

REPUBLIQUE ALGERIENNE DEMOCRATIQUE ET POPULAIRE

**MINISTRE DE L'ENSEIGNEMENT SUPERIEURE ET DE LA RECHERCHE
SCIENTIFIQUE**

Université Saad Dahlab Blida 1

FACULTE DESSCIENCES

DÉPARTEMENT DE PHYSIQUE

Laboratoire de physique théorique et interaction rayonnement matière



MEMOIRE

Présenté pour l'obtention du diplôme de MASTER

EN : PHYSIQUE

Spécialité : Physique de Rayonnement

Sujet

**Mesure du flux de neutrons délivré par une source $^{226}\text{Ra_Be}$
Par la méthode d'activation neutronique en utilisant
le manganèse 55**

**Réalisé par :
BRAIKIA REDHA**

Soutenu devant le jury composé de :

Mr. A. MOUZALI	Maître de Conférences	U.S.D.Blida 1	PRESIDENT
Mr. M. CHEKIRINE	Maître de Conférences	U.S.D.Blida 1	EXAMINATEUR
Mr. R.KHELIFI	Professeur	U.S.D.Blida 1	PROMOTEUR

REMERCIEMENTS

Ce travail a été effectué dans le Laboratoire de physique théorique et interaction rayonnement matière LPTHIRM (PV 14) de la Faculté des sciences de l'Université Saad Dahleb Blida.

Je dédie ce travail à Ma famille, qu'elle trouve ici l'expression de ma profonde gratitude pour tout son soutien tous ses encouragements.

Ce travail est le fruit de la combinaison d'efforts de plusieurs personnes. Je remercie tout d'abord le tout puissant qui, par sa grâce m'a permis d'arriver au bout de mes efforts en me donnant la santé, la force, le courage et en me faisant entourer des merveilleuses personnes que je tiens à remercier. Je remercie :

Le Doyen de la faculté des Sciences le Professeur KHELIFI RACHID pour ses multiples conseils et les efforts déployés par son équipe afin de nous assurer une formation de qualité , pour son encadrement sans faille, son soutien moral, sa rigueur au travail, ses multiples conseils, ses orientations et sa disponibilité malgré ses multiples occupations

Je tiens également à remercier M. Chekirine, M. Mouzali et M. Laoues pour tous les efforts et le temps qu'ils ont consacré à ma formation et à ma motivation pour améliorer mon niveau malgré leurs préoccupations et leurs responsabilités. Je vous remercie beaucoup.

Je tiens à remercier tout particulièrement M. BEN ALLAL , Mme Saidani et Mme Nadia Pour le soutien et les conseils qu'ils m'ont donnés tout le temps que j'ai passé au labo. Merci beaucoup.

Je tiens à remercier tous mes collègues. Merci pour tout le temps merveilleux que nous avons passé ensemble durant toutes ces années.

Résumé :

Le flux de neutrons est l'un des paramètres physiques les plus importants pour la technique d'analyse par activation neutronique ainsi que la qualité des éléments et des échantillons. Par conséquent, la détermination des propriétés du flux. Outre l'efficacité du détecteur. Dans ce travail, nous mènerons une série d'expériences utilisant la poudre de manganèse et la source de neutrons, ainsi que l'utilisation d'un programme de simulations pour calculer l'efficacité du réactif, qui extraira et définira la quantité de flux de neutrons et les comparera avec les résultats d'un article d'un groupe de physiciens marocains.

ABSTRACT

Neutron flux is one of the most important elements determining the operation of the neutron activation analysis technique and the quality of the elements and samples. Therefore, the determination of the quality of the flux is the basis of the process and the basis of the results. Besides the efficiency of the detector, it also plays an important role in the technique of analysis of neutron activation. In his work, we will conduct a series of experiments using manganese powder and neutron source for the Faculty of Science's physical informant, as well as the use of a simulation program to calculate reagent efficiency, which will extract and define the amount of neutron flux and compare it with the results of an article by a group of Moroccan physicists

Table des matières :

Introduction générale	10
Chapitre I:Rappels théoriques	
Propriétés fondamentales du neutron	12
Classification des neutrons... ..	14
Les sources des neutrons	15
Source de neutrons ALPHA	15
Source de neutrons GAMMA... ..	15
Fission spontanée	15
Réacteurs à fission:.....	15
Accélérateurs	16
Accélérateurs d'électrons	16
Accélérateurs de tension constante à ions positifs	16
Section efficace des Neutrons	16
Section efficace microscopique	16
Section efficace macroscopique... ..	17
L'élimination d'un neutron par un absorbeur	17
Interaction du neutron avec la matière	19
Diffusion élastique (n, n)... ..	20
Diffusion inélastique (n, n').....	20
Transmutation (n, p), (n, α)... ..	21
Capture radiative (n, γ)... ..	21
Fission.....	21
Interaction Gamma matière.....	23
Effet photoélectrique	23

Effet Compton	24
la production de paires	25
La Chaîne de détection	26
La source ‘L’échantillon’	27
DéTECTEUR	28
Préamplificateur	29
Amplificateur	29
Codeur	29
Visualisation	29
Les caractéristiques générales des détecteurs	30
L’efficacité de détection	30
Le temps mort [t ₀]	30
Le mouvement propre	30
La résolution en énergie	30
Les détecteurs à scintillation	31
Un photomultiplicateur	32
La photocathode	32
Les principaux types de compteurs à scintillation	32
Priorités des détecteurs à scintillation	32
 Chapitre II : L’analyse par activation neutronique :	
Introduction	31
Analyse par activation neutronique	31
Principes de base	32
Calcul de l’équation de mesure	37
Énergie de coupure efficace pour le cadmium	37
La convention de Hogdahl	38
Le facteur de Westcott	38
Radioactivité induite par l’irradiation	39

Chapitre III :Matériels et Méthodes :

Introduction.....	43
source Radium Béryllium (226Ra_Be)	43
Constitution de la source de neutron(226Ra_Be).....	43
L'échantillon.....	45
Détecteur a scintillateur NaI (Tl).....	46
Gamma Vision	47
MAESTRO	47
Origin.....	47
La simulation de Monte Carlo.....	48
MC_GAMMA.....	49
Le fonctionnement des expériences.....	51
Simulation de l'échantillon et détecteur par MC_GAMMA	52

Chapitre IV : Résultats et Discussions :

Discussions des résultats.....	55
Comparaison des résultats avec une référence.....	60
Conclusion.....	61
Conclusion générale.....	62
ANNEXE :.....	63

Table des figures :

1.1 : Composition de neutron et de proton.....	12
1.2 : Interaction du neutron avec la matière.....	19
1.3 : Diffusion élastique.....	20
1.4: Diffusion inélastique.....	20
1.5 : transmutation (n,p)	21
1.6: Capture radiative(n, γ)	21
1.7 : réaction a fission... ..	22
1.8 : Effet photoélectrique.....	23
1.9 : Effet Compton.....	24
1.10 : La production de paires.....	25
1.11: La chaine de détection... ..	26
1.12 : Détecteur à scintillation... ..	30
2.1 : Les éléments les plus utilisée dans la NAA.....	33
2.2 : Capture de neutrons par un noyau cible suivie de l'émission de rayons gamma... 35	
2.3 : Schéma de désintégration du ^{56}Mn	36
3.1 : Image montrant la distribution des canaux dans une source de neutrons ($^{226}\text{Ra_Be}$)	44
3.2 : Schéma détaillé des sources de neutrons ($^{226}\text{Ra_Be}$)	44
3.4 : Image de la source de neutrons ($^{226}\text{Ra_Be}$)	45
3.5 : la section efficace du manganèse pour l'énergie du neutron.	45
3.6 : Photo d'un échantillon de poudre de manganèse 55 brute... ..	46
3.7 : Photo du détecteur a scintillateur NaI(Tl) modale 905-4 (3'' x 3'')... ..	47
3.8 : Schéma des étapes les plus importantes de la simulation Monte Carlo.....	49
3.9 : Photo de la poudre de manganèse dans un tube de polyéthylène.	51
3.10 : Image montrant le processus de détection de l'échantillon... ..	51
3.11 : Image de l'interface de MC_GAMMA... ..	52

4.1 : Schéma qui représente la ligne de calibration avec ^{152}Eu	55
4.2 : Spectre d'irradiation du manganèse 56 sans filtre à 7cm de la source de neutrons.....	56
4.3 : Spectre d'irradiation du manganèse 56 sans filtre à 14 cm de la source de neutrons....	56
4.4 : Spectre d'irradiation du manganèse 56 avec filtre à 7cm de la source de neutrons....	57
4.5 : Spectre d'irradiation du manganèse 56 avec filtre à 14 cm de la source de neutrons....	57
4.6 : les résultats du programme MC_GAMMA.....	59

Table des tableaux :

1.1 : Classification des neutrons en fonction de leur énergie.....	14
4.1 : Tableau contenant le flux de neutrons dans le canal 2 et 5	60
4.2 : Tableau contenant le flux de neutrons dans le canal 2 avec le flux de neutrons de référence	60
4.3 : Tableau contenant le flux de neutrons dans le canal 5 avec le flux de neutrons de référence.....	60

Introduction générale

Après la découverte des neutrons en 1932, les physiciens ont commencé à développer de nouvelles techniques pour étudier les échantillons et exploiter cette nouvelle particule dans plusieurs domaines, la première fois que les neutrons ont été utilisés était dans les armes nucléaires. Et puis les neutrons ont été utilisés dans d'autres domaines, notamment les réacteurs nucléaires, qui sont les installations les plus importantes du XXe siècle.

Ce grand intérêt pour les neutrons est dû à ses caractéristiques uniques, comparées à celles des protons, car ce sont des particules non chargées, donc il peut passer à travers la barrière coulombienne de l'atome et atteindre directement le noyau sans interagir avec les électrons.

En raison de l'utilisation répandue de neutron et de la réduction des sources naturelles de neutrons, les physiciens sont venus à concevoir des moyens de produire des neutrons par : les accélérateurs des particules, fission nucléaire, fusion nucléaire et par l'interaction des rayonnements alpha et gamma avec les noyaux. Selon la façon dont ces neutrons sont produits, le flux de neutrons varie de rapide à froid. Et cela nous donne une possibilité plus large pour étudier les éléments et concevoir de nouvelles façons de détecter les échantillons, l'une des techniques les plus notables l'analyse par activation neutronique.

L'analyse par activation neutronique est l'une des méthodes les plus importantes utilisées depuis le siècle dernier jusqu'à aujourd'hui, qui est utilisée à plus de 70 pour cent du temps pour détecter les échantillons et identifier leurs composants. Dans certains cas, cette technique est utilisée pour produire des éléments radioactifs utilisés dans des domaines médicaux, comme la médecine nucléaire, ou à des fins industrielles, comme les armes.

Et pour faire ce travail, nous avons apporté de la poudre de manganèse brute, qui va être l'échantillon d'essai, et nous allons faire plusieurs expériences sur elle en utilisant les principes de la technique l'analyse par activation neutronique, source de neutron Radium_Béryllium ($^{226}\text{Ra_Be}$) et aussi en utilisant une plaque de cadmium, ainsi que l'utilisation de programmes de lecture de courbes, un logiciel de simulation MC_GAMMA pour calculer l'efficacité du détecteur.

Le premier passage du projet sera un rappel et une explication des principaux principes dans le domaine de la physique des radiations, afin que nous puissions avoir une vue d'ensemble des phénomènes physiques les plus importants se produisant dans la matière.

Dans la deuxième partie, nous présenterons le nombre d'utilisateurs et la méthode d'expérimentation, ainsi qu'une explication détaillée de la source de neutrons ($^{226}\text{Ra_Be}$), ainsi qu'une explication du programme de simulation utilisé dans ce projet.

Et enfin, dans la dernière partie du travail, nous allons montrer les résultats que nous obtenons, et nous allons les comparer avec les références et expliquer les points les plus importants que nous avons fait valoir.

Chapitre I:
Rappels
théoriques

1. Propriétés fondamentales du neutron

Le neutron est une particule de la famille des fermions électriquement neutres de spin $\frac{1}{2}$. Contrairement aux rayons X, ils peuvent pénétrer dans la matière sans se faire arrêter par une barrière coulombienne. Les neutrons sont liés aux protons par l'interaction forte pour former le noyau atomique, Une fois libéré, le neutron a une durée de vie qui est en moyenne de 886,8 s, soit environ 15 minutes [1].

Le neutron est une particule composite, formé de trois particules un quark up (U) et de deux quarks down (dd)

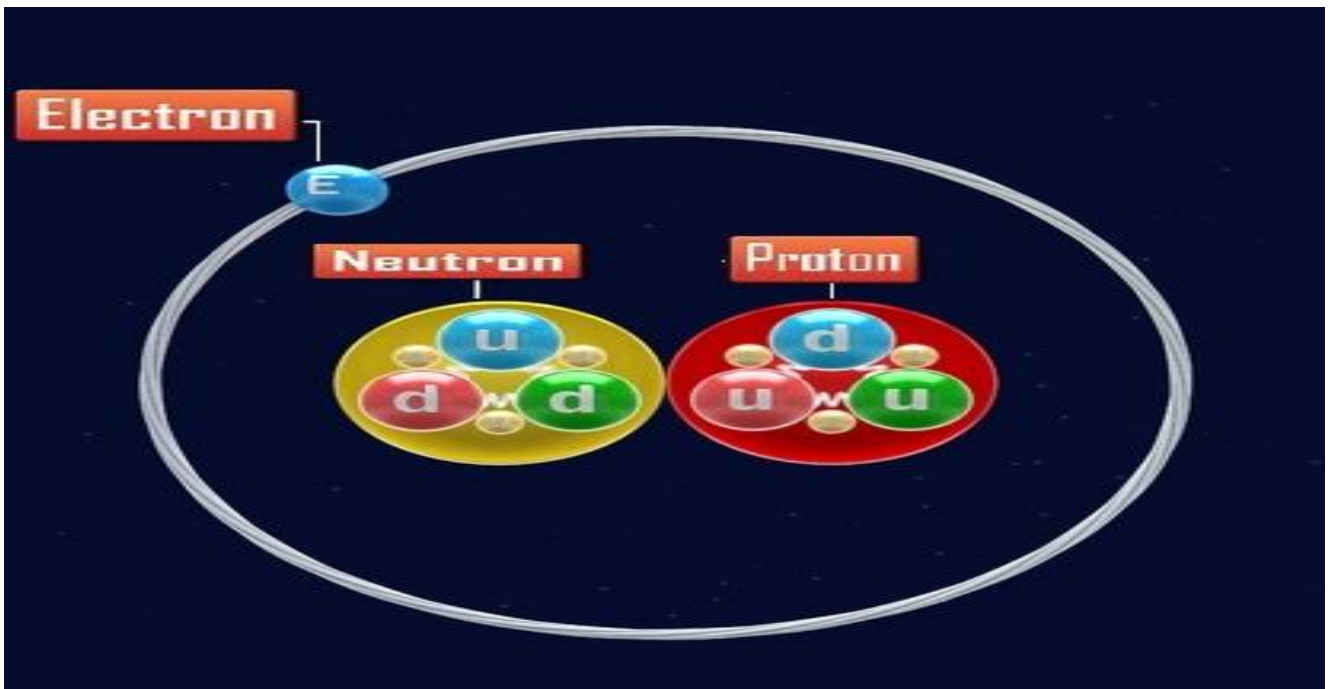


Figure 1.1 : composition de neutron et de proton

2. Classification énergétique des neutrons

Les neutrons sont généralement classés selon leur énergie, qui peut s'étendre sur une dizaine de MeV, des neutrons froids aux neutrons de plusieurs centaines de MeV [2]:

2.1 Neutrons froids :

Une énergie inférieure à l'énergie thermique ($E < 0,025 \text{ eV}$). Les neutrons froids sont utilisés dans une variété d'applications, y compris l'étude des structures biomoléculaires. Des réactions de diffusion et d'absorption se produiront sous ces énergies;

2.2 Neutrons thermiques :

Un neutron thermique est un neutron libre avec une énergie cinétique de l'ordre de 0,025 eV, qui est l'énergie qui correspond à la vitesse la plus probable à une température de 290 K (17°C) selon la distribution de Maxwell-Boltzmann. La densité neutronique (n) en fonction de sa vitesse (v) résulte de l'expression :

$$n(v)dv = 4\pi \frac{m}{2\pi kT^{3/2}} v^2 e^{-\frac{mv^2}{2kT}} dv \quad \text{avec} \quad \int_0^\infty n(v)dv = 1 \quad (\text{I.1})$$

Ou :

k: est la constante de Boltzmann,

T: est la température absolue.

