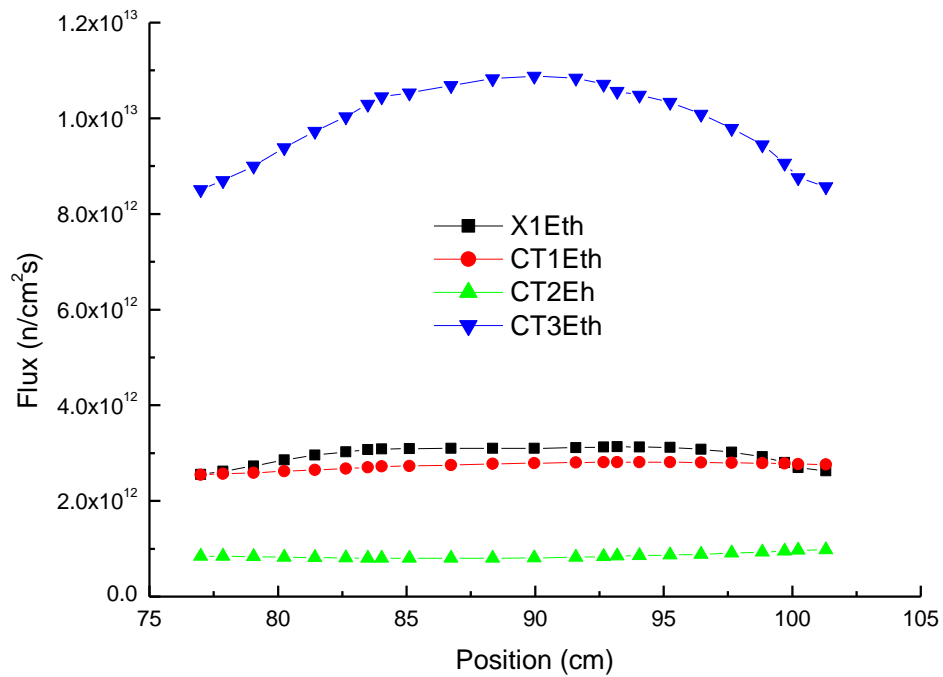


Fig. 4.9 : Distributions des flux neutroniques épi-thermiques à l'entrée de la BNCT en P_0 .

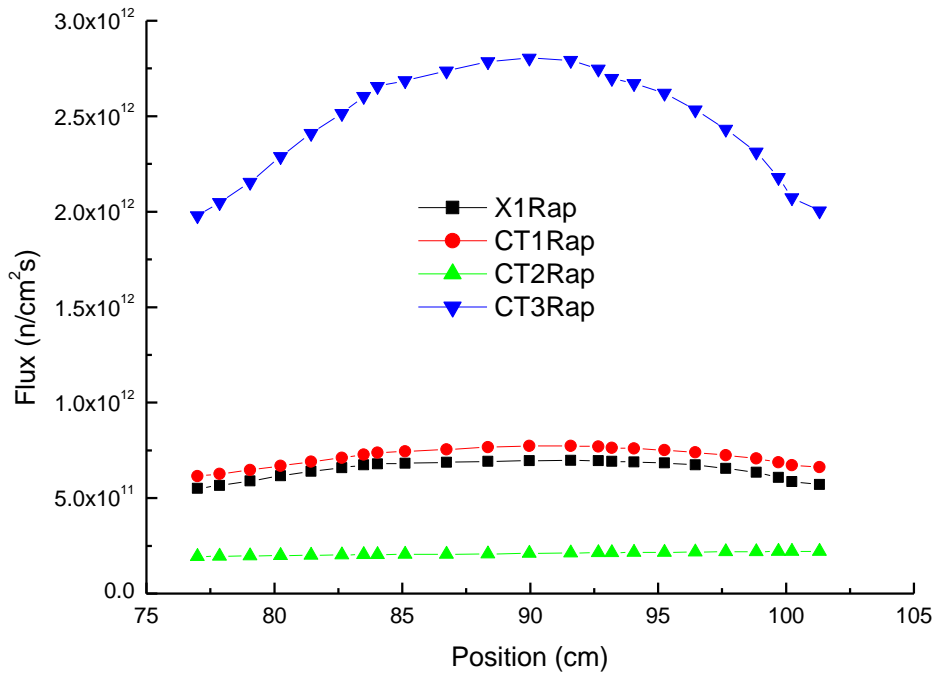


Fig. 4.10 : Distributions des flux neutroniques rapides à l'entrée de la BNCT en P_0 .

Des trois figures précédentes, on remarque de faibles distributions de flux pour les deux configurations BNCT1 et BNCT2. Les illustrations suivantes montrent la comparaison des distributions de flux en se rapprochant du cœur à la position P_1 pour la BNCT1 et à P_2 pour la BNCT2 (Les position P_1 et P_2 sont indiquées dans les figures 4.4 et 4.5).