Et nous l'avons aussi la distribution en énergie est aussi décrite par

$$n(E)dE = \frac{2\pi}{(\pi kT)^{3/2}} e^{-E/kT} \sqrt{E} dE \quad \text{avec} \quad \int_0^\infty n(E)dE = 1 \quad (\text{I.2})$$

Du fait de la répartition de la vitesse en fonction de la température du milieu dans lequel ils interagissent, on constate que tous les neutrons n'ont pas la même énergie cinétique ; son énergie cinétique moyenne est proche de la valeur la plus probable. Et donc :

$$\text{Distribution de vitesse est maximum lorsque : } \frac{dn(v)}{dv} = 0 \quad (\text{I.3})$$

$$\text{ce qui définit la vitesse la plus probable : } v_0 = \sqrt{\frac{2kT}{m}} \quad (\text{I.4})$$

$$\text{et l'énergie correspondante } E_0 = \frac{1}{2}mv^2 = kT \quad (\text{I.5})$$

2.3 Neutrons épi-thermiques :

Les neutrons épi-thermique sont créés par la collision élastique entre des neutrons rapides et un noyau cible léger d'un matériau (hydrogène, graphite...) Ces neutrons ont une énergie comprise entre 0,5 eV et 100 Kev et ont un spectre $1/E$.

où E est l'énergie des neutrons.

Chapitre I Rappel théoriques

2.4 Neutrons lents :

Les neutrons ralentis par une série de collisions dans les noyaux sont appelés « neutrons lents ». leur énergie cinétique est de l'ordre de l'électronvolts .

2.5 Neutrons rapides :

Les neutrons créés lors des réactions de fission avant d'être ralentis par un grand nombre de collisions sont appelés « neutrons rapides ». Sa gamme d'énergie est comprise entre 0,1 MeV et 2 ou 3 MeV. « L'énergie cinétique relativement élevée permet aux neutrons rapides de briser plus de noyaux lorsqu'ils sont capturés.

Le tableau reprend la classification des neutrons.

Neutron	Énergie
froids	$E < 0,025 \text{ eV}$
thermiques	$E \sim 0,025 \text{ eV}$
Epi-thermiques	$0.5 \text{ eV} < E < 1 \text{ keV}$
intermédiaires	$1 \text{ keV} < E < 500 \text{ keV}$
rapides	$0.5 \text{ MeV} < E < 50 \text{ MeV}$
relativistes	$E \geq 50 \text{ MeV}$

Tableau 1.1 : classification des neutrons en fonction de leur énergie.

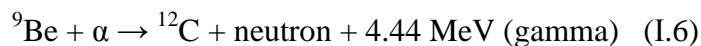
Chapitre I Rappel théoriques

3. Les sources des neutrons

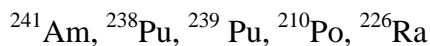
Il existe une variété de sources allant des sources radioactives portables aux réacteurs nucléaires ou aux sources de spallation. Selon l'énergie et le flux des neutrons, la taille de la source, le coût et les réglementations, de tels dispositifs peuvent être trouvés dans des domaines aussi divers que la physique, l'ingénierie, la médecine, les armes nucléaires, l'exploration pétrolière, la biologie, la chimie et l'industrie nucléaire [3].

3.1 Source de neutrons ALPHA :

Les sources de neutrons alpha sont le type de source de neutrons le plus souvent rencontré. Mélange chimique d'un émetteur alpha et de béryllium pour utiliser la réaction :



Les émetteurs alpha utilisés dans les sources de neutrons comprennent :



3.2 Sources de neutrons GAMMA :

Mélange d'émetteur gamma de haute énergie et ${}^2\text{H}$ ou ${}^9\text{Be}$ à section efficace importante (γ, n) - Par exemple, le mélange antimoine-béryllium permet la production d'une source de neutrons dite "secondaire" ou la modération de la perte .



Le principal avantage des sources de photo-neutrons est que les neutrons émis sont très proches d'être mono-énergétique.

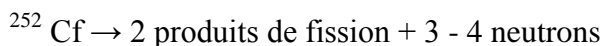
3.3 Fission spontanée:

La fission spontanée est une forme de désintégration radioactive caractéristique des isotopes très lourds, dans laquelle un noyau lourd se divise en au moins deux noyaux plus légers sans apport d'énergie externe.

(Par exemple, ${}^{238}\text{Pu}$, ${}^{242}\text{Cm}$, ${}^{244}\text{Cm}$, ${}^{252}\text{Cf}$)

Chaque événement de fission entraîne généralement l'émission de 2 à 4 neutrons.

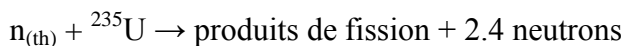
Par exemple : Californium-252 est l'un des plus importants sources de neutrons.



3.4 Réacteurs à fission:

De nombreux neutrons sont produits lors de la fission nucléaire, Dans les réacteurs nucléaires pour la production d'énergie .les neutrons sont plus ou moins un produit de fission inévitable, contrairement aux réacteurs de recherche, qui sont utilisés pour la production d'énergie et la production de neutrons libres.

Par exemple :



Chapitre I Rappel théoriques

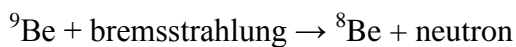
3.5 Accélérateurs:

Les accélérateurs de particules sont des instruments qui utilisent des champs électriques et/ou magnétiques pour propulser des particules chargées électriquement à grande vitesse ; en d'autres termes, ils donnent de l'énergie aux particules.

3.6 Accélérateurs d'électrons :

Prenons comme exemple : les accélérateurs béatrone et synchrotron qui produisent des bremsstrahlung en bombardant des cibles avec un nombre de charge Z élevée (par exemple : tungstène) par des électrons [42].

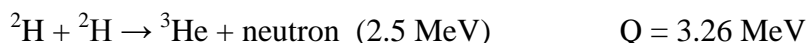
D'autre part le bremsstrahlung interagit avec le béryllium ou une autre matière pour produire des neutrons via la réaction (gamma ,n) :



3.7 Accélérateurs de tension constante à ions positifs :

Ces dispositifs, souvent appelés générateurs de neutrons, sont fréquemment utilisés par les établissements de recherche et les universités.

En accélérant des deutérons, des protons ou d'autres particules sur des cibles Z basses, des accélérateurs relativement petits et peu coûteux peuvent produire des faisceaux intenses de neutrons mono-énergétiques.



4. Section efficace des Neutrons :

Comme son nom l'indique, une section efficace représente une surface. L'unité utilisée est le barn, une unité à l'échelle de la surface extrêmement petite attribuée aux noyaux pris comme cibles [4] :

$$1 \text{ barn} = 10^{-24} \text{ cm}^2$$

Le concept de section efficace est nécessaire pour quantifier le nombre de réactions résultant de l'interaction entre un flux de particules et un objet cible. Appelée aussi probabilité d'interaction, elle peut être « microscopique » si elle est caractéristique de l'individu « noyau cible », ou « macroscopique » si elle caractérise un matériau qui contient un grand nombre de noyaux cibles.

Chapitre I Rappel théoriques

4.1 Section efficace microscopique :

La section efficace microscopique est la somme des différentes sections efficaces pour tous les processus qui peuvent se produire avec un atome donné. L'unité est barn

$$\sigma_{\text{total}} = \sigma_{\text{diffusion}} + \sigma_{\text{capture}} + \sigma_{\text{fission}}$$

4.2 Section efficace macroscopique :

Le produit de la section efficace microscopique par le nombre total d'atomes par cm^3 dans le matériau. L'unité est cm^{-1}

$$\Sigma_{\text{total}} = N \sigma_{\text{total}}$$

où N = nombre d'atomes/ cm^3

5. L'élimination d'un neutron par un absorbeur :

Contrairement aux particules chargées, les photons interagissent très peu avec la matière. De plus, il existe une certaine probabilité qu'un photon pénètre dans une épaisseur de matière sans interagir. Si l'on note I_0 l'intensité initiale d'un faisceau de photons mono énergétiques à incidence normale, la diminution de l'intensité dans l'épaisseur entre x et $x + dx$ d'un absorbeur dépend directement de son coefficient d'atténuation μ :

$$\text{Tell que : } dI = -\mu I_0 dx \quad (\text{I.7})$$

μ : Coefficient d'atténuation linéaire proportionnel à la section efficace totale d'interaction:

$$\mu = n \sigma_{\text{tot}} \quad (\text{I.8})$$

Avec :

n = le nombre de noyaux par cm^3

σ_{tot} = la section efficace totale d'interaction.

Après intégration de [I.7], on déduit la loi d'atténuation suivante :

$$I = I_0 e^{-N\sigma_{\text{totale}} x} \quad (\text{I.9})$$

Où

I = l'intensité des neutrons qui passent à travers l'absorbeur

I_0 = l'intensité neutrons incidents dans l'absorbeur

$N \sigma_{\text{total}}$ = section efficace macroscopique totale

x = épaisseur de l'absorbeur

Chapitre I Rappel théoriques

II .Interaction des neutrons avec la matière :

Les neutrons sont des particules neutres, ils voyagent donc en ligne droite , ne s'écartant de leur trajectoire que lorsqu'ils entrent en collision avec un noyau pour être dispersés dans une nouvelle direction ou absorbés. Ni les électrons entourant (nuage d'électrons atomiques) un noyau ni le champ électrique provoqué par un noyau chargé positivement n'affectent le vol d'un neutron.

Les neutrons peuvent interagir avec les noyaux de l'une des manières suivantes :

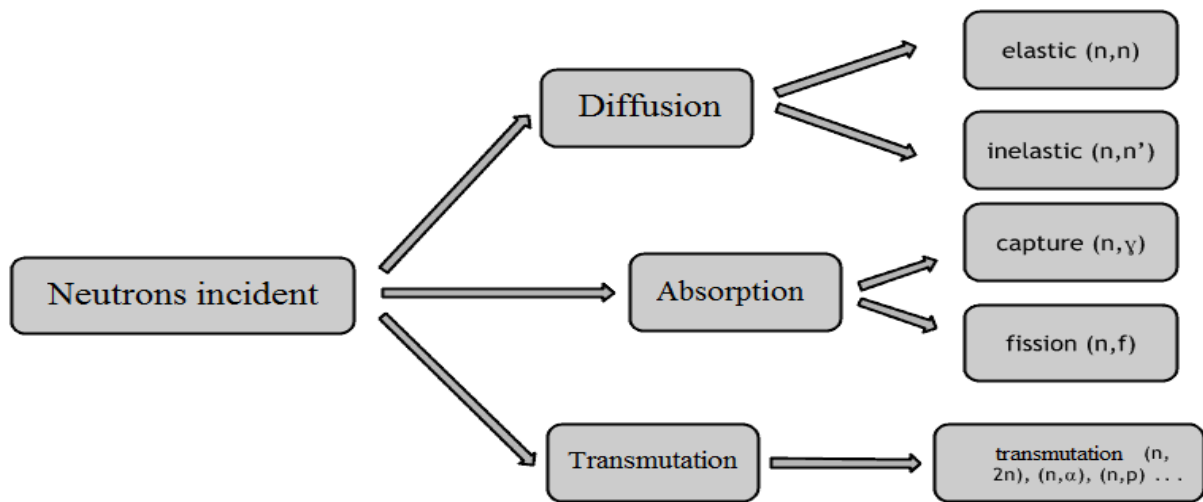


Figure1.3 : Interaction des neutrons avec la matière

Chapitre I Rappel théoriques

1. Diffusion élastique (n, n) :

La diffusion élastique est similaire à une boule de billard. Le neutron pénètre dans le noyau, Cette réaction est notée (n, n). Le noyau cible est laissé dans son état fondamentale à la fin de la réaction.

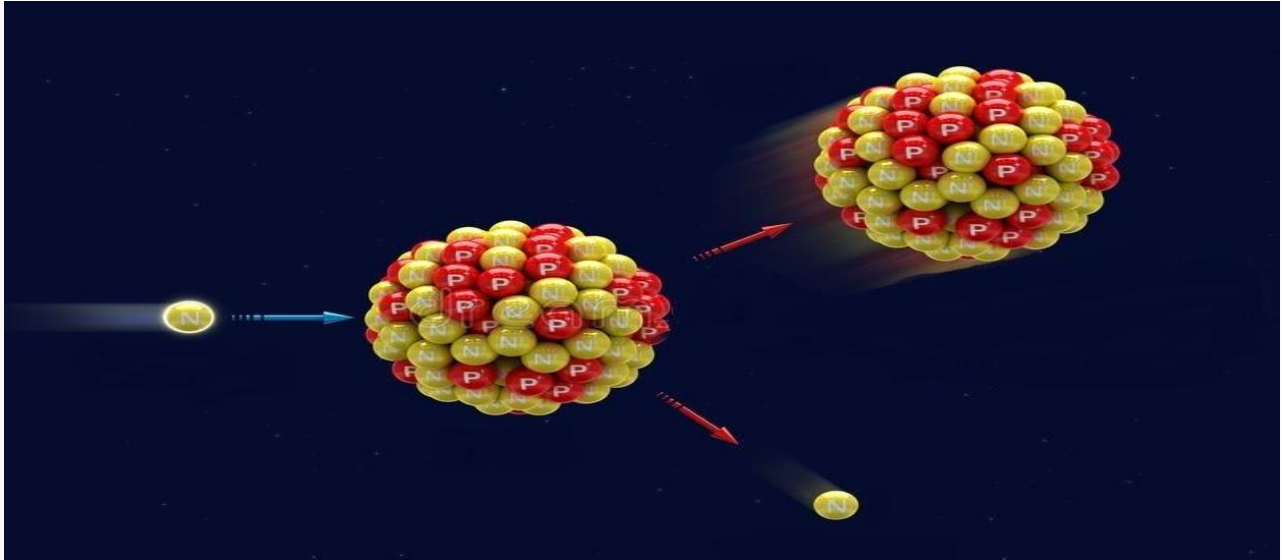


Figure 1.4 : Diffusion élastique

2. Diffusion inélastique (n, n')

le neutron pénètre dans le noyau ; il y laisse une partie de son énergie cinétique et est réémis dans une certaine direction avec une nouvelle énergie cinétique. Cette réaction est notée (n, n'). Le noyau se des excite par émission de gamma pour revenir à son état fondamental

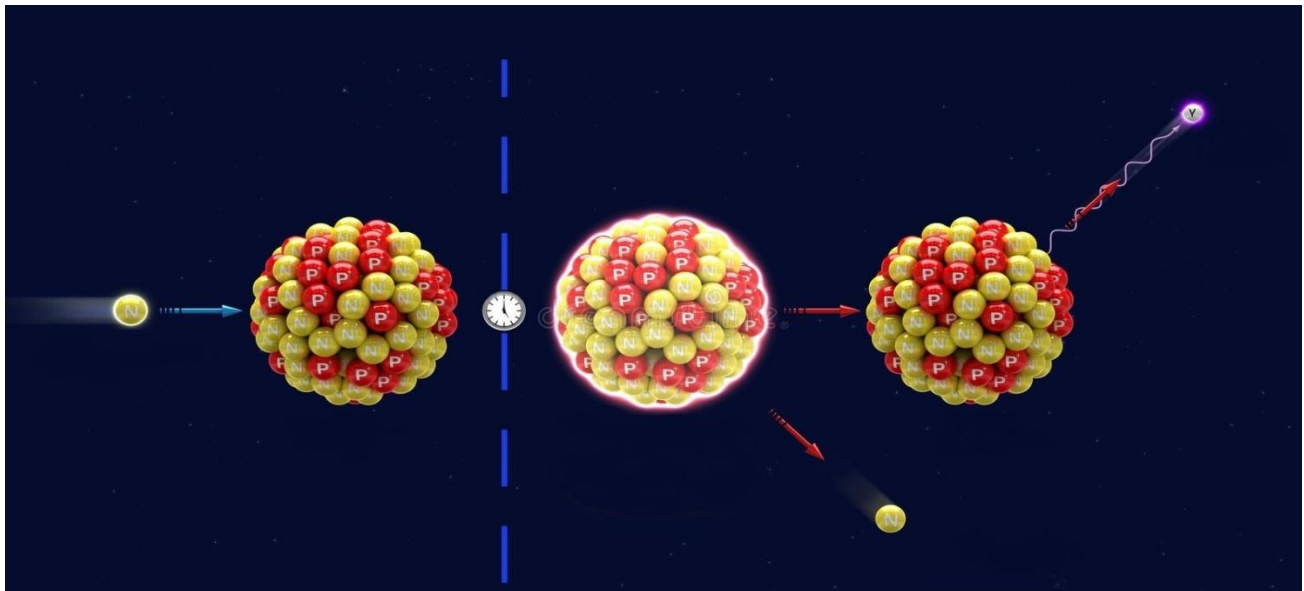


Figure1.5: Diffusion inélastique

Chapitre I Rappel théoriques

3. Transmutation (n, p), (n, α) :

le neutron est capturé et une particule chargée, proton, particule α par exemple. Le nouveau noyau formé est souvent un isotope radioactif qui évoluera vers la ligne de stabilité par des processus de désintégration radioactive successifs. Ces réactions sont notées (n, p), (n, α), (n, d), (n, t), (n, n' α), etc.

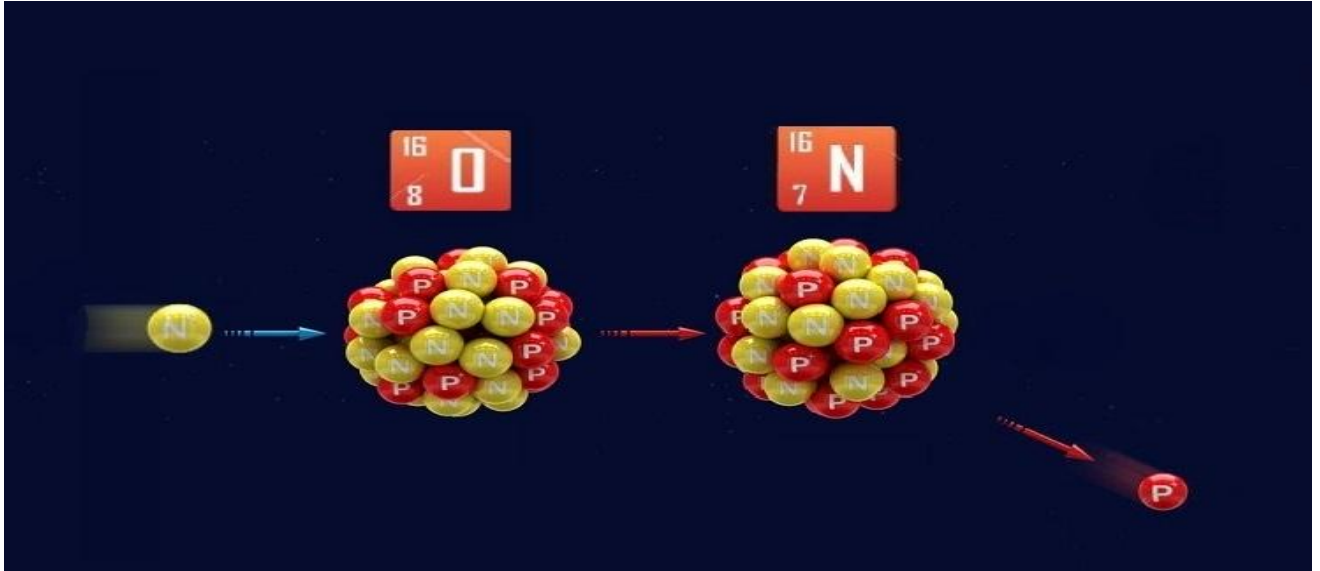


Figure1.6 : transmutation (n,p)

4. Capture radiative (n, γ) :

le neutron est capturé par le noyau de nombre de masse A ; un nouveau noyau de nombre de masse A + 1 est formé ; Ce nouveau noyau est dans un état excité du fait du double apport d'énergie cinétique et d'énergie liaison du neutron et est désexcité par l'émission gamma dont l'énergie peut atteindre 10 MeV ; le noyau nouvellement formé est généralement un isotope radioactif qui se développe par des processus radioactifs successifs en direction de la droite de stabilité, cette réaction est noté (n, γ) ;

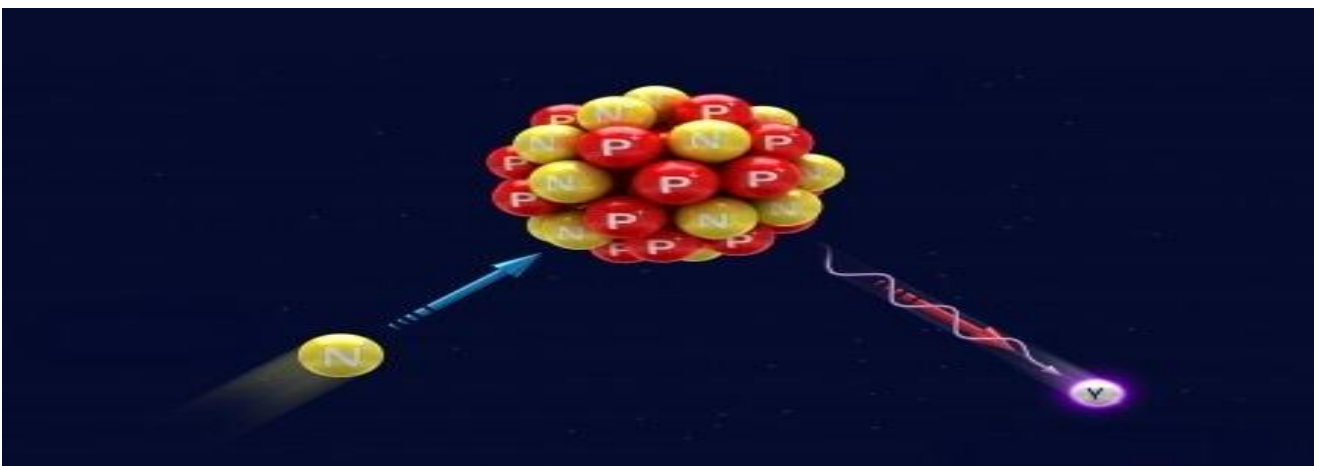


Figure 1.7: Capture radiative (n, γ)

Chapitre I Rappel théoriques

5. Fission

Un neutron thermique frappe un noyau de l'isotope ^{235}U . Ce noyau d'uranium est fortement excité et se désintègre en fragments, émettant un nombre variable de neutrons : entre 2 et 5 (2,5 en moyenne). L'énergie moyenne de ces neutrons est de 2 MeV.

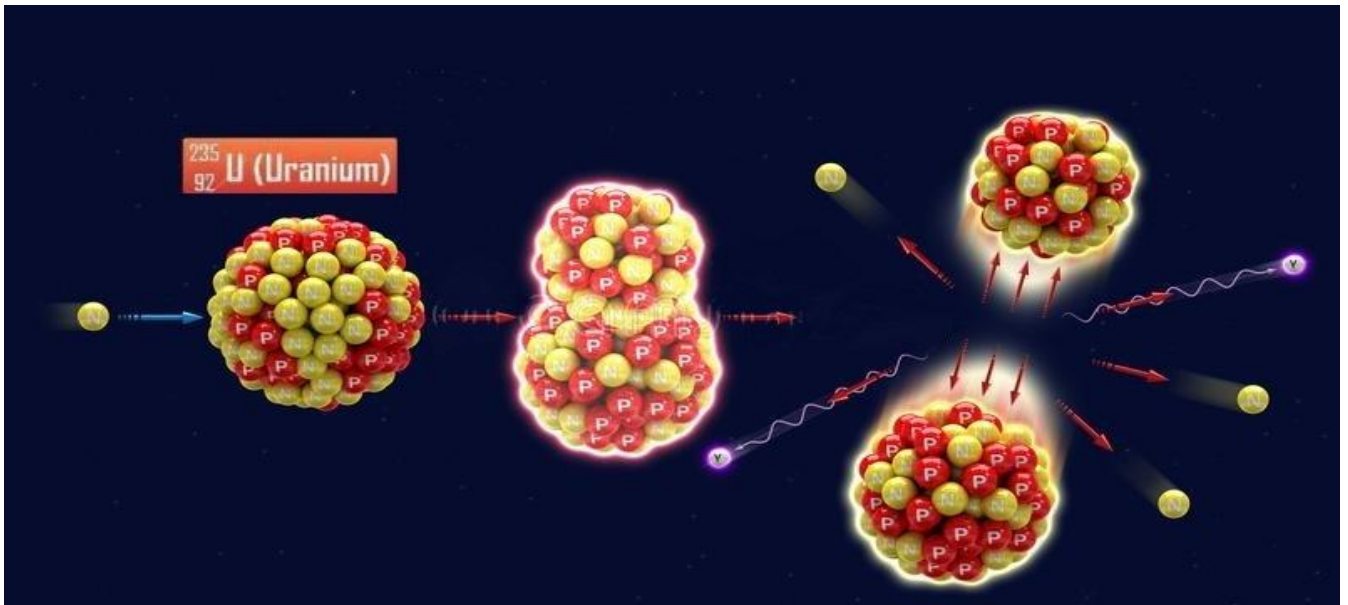


Figure1.8 : réaction a fission

Chapitre I Rappel théoriques

Le rayonnement ne peut être détecté et caractérisé que par son interaction avec la matière, de sorte qu'une chaîne de mesure complète a été créée pour mesurer l'énergie ou le nombre de particules dans le milieu.

Interaction Gamma matière :

L'effet des rayons gamma est très différent de celui des particules chargées. Comme les rayons alpha et bêta libèrent progressivement leur énergie, les photons gamma viennent soit complètement, soit pas du tout ; ils n'ont aucun effet jusqu'à ce qu'ils interagissent avec un noyau. Ces interactions mettent en mouvement des particules chargées qui déposent de l'énergie dans la matière.

Les photons interagissent avec la matière de trois manières : par effet photoélectrique, par effet Compton, en créant des paires d'électrons et de positons [5].

1. Effet photoélectrique

L'effet photoélectrique, mode d'interaction privilégié des photons de faible énergie avec la matière, concerne également les photons gamma. Le gamma percute un électron d'une orbite atomique interne. L'électron est alors expulsé et le photon absorbé.

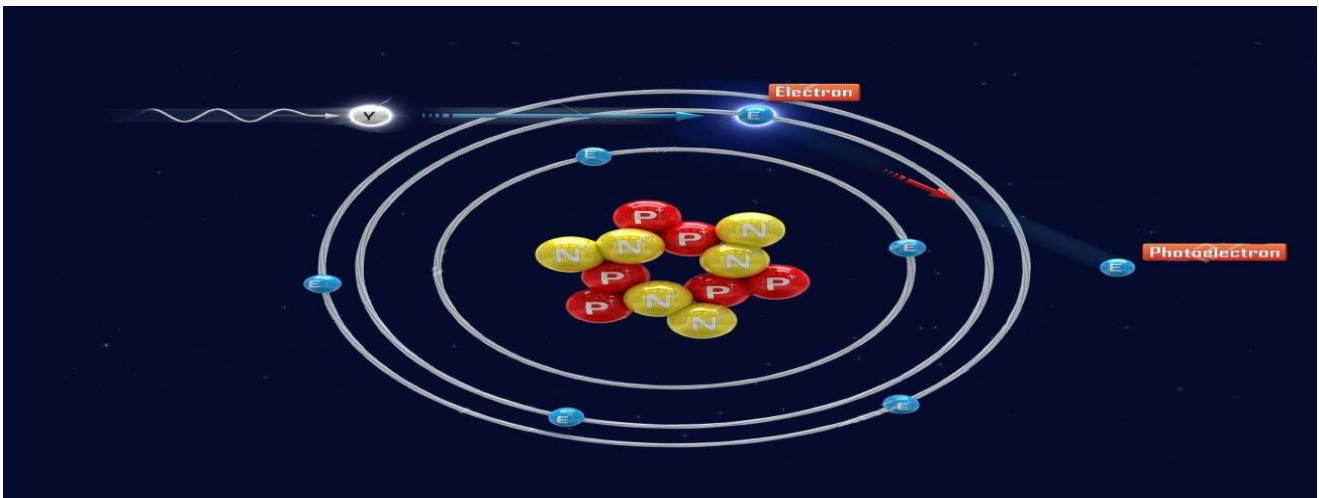


Figure 1.9 : effet photoélectrique

$$\text{Energie photoélectron : } T_e = h\nu - E_L \quad (\text{I.10})$$

Ou E_L : représente l'énergie de liaison du photoélectron dans l'orbite originale

Principalement :

– $E_\gamma \approx T_e$

– Couche K

– Z élevé

– E faible : C'est-à-dire que l'énergie nécessaire à ce phénomène est la moins importante par rapport au reste

2. Effet Compton

Mode d'interaction privilégié avec la matière pour des photons gamma d'énergie moyenne, Une partie de l'énergie du photon est absorbée par les électrons sur les couches supérieures.