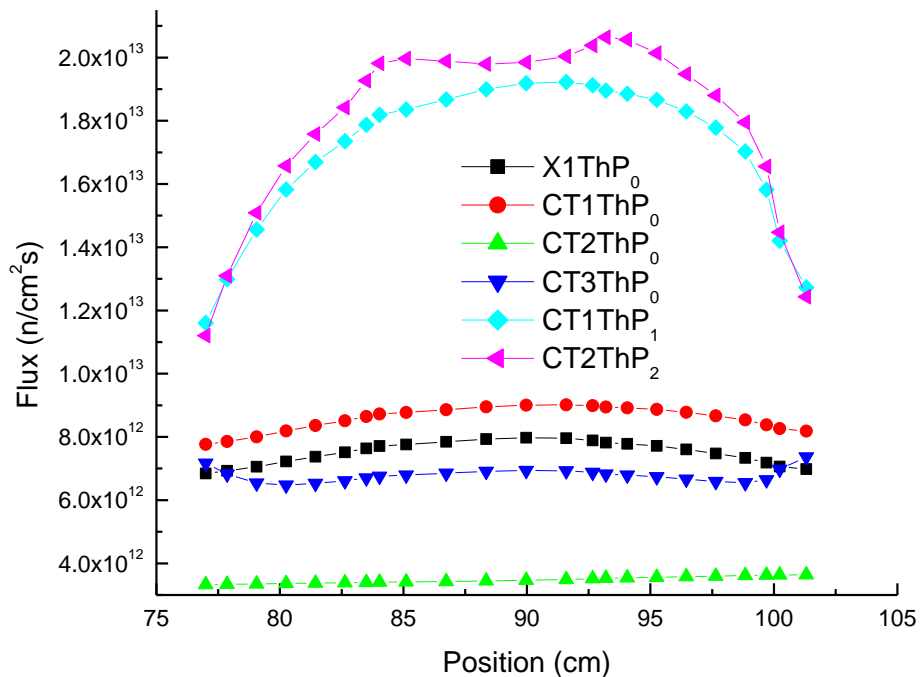


Fig. 4.11 : Comparaison des flux thermiques en P_0 , BNCT1 à P_1 , BNCT2 à P_2 .

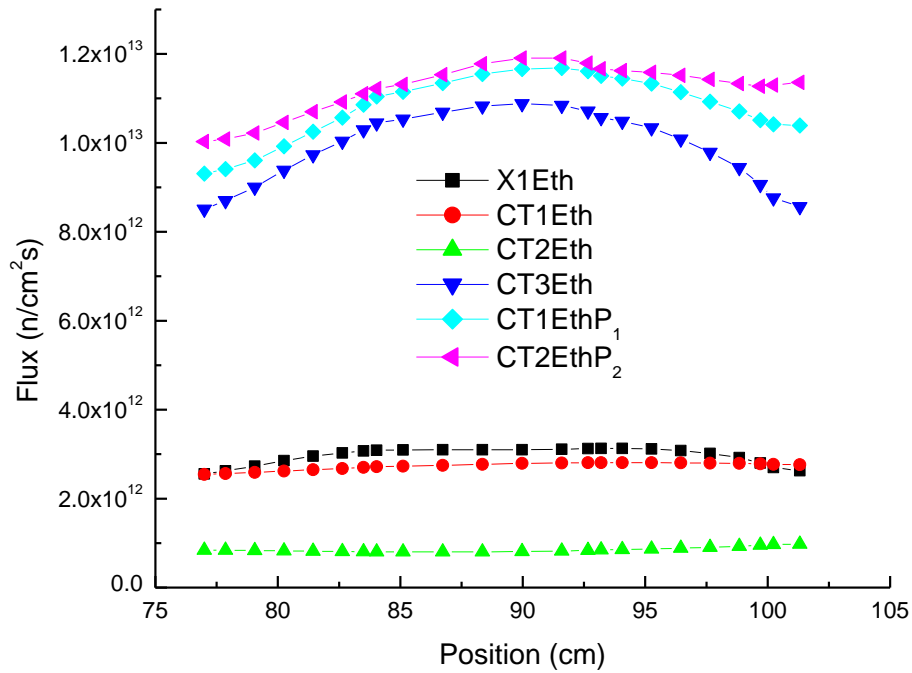


Fig. 4.12 : Comparaison des flux épi-thermiques en P₀, BNCT1 à P₁, BNCT2 à P₂.

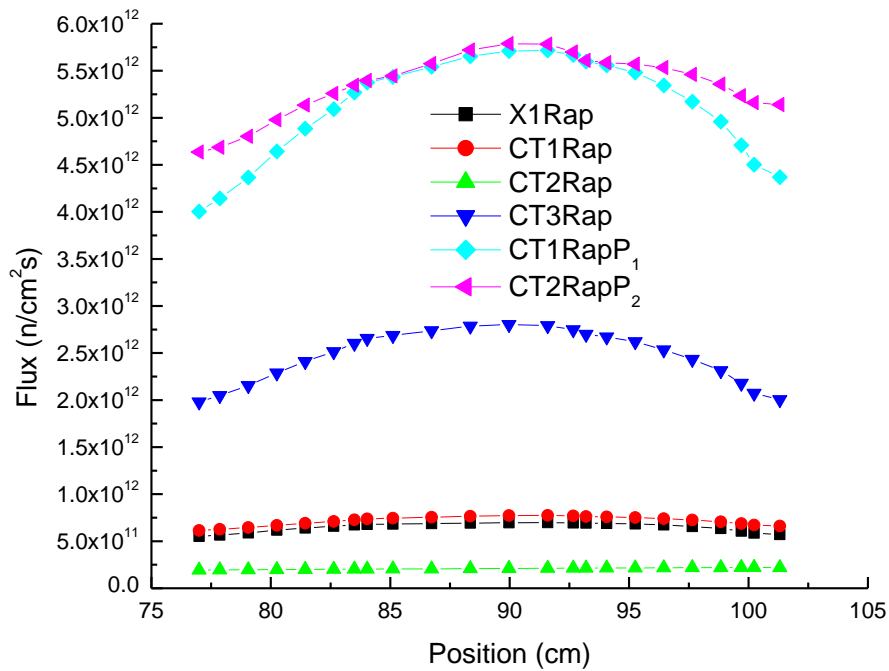


Fig. 4.13 : Comparaison des flux rapides en P₀, BNCT1 à P₁, BNCT2 à P₂.

Les neutrons rapides issus des réactions de fission dans le combustible sont ralentis dans le modérateur pour atteindre l'équilibre thermique. Donc le modérateur peut être considéré comme source puissante de neutrons thermiques et puisque le modérateur n'absorbe que peu de neutrons, une densité de flux neutronique thermique importante se constitue. Dans le combustible, les neutrons thermiques sont absorbés et déclenchent de nouvelles fissions. Vu que l'absorption est importante au niveau du combustible, alors la densité du flux neutronique thermique diminue violemment au centre du combustible.

Pour cette raison, et pour revenir sur l'interprétation des résultats précédents des distributions de flux, nous avons choisis de tracer la distribution radiale au centre du cœur du réacteur suivant la direction X en passant par les positions P₂, P₁ et P₀ (Fig. 4.14, 4.15 et 4.16).