Figure 1.10 : effet Compton

Conservation de l'énergie : $h\nu = T_e + h\nu'$ (I.11)

Énergie électron-Compton: $T_e = \frac{\frac{(h\nu)^2(1-\cos\theta)}{m_e c^2}}{1 + \frac{h\nu}{m_e c^2}(1-\cos\theta)}$ (I.12)

Corrélation angulaire: $\cos(\theta) = \left(1 + \frac{h\nu}{m_e c^2}\right) \tan\left(\frac{\theta}{2}\right)$ (I.13)

Principalement:

- $E_\gamma \gg T_e$
- e- externe Semi-libre
- Z faible
- E élevé

3. la production de paires :

Se produit à des énergies élevées pour $h\nu > 2m_0c^2$, un photon avec cette énergie $h\nu$ se matérialise et crée une paire électron-positon. Un processus inverse se produit lorsqu'un électron et un positon s'annihilent pour produire deux photons avec la même énergie de 0,511 MeV dans deux directions opposées. Formation d'un positronium d'une durée de vie d'environ 10^{-10} secondes.

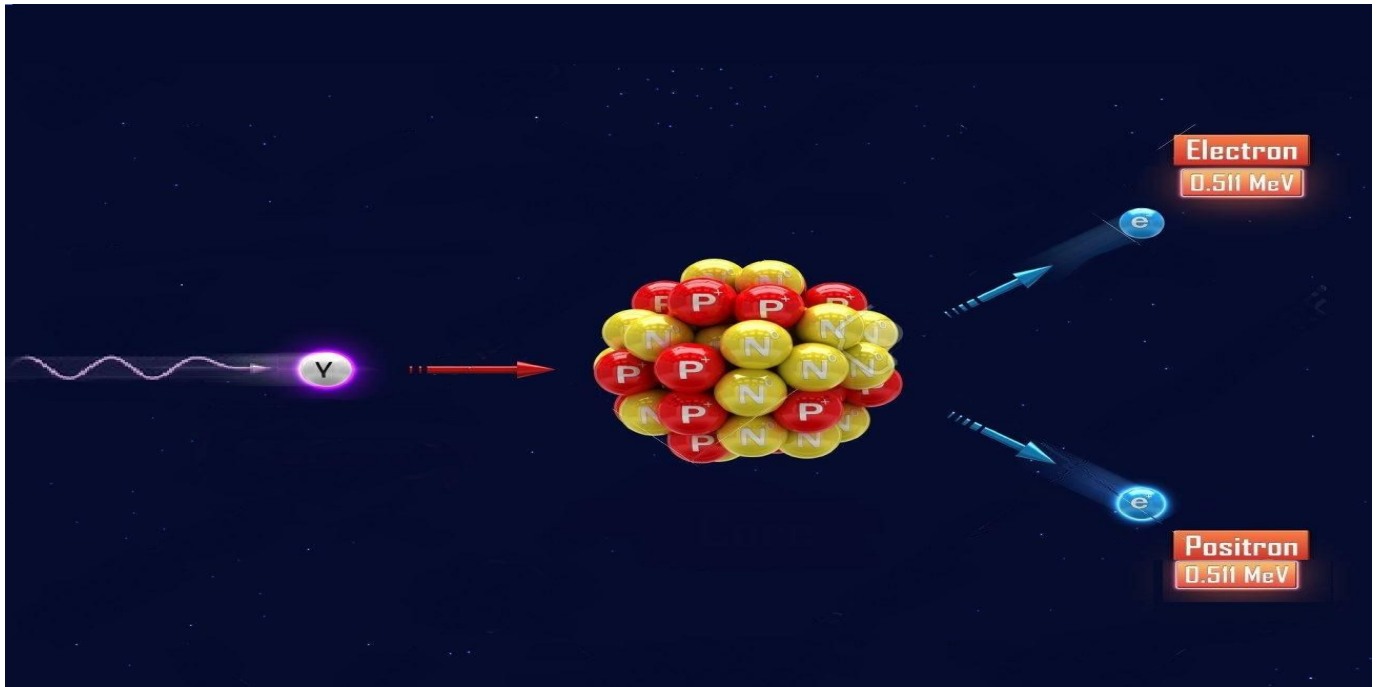


Figure 1.11 : La production de paires

$$h\nu = 2m_0c^2 + E_{e^-} + E_{e^+} \quad (\text{I.14})$$

la réaction possible si :

$$h\nu > 2m_0c^2 = 2.0,511 \text{ MeV} = 1,022 \text{ MeV} \quad (\text{I.15})$$

Principalement:

- $E_\gamma > 1022 \text{ KeV}$

-Z élevé

La Chaîne de détection :

Lors de la détection, nous mesurons la perte d'énergie dans le milieu et le nombre d'émissions de particules ou de photons. La figure suivante simplifie un schéma de la chaîne de détection qui résume le phénomène de détection et se compose de [6] :

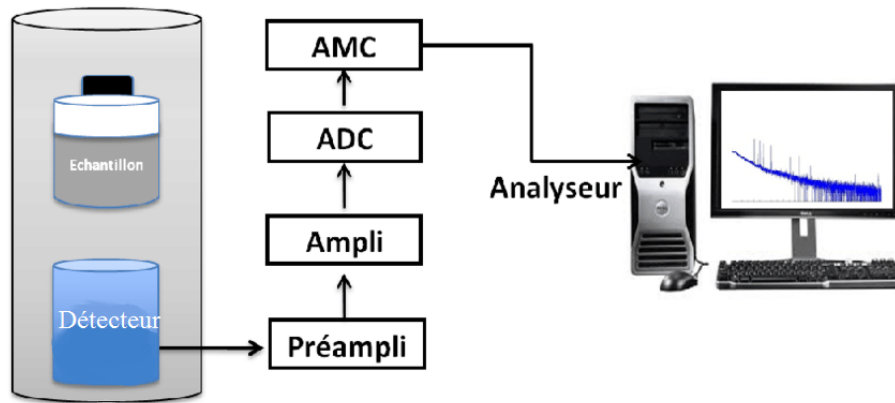
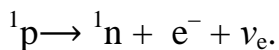
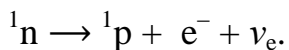


Figure 1.12: La chaîne de détection

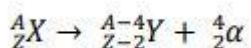
1. La source "L'échantillon" :

L'échantillon est un bloc solide qui émet un rayonnement radioactif ou électromagnétique. La radioactivité est une propriété des noyaux instables qui se désintègrent en noyaux plus stables lorsqu'une particule est émise. Il existe quatre types de rayonnement qui résultent d'un processus atomique ou nucléaire :

a- Les électrons rapides (β^- et β^+) : celles qui résultent par la réaction suivante :



b- Les particules chargées lourdes (protons, Alpha, noyaux des produits de fission...) : au titre d'exemple on a la réaction de l'émission alpha :



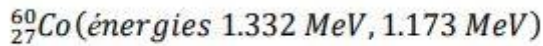
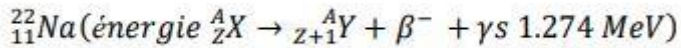
Parmi les sources alpha, on a :

${}^{241}_{85}\text{Am}$ (Période 433 jours, énergie 5.48574 MeV et 5.44298 MeV)

${}^{243}_{95}\text{Am}$ (Période 7.4E + 03, énergie 5.2754 MeV et 5.2335 MeV)

Chapitre I Rappel théoriques

c- Rayonnement électromagnétique (rayons X et rayons gamma) : les photons X ont une origine électronique. Ils sont émis lorsqu'un faisceau d'électrons est décéléré ou lorsqu'un atome revient à son état fondamental. Le photon gamma est émis par le noyau ou lors de transitions nucléaires ou de processus d'annihilation de particules. Parmi les sources gamma il y a :



Ces photons X et gamma ont une masse nulle et se propage à la vitesse de la lumière, mais ils n'ont pas les propriétés des photons optiques (exemple : la réflexion).

d- Les neutrons : Ils sont émis dans la réaction de fission dans un réacteur nucléaire par exemple. Ces neutrons ont des énergies qui vont de fraction d'un eV à plusieurs MeV.

2. Détecteur :

Le rayonnement pénètre à l'intérieur du détecteur, symbolisé sur la figure 1 par un espace (la zone active) entre les deux électrodes (anode + cathode). Le rayonnement frappe les électrons entre les atomes du milieu. Lors de l'ionisation, la particule perd une partie de son énergie (c'est l'énergie nécessaire pour éjecter un électron). Cette particule ralentit progressivement jusqu'à s'arrêter. Sous l'effet d'un champ électrique, les électrons sont attirés vers l'anode, tandis que les ions chargés positivement sont captés par la cathode. Ensuite, un très faible courant électrique est créé dans le circuit qui relie les deux électrodes. Ce courant de quelques microampères est injecté dans la chaîne de mesure. La collecte de ces charges générées est symbolisée par t_c et l'intégration du courant $i(t)$ au cours du temps est égale à la charge cumulée Q , qui s'écrit sous la forme :

$$Q = \int_0^{t_c} i(t) dt \quad (\text{I.16})$$

Il existe deux modes d'opération possibles pour un détecteur de rayonnement :

a- Le mode d'opération de courant : Dans ce cas, nous mesurons le courant continu moyen produit par le détecteur. Ce mode de fonctionnement est utilisé pour les détecteurs dosimétriques et lors du suivi des performances des réacteurs nucléaires ainsi que de diverses sources radioactives...

b- Le mode d'opération en impulsion : c'est l'enregistrement des charges électriques sortantes de chaque interaction individuelle dans le détecteur au lieu d'avoir le courant moyen créé par plusieurs interactions.

Lorsque le détecteur fonctionne dans ce mode, l'amplitude de chaque impulsion porte des informations sur la charge générée par l'interaction du rayonnement dans la zone active du détecteur. Ce mode est recommandé pour identifier plusieurs sources.

3. Préamplificateur :

Lorsque le signal électrique passe par cette première étape d'amplification, son amplitude est multipliée par un facteur 100. On utilise un préamplificateur devant un amplificateur et au plus près du détecteur en raison du signal très faible qui résulte de la détection, et qui est de l'ordre du microampère, qui peut être facilement atténué, permettant à ce dernier de transmettre le signal presque amplifié sur une dizaine de mètres, ce qui est généralement indispensable dans un environnement radioactif dont le reste des équipements doit être retiré pour les protéger des rayonnements.

4 .Amplificateur:

Le signal électrique doit passer par une seconde étape d'amplification pour que le signal soit multiplié une seconde fois par un facteur 100, car le signal venant du préamplificateur est encore faible (de l'ordre de quelques milliampères).

5. Codeur (ADC et AMC):

Le convertisseur analogique-numérique : Lors du passage dans le codeur, le signal électrique est codé en binaire (numéros 0 et 1). Ces convertisseurs se caractérisent par leur dynamique de balayages (12, 14 et 16 bits), qui permet d'affiner plus ou moins la valeur attribuée au signal. Il existe deux catégories d'encodeurs :

- a. **Les codeurs d'amplitude** : qui codent l'amplitude qui représente la hauteur du signal.
- b. **Les codeurs de charge** : qui codent la charge présentée par la surface du signal.

6 .Visualisation :

Le signal électrique est affiché sous la forme d'un graphique appelé "spectre". Ce graphique montre le nombre de frappe obtenus pour chaque valeur numérique. Dans cette phase, nous collectons des informations sur le type de source utilisée et son rayonnement absorbé par le détecteur. Ce signal ne nous donne aucune information sur l'énergie, la date, la durée, la position ou l'intensité de l'interaction et le type ou la vitesse de la particule. La réponse du détecteur peut être attribuée à plusieurs causes :

- ✓ Écarts du point de fonctionnement du détecteur dus à l'ancienneté, à un étalonnage manquant, etc.
- ✓ Bruit de fond dans le détecteur et dans le système de mesure électronique.
- ✓ Le caractère statique du signal mesuré est indépendant de la qualité de la mesure du fait du caractère aléatoire de la charge générée sur le détecteur.

Les caractéristiques générales des détecteurs

1. Les caractéristiques géométriques : La réaction du détecteur et le flux de rayonnement dépendent de l'angle solide, qui à son tour dépend de la source émettant dans toutes les directions, de la surface sensible du détecteur et de la distance entre le détecteur et la source.

2. L'efficacité de détection : En général, l'efficacité du détecteur dépend du type et de l'énergie du rayonnement incident, elle est comprise entre 0 et 1. Il existe deux types d'efficacité :

a. L'efficacité intrinsèque :

$$\xi_{\text{int}} = \frac{\text{Nombre de particules ou photons détectés}}{\text{Nombre de particules ou photons ayant traversés le détecteur}} \quad (\text{I.17})$$

b. L'efficacité extrinsèque :

$$\xi_{\text{ext}} = \frac{\text{Nombre de particules ou photons détectés}}{\text{Nombre de particules ou photons émis par la source}} \quad (\text{I.18})$$

3. Le temps mort $[t_0]$: Il représente le plus petit intervalle de temps qui doit séparer deux informations reçues (deux détections) Ce temps dépend des propriétés du détecteur et de l'électronique associée.

Tel que :

$$N_{\text{mesuré}} = N_{\text{rel}}(1 - t_0) \quad (\text{I.19})$$

4. Le mouvement propre :

Il correspond au temps de comptage enregistré en l'absence totale de toute source. L'origine de ce phénomène réside dans le bruit de fond du détecteur et cela dépend aussi de la radioactivité ambiante, des rayons cosmiques et même des impulsions parasites du détecteur. Cependant, pour réduire ce bruit, une protection au plomb ou le système anti-cosmique est utilisé.

$$\text{Lazonedetravail} = \frac{\text{Rapport signal}}{\text{Bruit minimum}} \quad (\text{I.20})$$

5 La résolution en énergie : Elle caractérise la qualité du détecteur à séparer deux régions proches dans la surface active du détecteur. Le pouvoir de résolution en énergie est donné par la formule :

$$R = \frac{dE}{E} \quad (\text{I.21})$$

Les détecteurs à scintillation

C'est au début des années 1950 qu'a commencé cette technique de détection par scintillation, elle contient un matériau qui émet de la lumière. Pour réaliser la scintillation, ce matériau doit avoir les propriétés suivantes [6] :

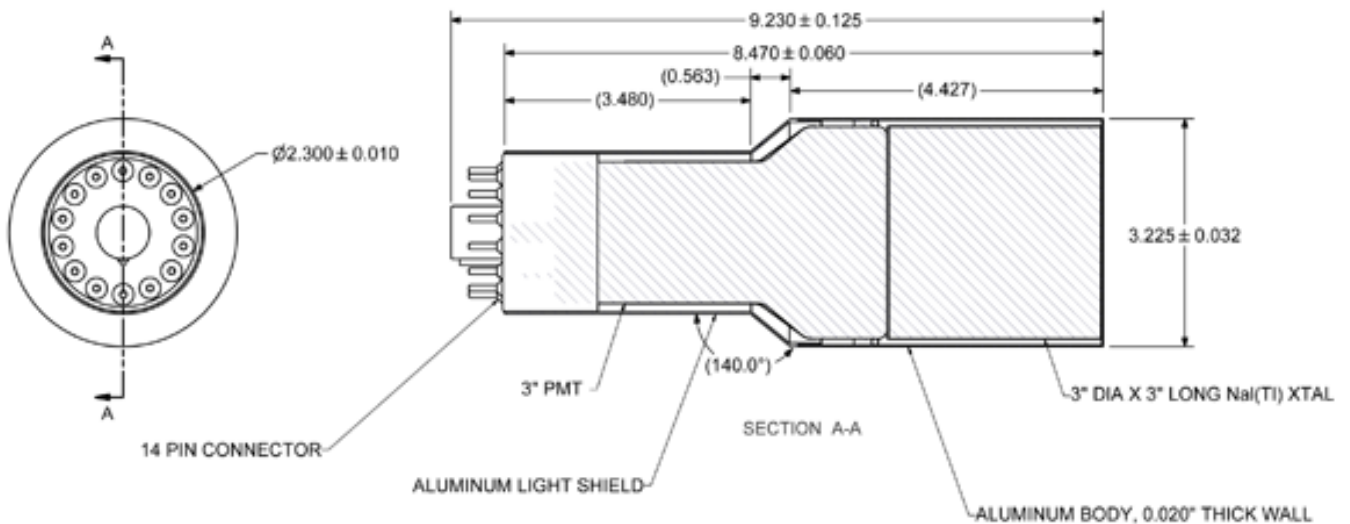


Figure 1.13 : Schéma composition de détecteur à scintillation

- ✓ La transparence du milieu afin d'avoir une bonne collection de ces photons
- ✓ Un temps d'émission court pour générer une impulsion rapide
- ✓ La conversion de l'énergie cinétique en photons visibles doit être linéaire pour une large gamme d'énergie
- ✓ Son indice de réfraction doit être proche de celui du verre.

Avoir toutes ces qualités dans un seul matériau est introuvable dans la réalité, mais le matériau le plus utilisé est l'iodure de sodium NaI.

Le retour de l'électron de la bande de conduction (BC) vers la bande de valence (BV) est efficace dans un cristal pur, Pour augmenter l'efficacité de ce matériau il faut ajouter des impuretés ou encore des activateurs, qui deviennent des endroits particuliers dans la bande interdite (BI) Générant des états énergétiques qui émettent des émissions de photons visibles qui sont à la base de la scintillation.



Figure 1.14 : Détecteur à scintillation

La durée de vie d'un état excité est de l'ordre de 10^{-7} secondes. Le temps de désexcitation ou de scintillation du cristal reste de l'ordre de 10^{-7}

Lorsqu'elle traverse le milieu du capteur, la particule chargée forme un grand nombre de paires d'électrons et de trous, qui effectuent le transport des électrons de BV à BC.

Étant donné que l'énergie d'ionisation d'un activateur est inférieure à celle de tout autre endroit propre du cristal, le trou l'ionisera directement. À ce stade, l'électron libre dans le cristal rencontre une impureté ionisée neutre qui peut être dans un état d'énergie excitée. Elle peut être fluorescente (une lumière rapide = instantanée, avec une durée de vie de 10^{-7} secondes) lorsqu'il y a une transition vers l'état fondamental, mais la transition vers l'état fondamental qui nous permet d'avoir une phosphorescence (lumière).

✓ NaI (l'iodure de sodium) est dopé en thallium NaI(Tl) ; c'est un cristal scintillateur très utilisé dans la détection des rayonnements électromagnétiques gamma.

✓ Les cristaux BGO : $\text{Bi}_4 \text{Ge}_3 \text{O}_{12}$

✓ Les scintillateurs organiques ont un temps de réponse plus court que les scintillateurs inorganiques.

Un photomultiplicateur:

C'est l'œil électronique qui convertit les photons en électrons lorsqu'ils touchent la photocathode afin que ces électrons générés dans la photocathode soient accélérés et focalisés sur la première dynode, ce qui multiplie le nombre d'électrons et ainsi de suite avec les restes des dynodes .

Chapitre I Rappel théoriques

La photocathode :

C'est une couche sensible aux photons qui émet des photoélectrons par effet photoélectrique, ces derniers sont accélérés et focalisés sur la première dynode en arrachant 2 à 5 électrons par photoélectron. V, ...) reste accéléré à chaque pas afin de multiplier les électrons. Dans un photomultiplicateur il y a entre 10 et 14 dynodes pour obtenir 10¹⁷ fois le signal initial (gain).

Les principaux types de compteurs à scintillation :

- ✓ Compteurs corps entiers
- ✓ Scintigraphie à balayage
- ✓ Gamma caméra
- ✓ Tommo gamma caméra

Propriétés des détecteurs à scintillation :

- ✓ Les scintillateurs sont très rapides, donc le temps mort t_0 est de l'ordre de grandeur de quelques nanosecondes, ils sont plus rapides que les détecteurs à ionisation, cette propriété il sert de déclencheur.
- ✓ L'efficacité (la sensibilité) représente l'énergie nécessaire à créer un photon : Pour NaI(Tl) il faut 25 eV et pour le plastique 100 eV.
- ✓ Une bonne linéarité de répons

Chapitre II :
**L'analyse par activation
neutronique**

Chapitre II l'analyse par activation neutronique

Introduction

Après la découverte du neutron par J. Chadwick en 1932 (prix Nobel, 1935) et les résultats de F. Joliot et I. Curie en 1934, l'analyse d'activation neutronique a été développée pour la première fois par G. Hevesy et H. Levi en 1936 [7]. Ils ont utilisé une source de neutrons ($^{226}\text{Ra} + \text{Be}$) et un détecteur de rayonnement (chambre d'ionisation) et ont rapidement reconnu que l'élément dysprosium (^{164}Dy) dans l'échantillon est devenu hautement radioactif après exposition à la source de neutrons. Ils ont montré que la réaction nucléaire peut être utilisée pour déterminer les éléments présents dans des échantillons inconnus en mesurant la radioactivité induite.

1. Analyse par activation neutronique :

La technique d'analyse par activation neutronique (NAA) est basée sur quelques faits fondamentaux : la grande pénétrabilité de la matière par les neutrons, la probabilité de réactions (n, γ) sur une grande variété d'isotopes et l'existence d'un signal témoin retardé de ces réactions; i.e. le rayonnement caractéristique émis dans la désintégration spécifique des noyaux instables qui se forment. Les règles qui régissent ces processus sont connues et des renseignements quantitatifs exacts sont disponibles dans de nombreux cas. Le tableau suivant contient les éléments les plus utilisés dans la NAA avec les sections efficaces propres de chaque élément :

Element	Neutron Absorption Cross Section ^a	Rock Composition (ppm) ^b	
		Sandstone	Shale
Li	71.2	15	66
B	761	35	100
O	0.000291	520000	496000
Na	0.532	3300	9600
Mg	0.0666	7000	15000
Al	0.2302	25000	80000
Si	0.1669	368000	273000
Cl	33.63	10	180
K	2.11	10700	26600
Ca	0.432	39100	22100
Ti	6.11	1500	4600
Cr	3.02	35	90
Mn	13.31	100	850
Fe	2.61	9800	47200
Co	37.198	0.3	19
Ni	4.52	2	68
Sm	5610	10	6.4
Eu	4570	1.6	1
Gd	48860	5	3.2

^a *Lide* [2000].

^b *Parker* [1967].

Figure 2.1 : Les éléments plus utilisée dans la NAA [7].

Chapitre II l'analyse par activation neutronique

L'analyse par activation neutronique a des applications en chimie mais aussi dans d'autres domaines de recherche, tels que la géologie, l'archéologie, la médecine, la surveillance environnementale et même dans la science judiciaire.

2. Principes de base :

La méthode est basée sur la conversion de noyaux atomiques stables en noyaux radioactifs, par irradiation avec des neutrons et la détection ultérieure du rayonnement émis par les noyaux radioactifs et son identification. L'analyse des échantillons par NAA nécessite essentiellement une source de neutrons, une instrumentation adaptée à la détection des rayons gamma et une connaissance détaillée des réactions qui se produisent lorsque les neutrons interagissent avec les noyaux cibles.

La création d'un noyau composé se forme dans un état excité lorsqu'un neutron interagit avec le noyau cible par une collision non élastique. L'énergie d'excitation du noyau composé est due à l'énergie de liaison du neutron avec le noyau. Le noyau composé se déexcitera presque instantanément en une configuration plus stable grâce à l'émission d'un ou de plusieurs rayons gamma rapides caractéristiques. Dans de nombreux cas, cette nouvelle configuration produit un noyau radioactif qui se déexcite également (ou se désintègre) par émission d'un ou de plusieurs rayons gamma retardés caractéristiques, mais à un taux beaucoup plus faible en fonction de la demi-vie unique du noyau radioactif. Selon les espèces radioactives, les demi-vies peuvent varier de fractions de seconde à plusieurs années.

En ce qui concerne le temps de mesure, la NAA se divise en deux catégories :

- (1) analyse rapide d'activation des neutrons par rayons gamma (PGNAA), où les mesures ont lieu pendant l'irradiation.
- (2) analyse retardée d'activation des neutrons par rayons gamma (DGNAA), où les mesures suivent la désintégration radioactive.

Chapitre II l'analyse par activation neutronique

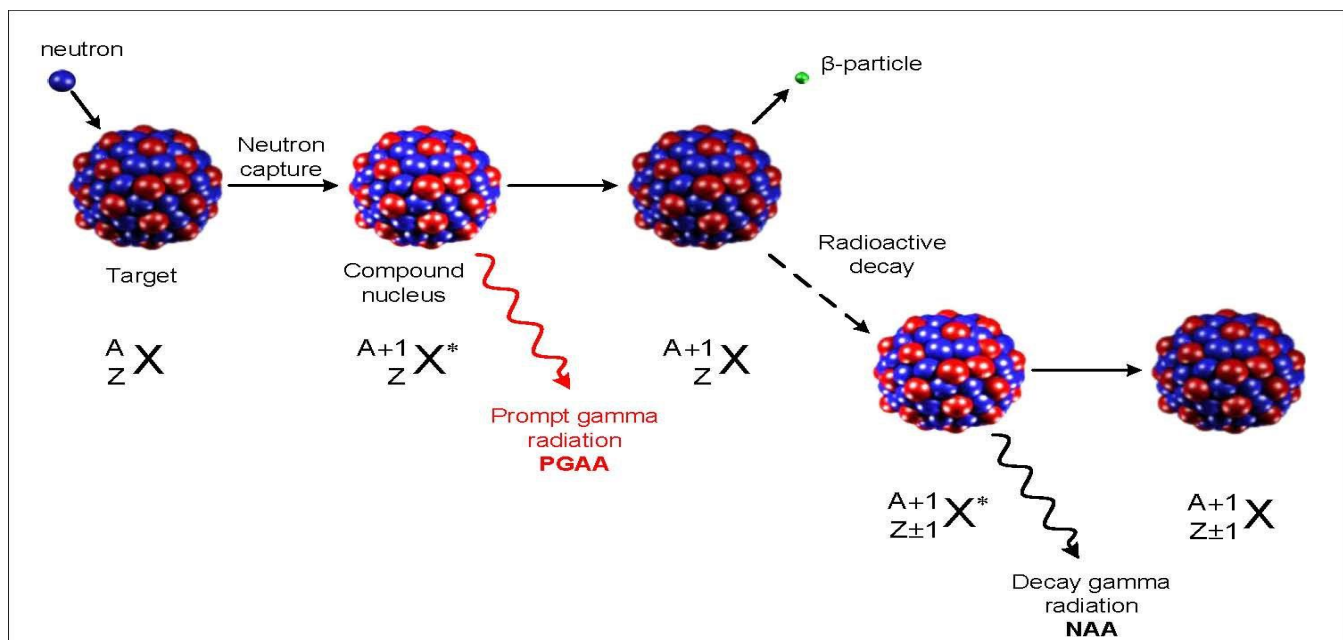


Figure 2.2 : Capture de neutrons par un noyau cible suivie de l'émission de rayons gamma

L'avantage du PGNAA est la capacité d'obtenir des spectres de rayons gamma à partir de la capture de neutrons des nucléides qui ne produisent pas d'isotopes radioactifs par la réaction (n, γ) . Le PGNAA complète favorablement le NAA par des réactions efficaces avec les éléments légers qui ne produisent généralement pas de radionucléides, ainsi qu'un certain nombre d'éléments Z supérieurs avec des sections efficace élevées dont les produits de désintégration normaux peuvent être difficiles à mesurer en présence d'activités élevées induites dans certaines matrices. Les éléments les plus souvent étudiés sont H, B, C, N, Si, P, S et Cl; et les éléments les plus lourds sont Cd, Sm, et Gd.

La DGNAA (parfois appelée NAA classique) est utile pour la majorité des éléments qui produisent des nucléides radioactifs. La technique est souple en ce qui concerne le temps, de sorte que la sensibilité d'un radionucléide de longue durée qui subit d'interférence par un radionucléide de courte durée peut être améliorée en attendant que le radionucléide de courte durée se désintègre, ou bien au contraire, la sensibilité de courte durée. Les isotopes vivants peuvent être améliorés en réduisant le temps d'irradiation pour minimiser l'interférence des isotopes à longue durée de vie. Cette sélectivité est un avantage clé de la DGNAA par rapport aux autres méthodes d'analyse.