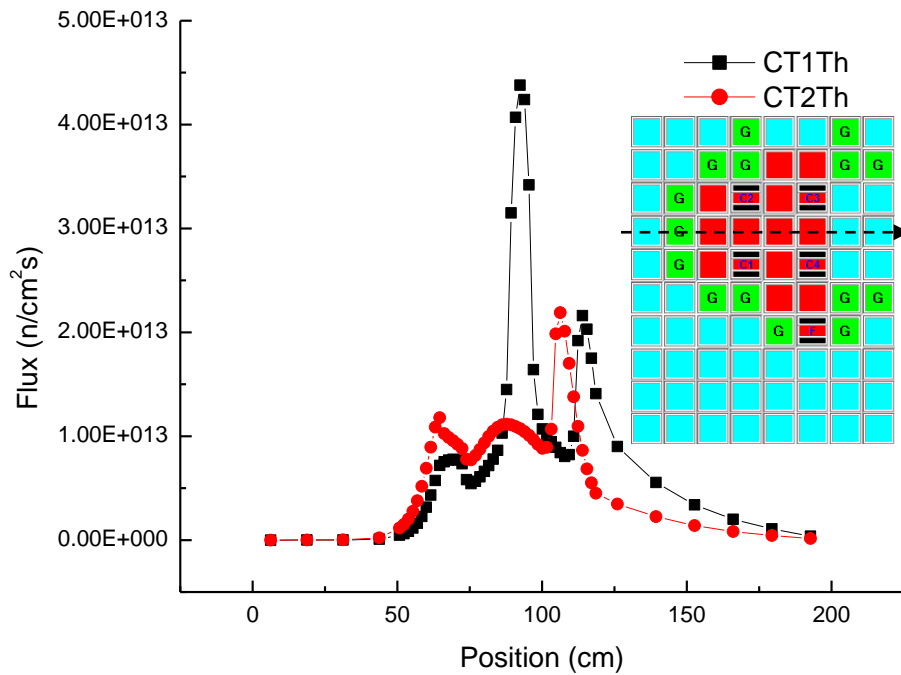


Fig. 4.14 : Distribution radiale de flux thermique pour BNCT1 et BNCT2.

Le réflecteur sert à minimiser les fuites de neutrons vers l'extérieur et améliore la population neutronique dans le cœur en réfléchissant de nouveau les neutrons au centre du réacteur. Puisque des neutrons thermiques apparaissent dans le réflecteur suite au ralentissement des neutrons rapides, et que l'absorption est moindre dans le réflecteur que dans le cœur du réacteur, la distribution neutronique thermique est plus aplatie et présente des maximums.

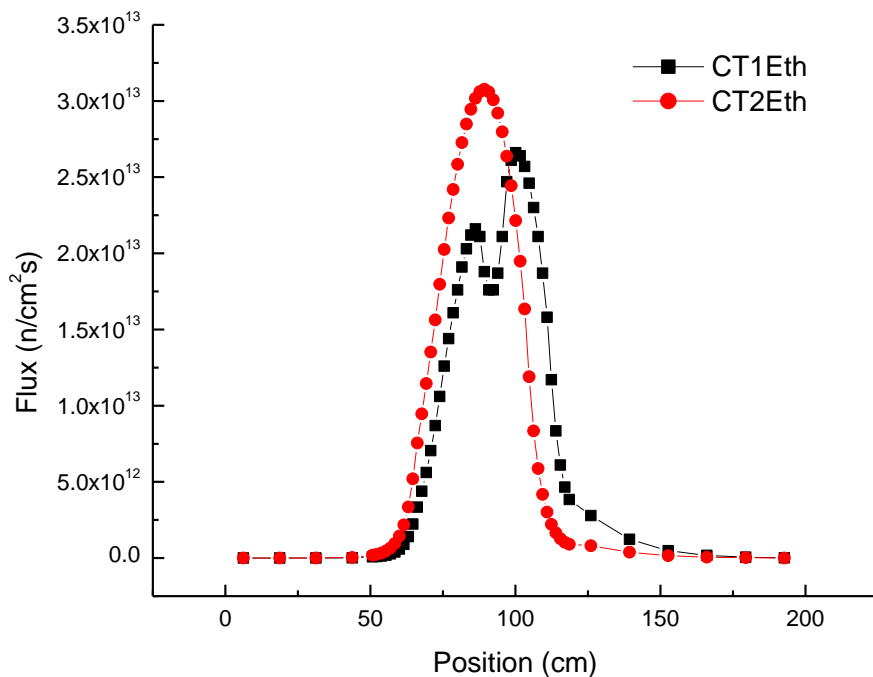


Fig. 4.15 : Distribution radiale de flux épi-thermique pour BNCT1 et BNCT2.

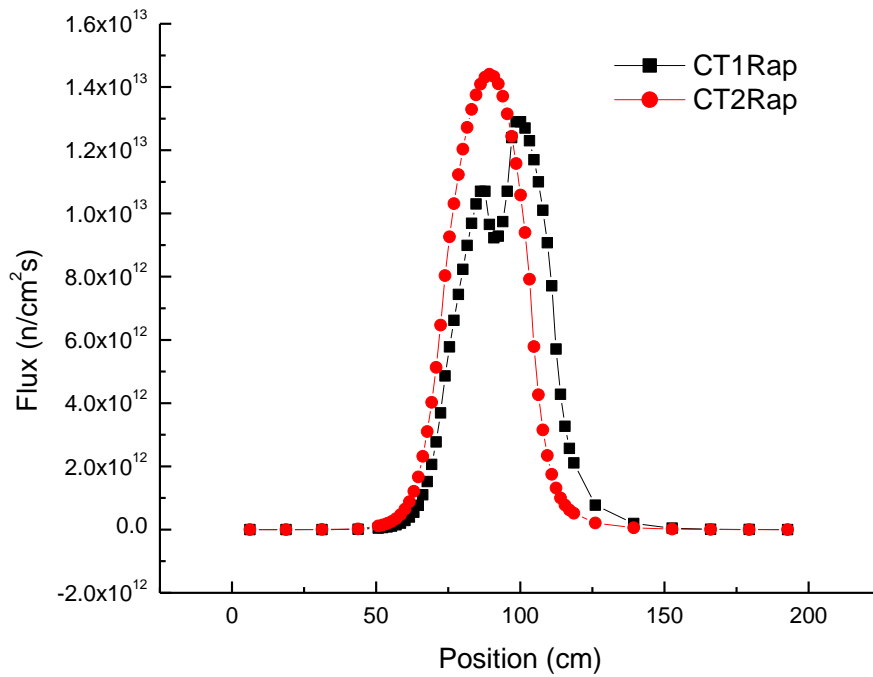


Fig. 4.16 : Distribution radiale de flux rapide pour BNCT1 et BNCT2.