Dans la plupart des cas, les isotopes radioactifs se désintègrent et émettent des particules bêta accompagnées de quanta gamma d'énergies caractéristiques, et le rayonnement peut être utilisé à la fois

Chapitre II l'analyse par activation neutronique

pour identifier et quantifier avec précision les éléments de l'échantillon. Après irradiation, les échantillons peuvent être mesurés par un détecteur à semi-conducteurs à haute résolution, ou pour une meilleure sensibilité, des séparations chimiques peuvent également être appliquées pour réduire les interférences. Les caractéristiques qualitatives sont : l'énergie des quanta gamma émis (E_γ) et la demi-vie du nucléide ($T_{1/2}$). La caractéristique quantitative est : l'intensité I_γ , qui est le nombre de quanta gamma d'énergie E_γ mesurés par unité de temps. Par exemple :

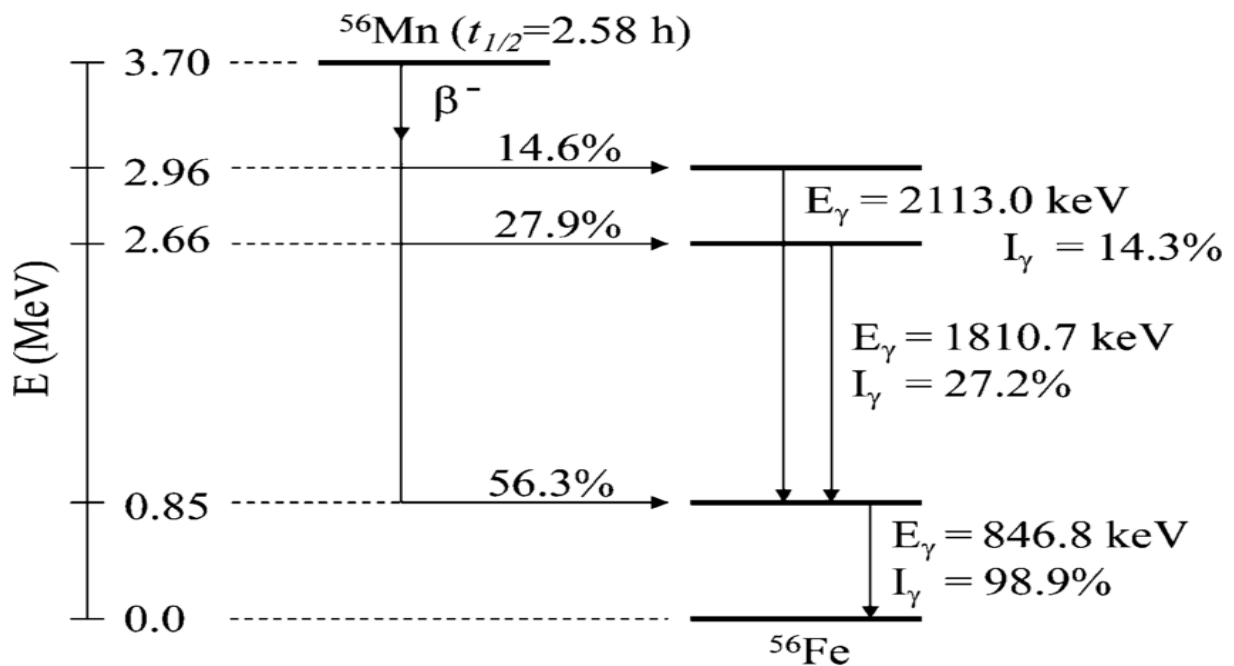
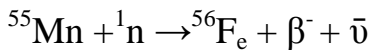


Figure 2.3 : Schéma de désintégration de ${}^{56}\text{Mn}$

Chapitre II l'analyse par activation neutronique

3. Calcul de l'équation de mesure :

Le taux de réaction R par noyau captant un neutron est donné par [9]:

$$R = \int_0^{\infty} \sigma(v) \varphi(v) dv = \int_0^{\infty} \sigma(E) \varphi(E) dE \quad (\text{II.1})$$

Ou :

$\sigma(v)$: est la section efficace de capture (n,γ) (en cm^2 avec $1b = 10^{-24} \text{cm}^2$) lié à la vitesse des neutrons v (en cm s^{-1}).

$\sigma(E)$: est la section efficace de capture (n,γ) (en cm^2) lié à l'énergie neutronique E (en eV).

$\varphi(v)$ est le flux de neutrons par unité d'intervalle de vitesse (en cm^{-3}) lié à la vitesse des neutrons v .

$\varphi(E)$ est le flux de neutrons par unité d'intervalle d'énergie (en $\text{cm}^{-2} \text{s}^{-1} \text{eV}^{-1}$) lié à l'énergie neutronique E .

En générale le taux de réaction R d'un échantillon a une densité homogène sur tout le volume V :

$$R = \frac{1}{t_i} \int_0^{t_i} dt \int_V dr^3 n_x(r) \int_0^{\infty} n(r,v) v \sigma(v) dv = \frac{1}{V} \frac{m}{M} N_A \theta \int_V dr^3 \int_0^{\infty} n(r,v) v \sigma(v) dv \quad (\text{II.2})$$

Ou :

$n_x(r)$: la densité du nucléide d'intérêt au point r

$n(r,v)$: la densité neutronique par unité de vitesse au point r .

t_N : Le temps d'irradiation

m : la masse de l'élément

N_A : le nombre d'Avogadro

M : la masse atomique de l'élément

θ : L'abondance isotopique

3.1 Énergie de coupure efficace pour le cadmium :

Lors de l'irradiation de nucléides sous un couvercle de Cd, le taux de réaction (n,γ) est considérablement réduit dans la région de faible énergie, en raison de la section efficace d'absorption de neutrons dans le Cd extrêmement élevée. la fonction de transmission $T(E)$ peut être calculée à partir de [10] :

$$T(E) = \exp[-\sigma_{\text{tot}}(E) \cdot N_{\text{cd}}] \quad (\text{II.3})$$

Ou :

σ_{tot} : est la section efficace totale d'absorption des neutrons [cm^2]

N_{cd} : le nombre d'atomes de Cd par unité de surface. [cm^{-2}]

Chapitre II l'analyse par activation neutronique

3.2 La convention de Hogdahl :

La convention Hogdahl est basé sur deux principes ingrédients : la proportionnalité de la (n,γ) section efficace . La contribution des neutrons de fission au taux de réaction total (n,γ) est négligeable et n'est donc pas prise en compte dans la convention[9].

Compte tenu de l'équivalence des représentations du taux de réaction par le formule (II.1) le taux de réaction total peut dans tous les cas être écrit comme :

$$R = \int_0^{V_{cd}} \sigma(v) \varphi(v) dv + \int_{E_{cd}}^{\infty} \sigma(E) \varphi(E) dE \quad (\text{II.4})$$

avec : V_{cd} vitesse des neutrons correspondant à E_{cd}

Lorsque les conditions de Hogdahl sont remplies, la formule (II. 4) peut être considérablement simplifié :

$$R = [\sigma_0 v_0 \cdot \int_0^{V_{cd}} n(v) dv + \varphi_e (1eV)^\alpha \int_{E_{cd}}^{\infty} \sigma(E) / E^{1+\alpha} dE] \frac{m}{M} N_A \theta \quad (\text{II.5})$$

$$R = [\varphi_0 \sigma_0 + \varphi_e I_0(\alpha)] \frac{m}{M} N_A \theta \quad (\text{II.6})$$

avec :

$\varphi_0 = n_0 \cdot v_0$ flux de neutrons thermiques [$\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$] et $n_0 = \int_0^{V_{cd}} n(v) dv$: densité des neutrons thermiques [cm^3]

σ_0 : la (n,γ) section efficace à une vitesse choisie $V_0 = 2200$ m/s (correspondant à l'énergie neutronique la plus probable E_0 dans la distribution Maxwell-Boltzmann à 20 °C)

φ_e : le flux de neutrons épi thermiques [$\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$],

I_0 : l'intégrale de résonance pour un spectre $1/E^{1+\alpha}$ [cm^2]

3.3 Le facteur de Westcott :

Facteur utilisé dans le modèle de Westcott pour tenir compte de la fraction des neutrons épi thermiques présents (l'écart par rapport à la loi $1/v$ des variations de la section efficace dans le domaine des neutrons thermiques). Il est donné par la relation suivante [11] [12] :

$$\hat{g} = \frac{1}{\sigma_0 v_0} \frac{\int_0^{V_{cd}} n th(v) v \sigma(v) dv}{\int_0^{V_{cd}} n th(v) dv} = \frac{1}{\sigma_0 v_0} \int_0^{V_{cd}} \rho th n(v) \sigma(v) v dv \quad (\text{II.7})$$

avec

ρth : la fonction de distribution normalisée des vitesses des neutrons thermiques (spectre de Maxwell ou non)

Alors le taux de réaction de capture est donné par :

Chapitre II l'analyse par activation neutronique

$$\langle R_{non} \frac{1}{V} \rangle = \frac{m}{M} N a \theta [\varphi_0' \hat{g} \sigma_0 + \varphi' e p i l] \quad (\text{II.8})$$

pour l'échantillon irradié sous enveloppe de cadmium, seuls les neutrons epithermique définis par la convention de Høgdahl [2] (Équation II-4) seront transmis et irradieront l'échantillon. L'activité étant proportionnelle au taux de capture, en utilisant l'équation (2.8), le rapport cadmium R_{cd} est donné par :

$$R_{cd} = 1 + \frac{\varphi_0' \hat{g} \sigma_0}{\varphi' e p i l} \quad (\text{II.9})$$

Le taux de capture (II-8) peut être alors exprimé :

$$\langle R_{non} \frac{1}{V} \rangle = \frac{m}{M} N a \theta \varphi_0' \hat{g} \sigma^0 \left[\frac{R_{cd}}{R_{cd} + 1} \right] \quad (\text{II.10})$$

3.4 Radioactivité induite par l'irradiation :

Le nombre N_F d'isotope $^{A+1} X$ forme durant l'irradiation pendant une période de temps dt est proportionnel au nombre d'isotopes de la cible (N_0), la section efficace de capture radiative (σ_{nr}) et au flux des neutrons incident (Φ) [10]:

$$N_F = N_0 \cdot \sigma_{nr} \cdot \Phi \cdot dt \quad (\text{II.11})$$

Et le nombre d'isotope radioactifs $^{A+1} X$ détruits par décroissance radioactive pendant le même temps et pour un nombre N d'isotopes présents à l'instant t :

$$N_D = N(t) \lambda dt \quad (\text{II.12})$$

Avec λ étant la constante de désintégration du radio-isotope $^{A+1} X$.

Le taux de croissance des radio-isotopes dans la cible à l'instant t est donnée par la relation suivante:

$$dN = N_F - N_D = (N_0 \sigma_{nr} \Phi - N(t) \lambda) dt \quad (\text{II.13})$$

Compte tenu de la faible valeur de la probabilité de réaction, on peut supposer que N est constant, et en intégrant cette équation (I.19) par rapport au temps pour une cible initialement supposée inactive ($t = 0$ s, $N = 0$) on obtient :

$$N(t) = \frac{N_0 \cdot \sigma_{nr} \cdot \Phi}{\lambda} (1 - e^{-\lambda t}) \quad (\text{II.14})$$

La Activité induite qui s'exprime en Bq (désintégration par seconde) est obtenue en multipliant par λ l'équation précédente:

$$A(t) = N_0 \cdot \Phi \cdot \sigma_{nr} \cdot (1 - e^{-\lambda t}) \quad (\text{II.15})$$

Chapitre II l'analyse par activation neutronique

Il est préférable d'exprimer cette relation en termes de masse de l'échantillon, puisque c'est la masse qui est le paramètre recherché par l'NAA.

A $t = 0$ s, le nombre de noyau dans la cible est :

$$N_0 = \frac{NA \cdot m \cdot \theta}{Ma} \quad (\text{II.16})$$

d'où on obtient l'activité induite en fonction de la masse:

$$A = \frac{NA \cdot \phi \cdot \sigma_{n\gamma} \cdot m \cdot \theta}{Ma} (1 - e^{-\lambda t}) \quad (\text{II.17})$$

Avec

NA : nombre d'Avogadro

θ : Abondance de l'isotope cible dans l'élément considéré

M : masse de l'élément recherché dans l'échantillon (g)

Ma : masse atomique de l'isotope irradié.

Lorsque le temps d'irradiation augmente et tend vers l'infini, $e^{-\lambda t}$ tend vers 0 et l'activité A tend vers une valeur limite appelée activité de saturation:

$$A_s = \frac{NA \cdot \phi \cdot \sigma_{n\gamma} \cdot m \cdot \theta}{Ma} \quad (2.18)$$

Après un temps d'irradiation t_i l'activité de la cible est:

$$A(t_i) = A_s \cdot (1 - e^{-\lambda t_i}) \quad (\text{II.19})$$

Ensuite, la cible est mise au repos pour une période t_d , durant laquelle la décroissance radioactive, et l'activité :

$$A(t_i, t_d) = A_s \cdot (1 - e^{-\lambda t_i}) \cdot e^{-\lambda t_d} \quad (\text{II.20})$$

Ainsi, le nombre d'isotope qui se désintègre pendant une période de temps t_c est donné par:

$$N(t_i, t_d, t_c) = \int_0^{t_c} A(t_i, t_d) e^{-\lambda t} dt \quad (\text{II.21})$$

alors :

$$N(t_i, t_d, t_c) = \frac{A(t_i, t_d)}{\lambda} \cdot (1 - e^{-\lambda t_c}) \quad (\text{II.22})$$

Chapitre II l'analyse par activation neutronique

D'où l'activité accumulée :

$$A(t_i, t_d, t_c) = \frac{NA \cdot \phi \cdot \sigma_{n\gamma} \cdot m \cdot \theta}{Ma} (1 - e^{-\lambda t_i}) (1 - e^{-\lambda t_c}) e^{-\lambda t_d} \quad (\text{II.23})$$

L'efficacité absolue de détection est donnée par la relation suivante :

$$\epsilon(E_\gamma) = \frac{N_\gamma M}{m \phi I_\gamma N a t c} \quad (\text{II.24})$$

Avec :

M: Masse atomique de l'élément

m: la masse de l'élément

ϕ : le flux neutronique

I_γ : intensité de la raie gamma

Et de là, nous pouvons calculer le flux de neutrons dans la relation suivante.

$$\phi = \frac{N_\gamma M}{m \epsilon(E_\gamma) I_\gamma N a t c} \quad (\text{II.25})$$

Chapitre III :

Matériels et Méthodes

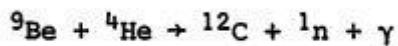
Introduction

Dans ce chapitre, nous présentons le mode de préparation de l'échantillons de manganèse 55 ainsi que les conditions expérimentales qu'exigent la technique utilisée pour calculer l'efficacité de détecteur a scintillateur NaI(Tl) et le flux de neutrons (thermique , épi thermique , rapide) dans les canaux d'irradiation de la source Radium Béryllium ($^{226}\text{Ra_Be}$).

3.1 source Radium Béryllium ($^{226}\text{Ra_Be}$) :

La source de neutrons radium-béryllium est établie pour les travaux pratiques et la recherche dans le domaine nucléaire. Le radium 226 est l'isotope le plus courant du radium, il représente plus de 99% des rayonnements naturellement présent sur terre. D'une demi-vie de 1600 ans, il est très fortement radioactif, présentant une activité spécifique de 36,6 GBq g⁻¹, Il se désintègre par radioactivité alpha, en présence d'une énergie de 4 784 KeV (94 %) ou 4 602 KeV (6 %), et en émettant un rayonnement γ de 186,211 KeV (Intensité 3,555 %) [13].