La figure suivante regroupe toutes les distributions radiales de flux pour une meilleure confrontation.

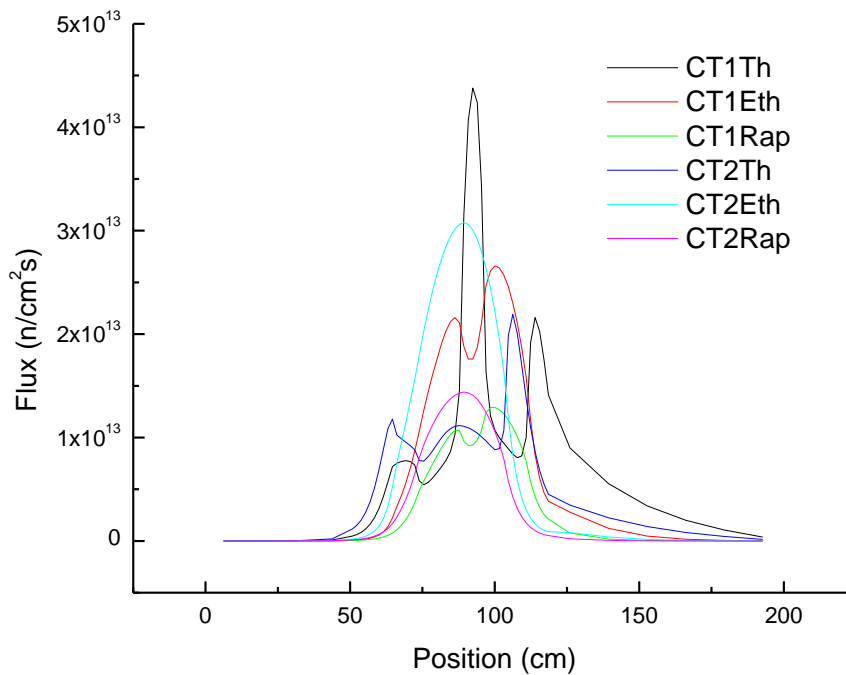


Fig. 4.17 : Confrontation des distributions radiales de flux neutroniques pour BNCT1 et BNCT2.

4.2.2. Considération de la technique SANS

La capacité d'utilisation d'un réacteur de recherche en termes de production de radio-isotopes, de tests de matériaux, de transmutation neutronique et de diffraction neutronique est directement liée à l'amplitude du flux neutronique et à la nature des spectres neutroniques présents dans les sites d'irradiation. Par conséquent, l'optimisation des flux et des spectres neutroniques dans les canaux expérimentaux est une préoccupation majeure dans l'utilisation des réacteurs de recherche.

Dans cette partie du travail, nous nous sommes intéressés d'examiner l'allure et l'amplitude des flux neutroniques à l'entrée du canal expérimental dédié à la technique de Diffusion de Neutrons à Petits Angles (En Anglais : SANS) [34]. L'étude a été faite pour la configuration X-1 et les trois configurations proposées dans ce travail.

La technique SANS est une technique de caractérisation puissante dans le domaine de la matière molle en générale. La technique permet de déceler des informations afin de remonter à des grandeurs microscopiques liées à la structure. Ces grandeurs correspondent essentiellement à la taille, la forme et le réarrangement des objets (molécules) à étudier dans divers échantillons pour des dimensions pouvant aller du nano au micron. La technique SANS couvre une large application, telle que la science des polymères, la biologie (macromolécules), les sciences de la terre et la science des matériaux. Le réacteur nucléaire NUR dispose d'un spectromètre SANS installé depuis 1998 à la sortie du canal N°4 (Fig. 4.18).



Fig. 4.18 : Positionnement du canal SANS dans le cœur du réacteur

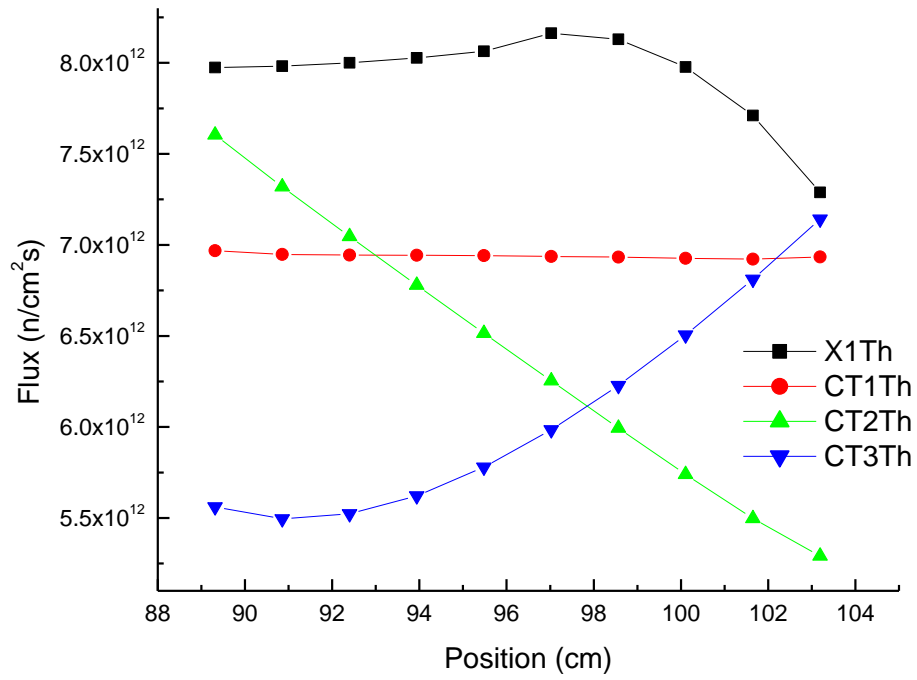


Fig. 4.19 : Flux neutronique thermique à l'entrée du SANS.