Lorsqu'un nucléide émetteur alpha est mélangé à un élément léger, généralement du béryllium, les neutrons sont créés par la réaction suivante



3.2 Constitution de la source de neutron ($^{226}\text{Ra_Be}$) :

Le récipient : contient de la paraffine qui agit comme un modérateur avec une densité de 0,9 g /cm³ ; il existe 7 canaux d'irradiation en aluminium, chacun de 2,9 cm diamètre et de 30 cm de profondeur , ils sont répartis de la manière suivante :

Les canaux 1, 2, 3 et 4 sont à 7 cm de la source, 5 et 6 se trouvent à une distance de 14 cm de cette dernière, finalement le canal 7 est situé à 20 cm de cette source [13], Le Schéma suivant représente la structure de la source

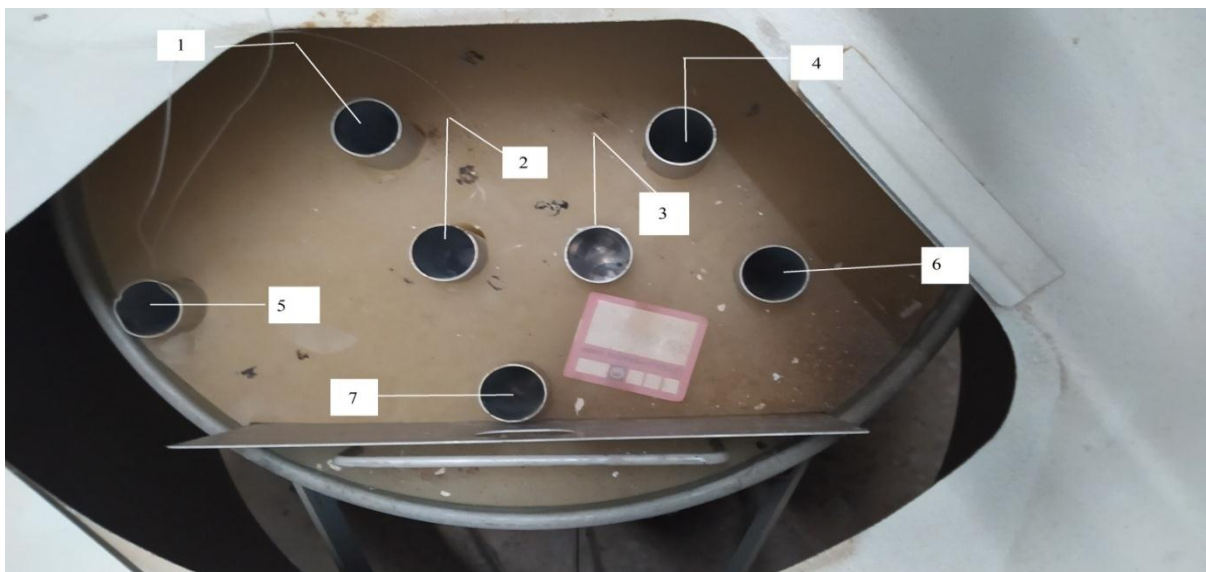


Figure 3.1 : Image montrant la distribution des canaux dans une source de neutrons($^{226}\text{Ra_Be}$)

Le réservoir : il est fabriqué en acier sous forme d'un cylindre de diamètre de 49.5 cm et d'une hauteur de 46.75 cm . L'acier utilisé contient les proportions suivantes : Fe 65,16%, Cr 16,96% , Ni 3.61%, Mo 2.29%, Mn 1.59% , Si 0.37% , P 0.011%, S 0.008%, C 0.004% [13].

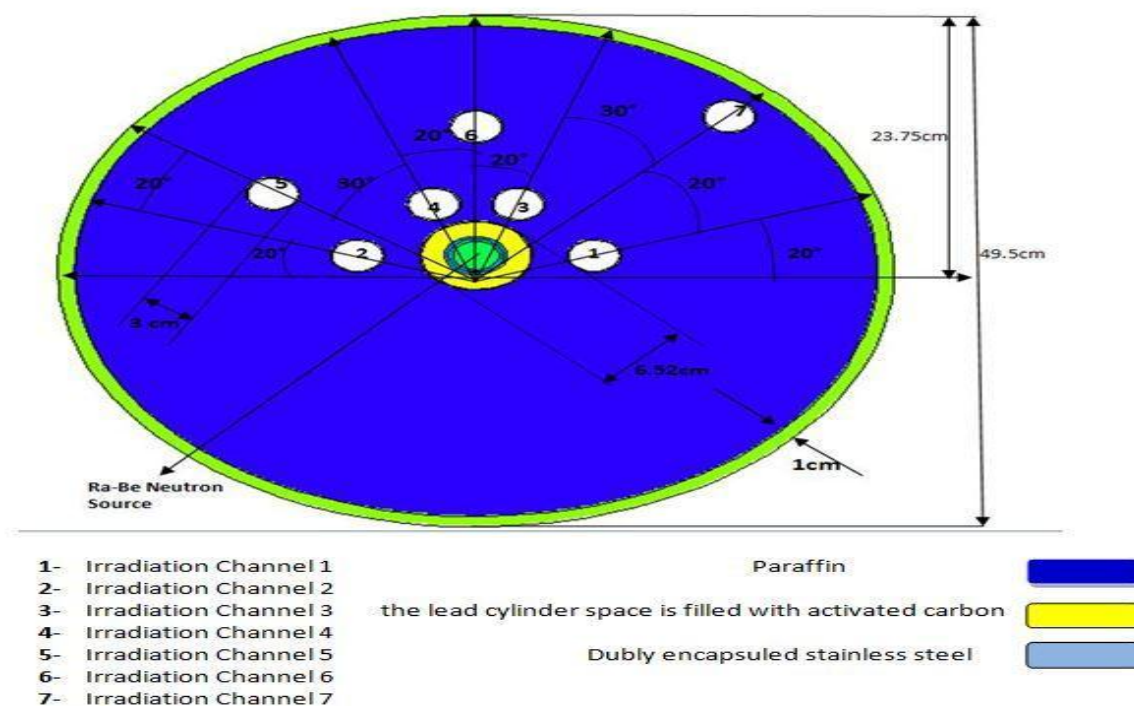


Figure 3.2 : Schéma détaillé des sources de neutrons ($^{226}\text{Ra_Be}$) [13]



Figure 3.4 : Image de la source de neutrons($^{226}\text{Ra_Be}$)

3.3 L'échantillon :

L'échantillon utilisé dans cette expérience est de la poudre de manganèse 55 Obtenu au Département de Chimie Industrielle, Université de Saad Dahleb Blida 1 , avec un taux de pureté jusqu'à 99% , L'échantillon a été sélectionné pour contenir une section efficace d'absorption de neutron thermique très élevée, de plus sa première résonance est loin de la région des neutrons thermique, ce qui lui donne un grand avantage par rapport à d'autres éléments comme l'or [14].La courbe suivante montre la section efficace du manganèse pour l'énergie du neutron.

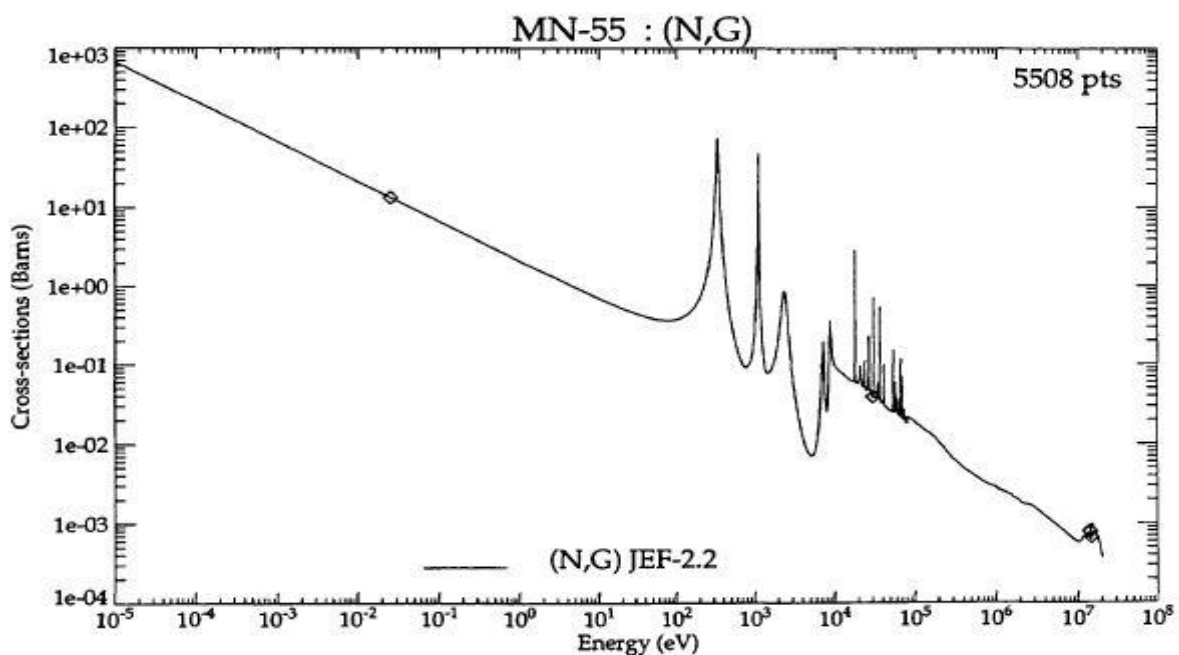


Figure 3.5 :la section efficace du manganèse pour l'énergie du neutron.



Figure 3.6 : Photo d'un échantillon de poudre de manganèse 55 brute

3.4 Détecteur a scintillateur NaI (Tl)

Pour le travail que nous avons fait, nous avons utilisé un détecteur a scintillateur NaI(Tl) modale 905-4 (3" x 3"): 2.00 @0.5 MeV and 1.30 @2.0 MeV Fabriqué par ORTEC, La résolution d'un cristal de 3 pouces de diamètre par 3 pouces de longueur est généralement d'environ 7 % pour 137Cs et légèrement inférieure pour les plus grandes tailles. La constante de temps de décroissance de la lumière pour un cristal NaI(Tl) est d'environ 0,23 μ s. Les préamplificateurs sensibles à la charge se traduisent généralement par une impulsion de tension de sortie avec un temps de montée d'environ 0,5 μ s. Les mesures de coïncidence rapides ne peuvent pas atteindre les temps de résolution très courts qui sont possibles pour les scintillateurs en plastique, en particulier à faible énergie gamma [15].

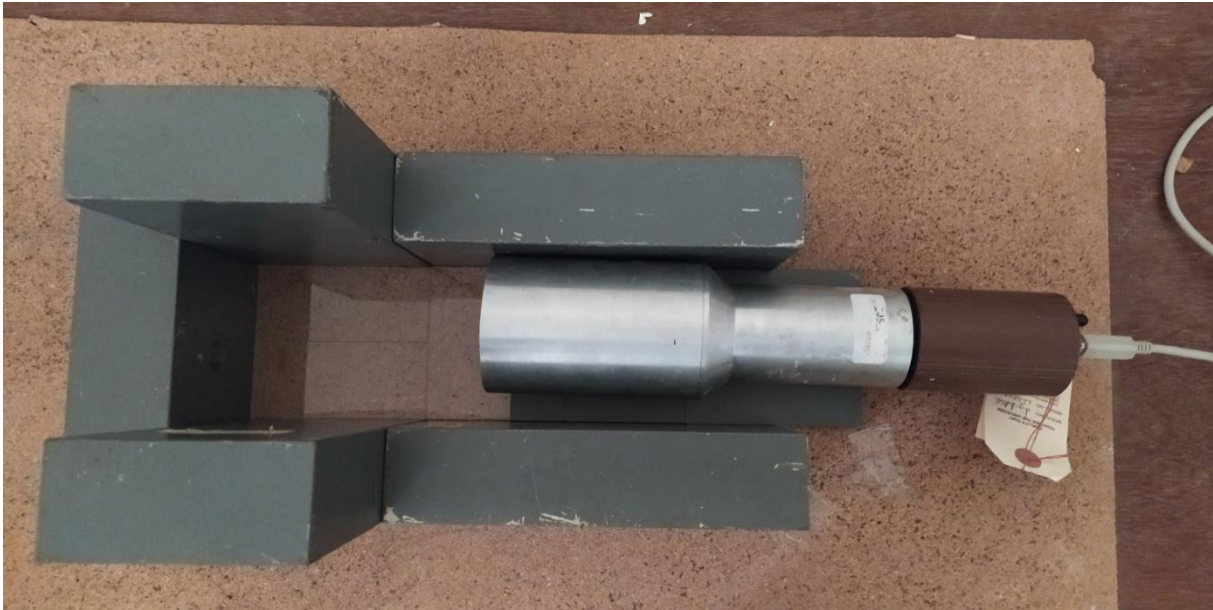


Figure 3.7 : Photo du détecteur a scintillateur NaI(Tl) modale 905-4 (3'' x 3'')

3.5 GammaVision :

est le logiciel de spectrométrie gamma le plus connu et *le plus* distribué sur le marché mondial. Il regroupe un ensemble de modules qui nous permettront :

De contrôler nos spectromètres de marque ORTEC (en direct ou en réseau" jusqu'à 250 détecteurs"), de calibrer nos spectromètres gamma (4 types de calibration et 5 méthodes), il *nous permet également* de générer des rapports d'assurance qualité (ANSI N13.30 et ANSI 42.14 supportés), *aussi nous pouvons* afficher et analyser nos spectres tout en nous apportant les résultats les plus précis [15]

3.6 MAESTRO

Logiciel référence émulateurs de MCA (Analyseur multicanaux). La première version de MAESTRO a été développée il y a plus de 20 ans pour les spectromètres gamme. Associé à un MCB (Multi Channel buffer) analogique ou numérique il génère des spectre d'acquisition et permet l'analyse et l'identification de radionucléides. MAESTRO permet de contrôler et d'analyser plus de 8 spectres simultanément.[15]

3.7 Origin :

Une application bien populaire avec licence Essai. Étant multiplateforme elle est disponible pour Windows et pour Mac, qui se trouve dans la catégorie Sciences et Education et qui a été développée par OriginLab. [15]

3.8 La simulation de Monte Carlo :

La simulation de Monte Carlo, également connue sous le nom de méthode de Monte Carlo ou simulation de vraisemblance multiple, est une technique mathématique utilisée pour estimer les résultats possibles d'un événement incertain. La méthode de Monte Carlo a été inventée par John von Neumann et Stanislaw Ulam pendant la Seconde Guerre mondiale pour améliorer la prise de décision dans des conditions dangereuses. Il a été nommé d'après une ville de casino bien connue appelée Monaco, car l'élément de chance est au centre de l'approche de modélisation, un peu comme un jeu de roulette.