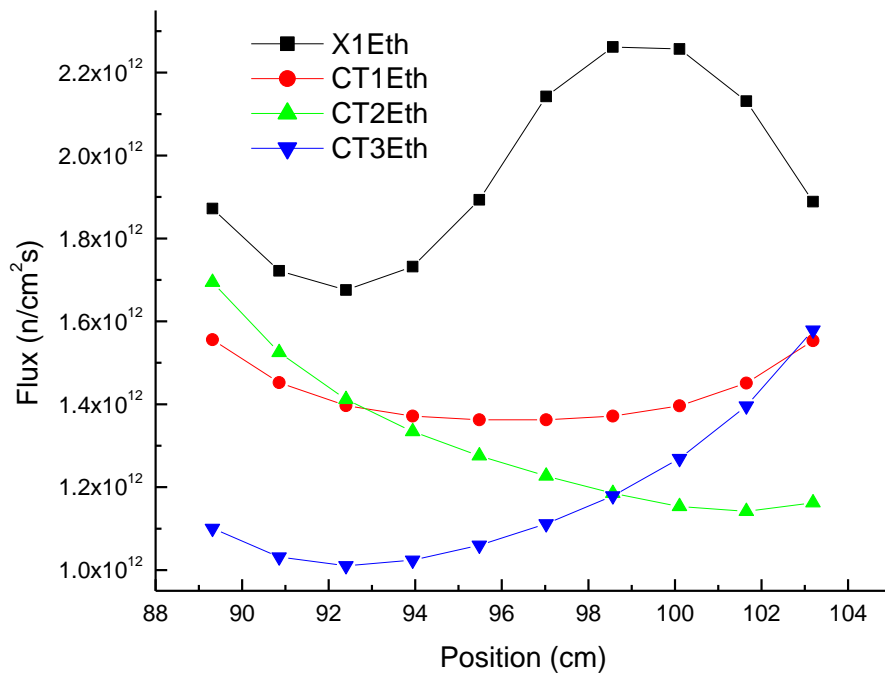


Fig. 4.20 : Flux neutronique épi-thermique à l'entrée du SANS.

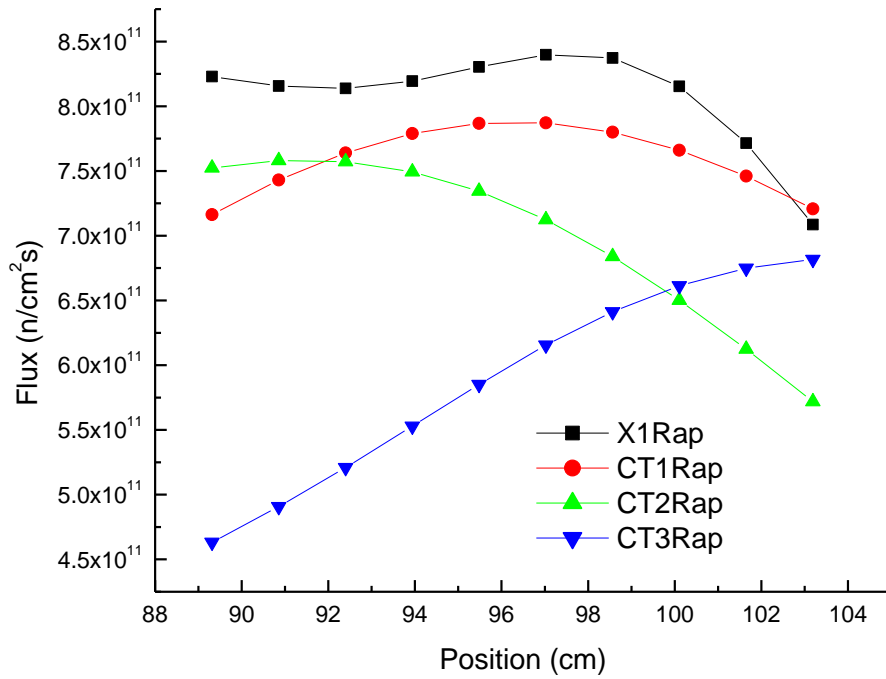


Fig. 4.21 : Flux neutronique rapide à l'entrée du SANS.

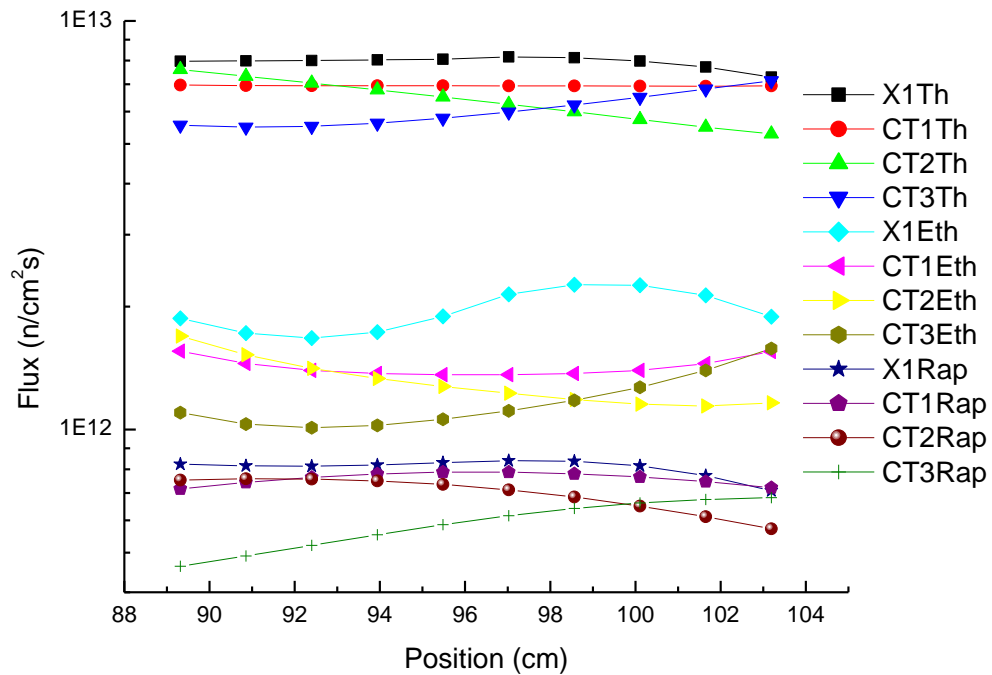


Fig. 4.22 : Confrontation des flux neutroniques à l'entrée du SANS.

4.3. Vérification des critères neutroniques de conception

Pour l'exploitation normale des réacteurs de recherche, des critères et des limites de sûreté sont introduites afin d'éviter des défaillances du combustible, ou d'atténuer les conséquences des accidents de réacteur au cours desquels des dommages substantiels sont causés au cœur du réacteur [18,35]. Ainsi, la conception ou les modifications des cœurs des réacteurs de recherche ou de leurs dispositifs expérimentaux, de même que la démonstration et la réévaluation de leur sûreté, s'appuient sur des études réalisées dans divers domaines : neutronique ou criticité, thermo-hydraulique et mécanique des structures.

Pour permettre la mise en œuvre d'une des nouvelles configurations proposées pour le cœur dans le programme d'exploitation du réacteur, il est nécessaire de démontrer qu'une telle configuration est sûre et conforme aux normes de sûreté en vigueur du réacteur NUR [18].

Dans cette partie du travail, on se limite à la vérification de quelques critères neutroniques majeurs de conception et de modification des cœurs proposés et étudiés dans ce travail de mémoire. Néanmoins, toute configuration du cœur exige une analyse thermo-hydraulique détaillée qui permet de vérifier l'accomplissement des critères de conception thermo-hydrauliques.

Les critères neutroniques considérés sont classés dans la liste suivante :

- **Critères généraux de conception** : ces critères sont déjà arrêtés par le constructeur [18] comme le type du réacteur, le fluide caloporteur, la puissance nominale, le système d'arrêt et de contrôle ... (voir description du réacteur NUR au Chapitre 3). Ces critères sont les mêmes pour toute configuration étudiée dans ce travail.
- **Critères de conception pour les conditions opérationnelles** : Le réacteur exige un minimum d'excès de réactivité pour compenser les transitoires et les expérimentations externes.
- **Critères de contrôle de la réactivité** :
 - Une réactivité négative suffisante doit être disponible dans le dispositif de contrôle de la réactivité pour que le réacteur puisse être amené à un état sous-critique et maintenu sous-critique dans tous les états de fonctionnement, compte tenu des dispositions expérimentales avec la contribution de réactivité positive la plus élevée.
 - Le taux maximal d'insertion de réactivité positive autorisé par le système de contrôle de la réactivité ou une expérience doit être spécifié et limité aux valeurs documentées dans les limites et conditions opérationnelles.
 - Aucune défaillance unique (DU : une des barres de contrôle est défaillante) du système d'arrêt ne doit être capable d'empêcher le système de remplir sa fonction de sécurité en cas de besoin.
- **Critères de conception liés à la réfrigération du cœur** :
 - Le cœur du réacteur NUR est composé d'éléments combustibles normaux et d'éléments combustible de contrôle, possédant des sections de passage différentes. Le débit de réfrigérant effectif dans le combustible dépend du nombre de ces éléments combustibles. Le nombre est donc arrêté à 17 et ne dépasse en aucune configuration le nombre de 25.
 - Le facteur de point chaud de la puissance (FPC), qui est le rapport entre le flux de chaleur maximal en tout point du cœur et le flux de chaleur moyen dans la totalité du cœur, doit être inférieur ou égal à 3.0.

Les résultats des calculs sont récapitulés dans le tableau suivant :

Tab. 4.4 : Vérification des critères neutroniques majeurs des configurations proposées.

Configuration →		X-1	BNCT1	BNCT2	BNCT3
K _{eff}		1.03956	1.04881	1.06438	1.08321
Excès de réactivité [pcm]		3805	4654	6048	7681
Facteur de Point Chaud (FPC)		2.92	2.85	1.82	2.64
Flux neutronique dans la cage [n/cm ² s]	Thermique	2.69E13	2.61E13	1.41E13	2.46E13
	Epi-thermique	1.55E13	1.50E13	5.05E12	1.43E13
	Rapide	7.90E12	7.67E12	2.61E12	7.26E12
Marge d'arrêt [pcm]		18708	15693	13763	7414
Facteur de Sécurité de Réactivité (FSR)		5.92	4.37	3.27	1.96
MA _{min} (BR) [pcm]		[C1,C2]:4949	[C1,C2]:1758	[C3,C4]:411	[C1,C2]:-3279
MA _{max} (BR) [pcm]		[C1,C3]:6293	[C3,C4]:6464	[C1,C3]:2954	[C3,C4]:2773
MA (DU) [pcm]		[-C3] : 10867	[-C3] : 7567	[-C1] : 6296	[-C3] : 1429

Le système d'arrêt (SA) et de contrôle doit être capable d'arrêter le réacteur dans toutes les situations possibles. Il est constitué de deux barres de sécurité (BS) qui demeurent totalement extraites du cœur durant son fonctionnement, et avec la barre fine, de deux autres barres de régulation (BR) utilisées pour compenser les variations de réactivité et des variations de puissance.

Le Facteur de Sécurité de Réactivité (FSR) est le rapport entre le poids en réactivité de toutes les barres de contrôle et l'excès de réactivité du cœur ($PR(SA) / R_{exc}$). Ce facteur doit être supérieur à une valeur limite.

La marge d'arrêt (MA) est la réactivité avec son signe changé correspondant à l'état sous-critique atteint après le déclenchement du Système d'Arrêt du réacteur.

4.4. Sélection de la configuration harmonique BNCT et discussions

Comme il a été décrit dans l'introduction, une configuration de cœur est classée favorable pour la technique BNCT si elle accomplit les deux principales exigences : les paramètres neutroniques recherchés (spectre neutronique désiré) et la sûreté d'exploitation du réacteur.

Pour le spectre neutronique, et vu que le réacteur NUR est un réacteur thermique, la composante dominante dans les spectres, calculés à l'entrée du canal dédié à la technique, des quatre configurations est la composante thermique.

Si on considère le spectre calculé pour la configuration X-1 comme spectre de référence, l'analyse réalisée a montré que le réarrangement de la configuration BNCT3 améliore significativement les deux composantes épi-thermiques et rapides. Néanmoins, les paramètres de sûreté dans cette dernière ne répondent pas intégralement aux exigences des critères considérés. Toutefois, pour bénéficier des avantages apparents de cette configuration en termes de spectre, d'excès de réactivité et flux thermique important dans la trappe pour les besoins d'irradiation, facteur de point chaud moins important, on aura à déplacer le mécanisme de contrôle représenté par les 5 barres de contrôle et de ses annexes. Sans quoi, cette configuration est à écarter.

Les deux réarrangements de configurations BNCT1 et BNCT2 présentent pratiquement la même allure de spectre neutronique avec des niveaux de valeurs différents. Cette différence revient bien évidemment à l'éloignement du point de calcul considéré P_0 du dernier point combustible duquel les neutrons rapides sont issus. Si on considère les deux points de calcul $P1$ et $P2$ comme entrée du canal pour le BSA, et des remarques précédentes, la BNCT2 est mieux placée que BNCT1 pour répondre aux exigences de la technique. En termes d'exigences de sûreté, BNCT1 est meilleur.

La configuration de référence X-1 présente des avantages excellents pour assurer un excès de réactivité important qui est favorable dans les irradiations des échantillons fortement absorbants. Aussi elle assure un flux neutronique important au niveau de la trappe centrale. Les conditions d'opération et d'exploitation répondent largement aux exigences de sûreté. Néanmoins, une attention particulière doit être prise en vue des combinaisons d'insertion des barres de contrôle à cause de la valeur très proche de 3 du facteur de point chaud.

En général, chacune des configurations proposées présente des avantages et des inconvénients pour le processus BNCT. Le choix final d'une configuration harmonique se détermine donc suite à une étude complète de la chaîne représentée par la source (spectre de neutrons), le dispositif BSA et le canal amenant au champ de traitement.

Conclusion

Conclusion

Dans ce présent travail de mémoire, la thérapie par capture de neutron par le Bore (BNCT) a été étudiée et étalée. Cette étude a montré qu'une source de neutrons avec des caractéristiques spécifiques est indispensable pour le développement d'une telle méthode. La source est assurée par un accélérateur de particules ou par un réacteur nucléaire de recherche.

L'implantation de la technique BNCT au niveau de l'installation réacteur NUR a été examinée pour en tirer les conditions générales de sa faisabilité et de son installation.

Pour répondre au besoin d'un flux neutronique avec une intensité adéquate pour la technique, en plus de la configuration actuelle X-1 du cœur du réacteur NUR, trois autres configurations ont été proposées, analysées et étudiées. Ainsi, les principaux paramètres neutroniques, ont été déterminés et étudiés. Des études neutroniques ont été réalisées afin de s'assurer que les limites de sûreté d'exploitation sont vérifiées et de garantir par conséquent un fonctionnement stable du réacteur. Cette analyse de sûreté a permis de démontrer la sûreté totale du fonctionnement du réacteur pour trois configurations et qu'une des quatre est à écarter.

Dans ce cadre, une maîtrise complète du calcul des paramètres capitaux du cœur du réacteur NUR a été acquise. Cette maîtrise a confirmé que l'installation d'une telle technique (BNCT) auprès du réacteur NUR est très favorable pour ce type d'installation.

Un faisceau de neutrons thermiques convient au traitement des tumeurs superficielles, tandis que pour le traitement des tumeurs profondes, seul un faisceau épi-thermique convient. Les résultats de cette étude offre une base de données très riche des paramètres capitaux du faisceau neutronique requis pour la BNCT au profit des experts et concepteurs du dispositif de confection du faisceau neutronique BSA pour l'implantation de la technique BNCT autour du réacteur NUR en particulier et des réacteurs nucléaires de recherche en général.

Suite à ces travaux de mémoire, plusieurs perspectives sont envisagés dans le futur qui incluent en particulier : la détermination des spectres neutroniques à l'entrée de tous les canaux expérimentaux du réacteur ; l'étude d'autres configurations avec une analyse complète de sûreté et de thermo-hydraulique ; la prise en charge du calcul des doses gamma dans le cœur du réacteur et à l'entrée du canal dédiée à la technique BNCT. Les neutrons rapides et les rayons gamma sont considérés comme contaminations du faisceau qui doivent être limitées aux valeurs souhaitées. Enfin, on envisage de vérifier les modèles adoptés et les résultats obtenus par les méthodes probabilistes de Monte Carlo et de les valider et confronter aux données expérimentales élaborées à partir des données d'opération ainsi qu'à partir de mesures de paramètres physiques (nucléaires, radioprotection ...) obtenues à l'aide de détecteurs et capteurs placés dans des endroits spécifiques du réacteur.

Références

Références

- [1] E. Bavarnegin, Y. Kasesaza, F.M. Wagner. Neutron beams implemented at nuclear research reactors for BNCT, 9 May 2017.
- [2] L. M. Lamers, R. Stupp, M. J. Van den Bent, M. J. Al, T. Gorlia, J. Wasserfallen, N. Mittmann, S. J. Seung, R. Crott, C. A. Groot. "U. Cost-Effectiveness of Temozolomide for the Treatment of Newly Diagnosed Glioblastoma Multiforme: A Report from the EORTC 26981/22981 NCI-C CE3 Intergroup Study", American Cancer Society, Volume 112, pp.1337-1344 (2008).
- [3] Locher GL. Biological effects and therapeutic possibilities of neutrons. Am J Roentgenol Radium Ther. 1936;36(1):1-13.
- [4] IAEA, Current status of neutron capture therapy -TECDOC-1223 (2001).
- [5] <http://cyrilvoyant.pagesperso-orange.fr/jennifer.pdf>.
- [6] L. BOUKERDJA. ÉVALUATION DES DOSES THÉRAPEUTIQUES EN BORONEUTROTHERAPIE (BNCT).Thèse de magister, Faculté de Physique, Université de l'UFAS, SETIF, Algérie, 17 Novembre 2017.
- [7] A.Saverio, P.Nicoletta. A brief review on reactor-based neutron sources for boron neutron capture therapy, October 2018.
- [8] J.J. Duderstadt, L.J. Hamilton. NUCLEAR REACTOR ANALYSIS. John Wiley & Sons, 1976.
- [9] B. Meftah. Practice in research reactor cell calculation: Review of some pertinent aspects. Regional Workshop on neutronics and shielding calculations for research reactors. ACCRA-GHANA 19 June-7July 1995.
- [10] T. Kulikowska. Reactor lattice transport calculations, workshop on nuclear data and nuclear reactors: Physics, design and safety. Trieste, 13 March- April 2000.
- [11] J.Bussac, P.Reuss. TRAITE DE NEUTRONIQUE. Hermann. Paris, France, 1978.
- [12] J.L.Nigon, Les méthodes de calcul de cœur. Rapport SERMA N° 259, Saclay CIRNA/ S.L.C.
- [13] B. Meftah, T. Zidi. Physique des Réacteurs et Codes de Calcul. Séminaire sur le Génie Nucléaire, Sétif, Algérie, Avril 2005.
- [14] A. Kavenoky. Calcul et utilisation des probabilités de première collision pour des milieux hétérogènes à une dimension: Les programmes ALCOL et CORTINE. Note CEA-N-1077, Mars 1969.
- [15] Weston M. Stacey. Nuclear Reactor Physics. John Wiley & Sons, Inc. Georgia Institute of Technology, 2001.
- [16] M. J. Halsall. A summary of WIMSD/4 input options. AEEW-M1327, June 1980.
- [17] E.A. Villarino, C.A. Lecot. CITVAP V3.1, A Reactor Calculation Code. Nuclear Engineering division, INVAP SE, San Carlos de Bariloche, Argentina. 1995.
- [18] INVAP SE. Réacteur nucléaire pour formation - rapport final de sûreté. Haut Commissariat à la recherche, Alger, Mars 1989.
- [19] Mazidi et al. ITHNA.SYS: An Integrated Thermal Hydraulic and Neutronic Analyzer SYStem for NUR research reactor. Nuclear Engineering and Design 289 (2015) 175-185.
- [20] B.Meftah, T.Zidi, A.Bousbia-Salah. NEUTRON FLUX OPTIMIZATION IN IRRADIATION CHANNELS AT NUR RESEARCH REACTOR. Annals of Nuclear Energy 33, 1164-1175. 2006.
- [21] A. Halilou., 1998. Introduction au développement de méthodes et techniques pour le suivi de l'évolution du coeur du réacteur NUR, Haut commissariat à la recherche, Alger décembre 1998.
- [22] F. Letaim., 2007. Usure de combustible nucléaire dans un réacteur de recherche. Thèse de magister, Faculté de Physique, Université de l'USTHB, Alger, Algérie, Juin 2007.
- [23] IAEA-tecdoc-633, 1993. Determination of research reactor fuel burnup. Vienna; Austria.

- [24] F. Zeggar., 1993. Elaboration d'un programme pour le calcul des concentrations isotopiques dans un réacteur de recherche. Centre de développement des systèmes énergétiques, Alger, Algérie.
- [25] Villarino, E.A., MTR_PC V2-6, 1995. Neutronic, Thermal Hydraulic and Shielding Calculation on Personal Computers. Nuclear Engineering division, INVAP SE, San Carlos de Bariloche, Argentina.
- [26] C.J. Taubman. The WIMS 69-Library Tape 166259. AEEW-M1324, 1975.
- [27] Meftah et al., 1996. Evaluation of Pertinent Safety Parameters and Transients Behavior in the NUR Research Reactor. Progress report IAEA Contract Research Projet CRP- 8786/RB.
- [28] Villarino, E.A., Lecot, C.A., 1995c. POS_WIMS V2.0, Program to Condense and Homogenize Macroscopic Cross sections from WIMS Output. Nuclear Engineering division, INVAP SE, San Carlos de Bariloche, Argentina.
- [29] Villarino, E.A., Lecot, C.A., 1995b. HXS V4.1, A Macroscopic Cross Section Library Manager. Nuclear Engineering division, INVAP SE, San Carlos de Bariloche, Argentina.
- [30] Fowler et al., 1972. CITATION, A Nuclear Reactor Core Analysis Code. ORNL-TM- 2496.
- [31] S.Mazidi. Systeme expert de suivi en temps réel des paramètres neutronique et thermohydrauliques dans un réacteur de recherche. Thèse de magister, Faculté de Physique, Université de l'USTHB, Alger, Algérie, Juin 2009.
- [32] E. Bavarnegin et al, Neutron beams implemented at nuclear research reactors for BNCT, 2017 JINST 12 P05005.
- [33] Paul ROS, Conception neutronique de configurations expérimentales à forte adaptation spectrale en réacteur de puissance nulle pour des applications multi-filières Générations II, III & IV, Thèse de Doctorat, CEA/DEN, Septembre 2017.
- [34] M. Allek et al, Improvement of performances of the small angle neutron scattering at NUR reactor, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A 525 (2004) 560–565.
- [35] IAEA Safety Standards, Safety of Research Reactors for protecting people and the environment, safety requirements. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2005. Safety standards series, ISSN 1020-525X ; no. NS-R-4.