Contrairement à un modèle de prévision normal, la simulation de Monte Carlo prévoit une série de résultats basés sur une série de valeurs estimées par rapport à une série de valeurs d'entrée fixes. En d'autres termes, une simulation de Monte Carlo modélise les résultats possibles en utilisant une distribution de probabilité, telle qu'une distribution égale ou normale, pour toute variable présentant une incertitude inhérente. Ensuite, vous recalculiez les résultats encore et encore, en utilisant à chaque fois un ensemble différent de nombres aléatoires entre les valeurs minimales et maximales. Dans une expérience typique de Monte Carlo, cet exercice peut être répété des milliers de fois pour produire un grand nombre de résultats probables [16] [2] .

Les simulations Monte Carlo sont également utilisées pour les prévisions à long terme en raison de leur précision, car le nombre d'entrées et le nombre de prévisions augmentent, vous pouvez donc projeter les résultats plus tard. Lorsqu'une simulation de Monte Carlo est terminée, elle produit un certain nombre de résultats possibles avec une probabilité que chaque résultat se produise [16] .

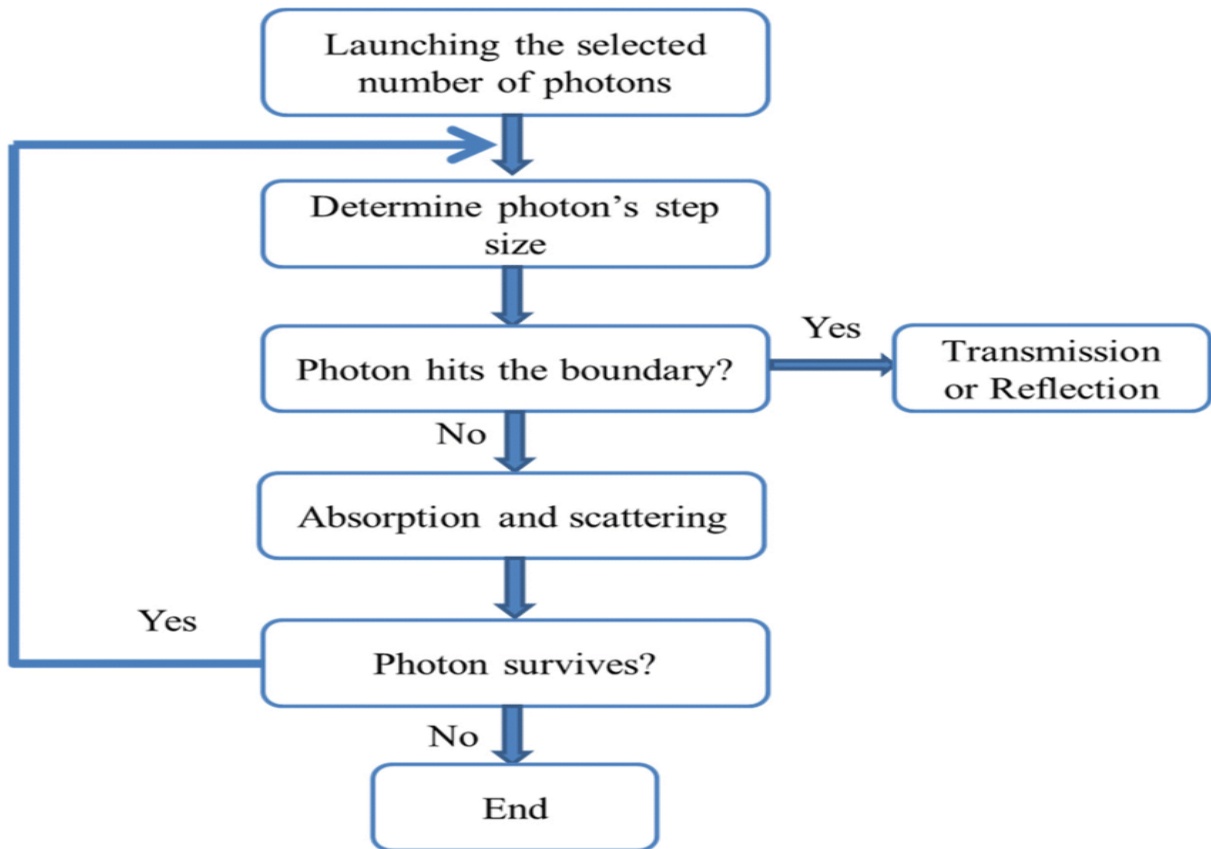


Figure 3.8 : Schéma des étapes les plus importantes de la simulation Monte Carlo

3.9 MC gamma :

Le code de transport Monte-Carlo à gamma particules, d'où son nom courant: MC-gamma) est une plateforme logicielle de simulation numérique utilisant la méthode de Monte-Carlo pour modéliser des processus de physique nucléaire.

Il a été développé par un groupe de physiciens, Développé principalement pour calculer l'efficacité de détecteur ; Ce programme peut être modifié à l'aide d'algorithmes et de langages de programmation, grâce aux bibliothèques disponibles via ce programme .

L'exécution du programme dépend d'un ensemble de fichiers :

3.9.1 MC code :

qui contient un large éventail d'algorithmes écrits en langage de programmation qui génèrent des probabilités du chemin de la particule dans le détecteur, selon Forme géométrique et dimensions du détecteur et de l'échantillon à étudier .

MC_event : Distribution de points aléatoires dans des objets sphériques et cylindriques avec

$$X = R * \cos(\varnothing) * \sin(\theta);$$

$$Y = R * \sin(\varnothing) * \sin(\theta);$$

$$Z = R * \cos(\theta);$$

Chapitre III Matériels et Méthodes

MC_gamma : C'est le module principal du programme de Monte-Carlo. Il remplit la table des objets , il gère les processus de diffusion d'un gamma, et il s'occupe des statistiques.

MC_inter: Ce module calcule quel type d'interaction se produit, en se basant sur les coefficients d'absorption calculés à partir de la table

MC_media : collection des fonctions qui manipulent la liste liée des supports que le gamma traverse. La liste est ordonnée le long du chemin du gamma. Le point où le gamma pénètre dans un objet ou le quitte est représenté par lambda, qui est mesuré le long de la trajectoire du gamma.

MC_objec : Définition ou lecture de l'environnement de diffusion

MC_scatt :Ce module contient des routines pour les calculs de Monte-Carlo sur le Photo-électrique , la diffusion Compton et la production de paires.

my_math : génère des nombres pseudo-aléatoires en utilisant le célèbre algorithme congruente linéaire et l'arithmétique des nombres entiers de 48 bits.

3.9.2 MU DATA :

Ce fichier est une base de données des éléments les plus couramment utilisés dans le domaine de la physique nucléaire, contenant plus de 100 éléments classés dans des bases de données par nombre de masse et densité.

3.9.3 MAKE MU : Ce module lit les coefficients d'absorption à partir des fichiers de données et les convertit au type de données utilisé dans le logiciel de Monte-Carlo. Le format des fichiers de données est indiqué dans "Mu_data/format_data".

3.9.4 Géométrie :

Ce fichier contient les algorithmes de définition des 6 formes géométriques les plus importantes utilisées en physique nucléaire. qui sont classés comme suit :



```
C:\GAMMA2\MC_GAMMA.EXE
Defining object 1:
1: Point.
2: Slice.
3: Sphere.
4: Cilinder.
5: Rectangle.
6: Bar.
```

3.9.5 Includes :

Et c'est le fichier qui relie le logiciel au système de configuration informatique, qui contient le système binaire pour minimiser les erreurs et les problèmes que l'utilisateur peut rencontrer lors des simulations.

4. Le fonctionnement des expériences :

Pour réaliser l'expérience, nous avons mis de la poudre de manganèse dans un tube en polyéthylène. Il s'agit de l'utilisation de l'équipement de laboratoire de chimie dans PV5, en tenant compte de la sensibilité de la poudre à l'oxygène. Ensuite, nous mettons le tube dans le canal 2 de la source de neutrons pendant trois jours. Pour atteindre la saturation maximale de l'élément radioactif manganèse 56.

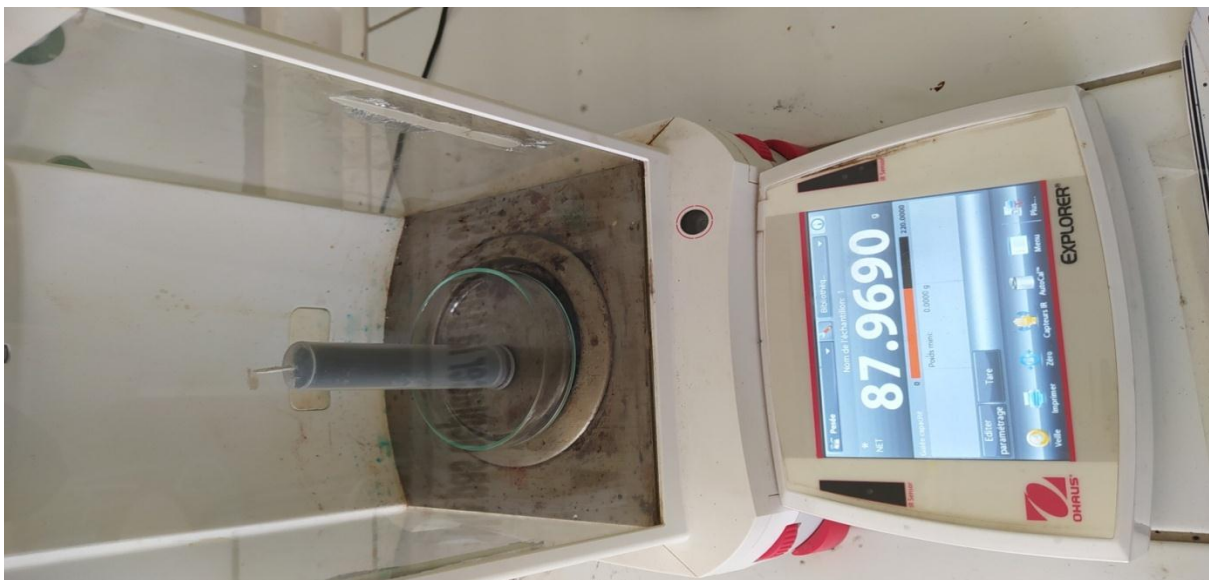


Figure 3.9 : Photo de la poudre de manganèse dans un tube de polyéthylène.

Après l'irradiation, nous avons retiré l'échantillon de la source de neutrons ($^{226}\text{Ra_Be}$) et l'avons transféré après 40s vers le détecteur NaI(Tl) ; nous avons mis l'échantillon devant le détecteur pendant 40 minutes, et cela est dû à la quantité de manganèse utilisée, que nous avons été obligés de respecter.



Figure 3.10 : Image montrant le processus de détection de l'échantillon

Chapitre III Matériels et Méthodes

Le détecteur NaI est utilisé pour mesurer les rayons gamma émis par le porte échantillon pour chaque irradiation. La chaîne de détection a été calibrée avec les sources de calibration de ^{152}Eu .

Après avoir obtenu les résultats, nous avons mis l'échantillon dans un récipient de plomb pendant une semaine, et ceci afin de préserver la sécurité des utilisateurs du laboratoire en attendant que l'échantillon revienne en l'état stable. Au bout d'une semaine, nous avons remis l'échantillon dans le canal 7 de la source de neutrons ($^{226}\text{Ra_Be}$) et l'avons laissé pendant trois jours puis l'avons placé devant le détecteur à des fins de détection.

Dans la deuxième étape de l'expérience, nous avons découpé une feuille de cadmium d'une épaisseur de 2 mm (7cmx10cm) et introduit le tube utilisé dans les premières expériences. Nous avons répété les deux expériences dans les mêmes conditions de température et de temps comptage,

5. Simulation de l'échantillon et détecteur par MC GAMMA

Le code MC_GAMMA a été lancé sur un PC avec un processeur i5_3337 CPU @ 1,8 GHZ, DE RAM 4.0 GO et système d'exploitation 32 Bits. Afin d'exécuter le programme dans les meilleures conditions, nous avons désactivé tous les programmes sur l'ordinateur ;

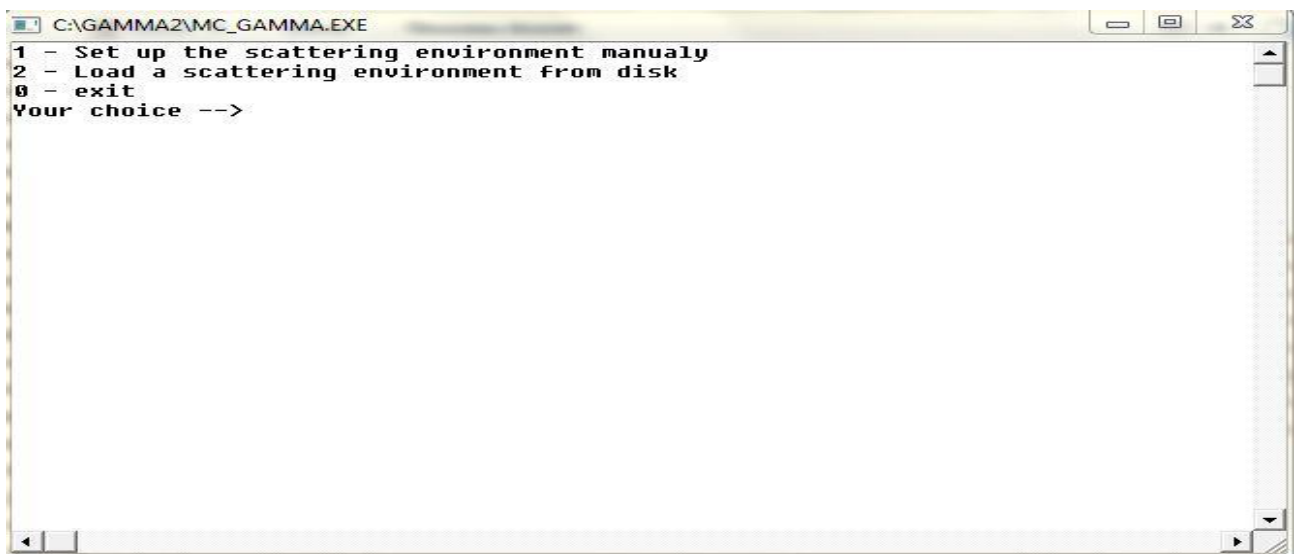


Figure 3.11 : Image de l'interface de MC_GAMMA

L'une des caractéristiques les plus importantes de ce programme est la facilité d'utilisation. Il suffit de préciser la forme géométrique, ses dimensions et les éléments constitutifs

Chapitre IV :
Résultats et Discussion

Dans cette partie du projet, nous présenterons les résultats de nos expériences sur la base des principes dont nous avons parlé dans les sections précédentes, en respectant tous les mêmes conditions expérimentaux de la température et du temps de transfert de l'échantillon et du temps de comptage. Les résultats ont été traités avec Maestro et Gamma vision et redessinés avec le programme Origin.

4.1 Discussions des résultats

Avant toutes les expériences, nous avons étalonné le détecteur en utilisant l'élément ^{152}Eu comme référence, et le schéma suivant représente la ligne d'étalonnage.

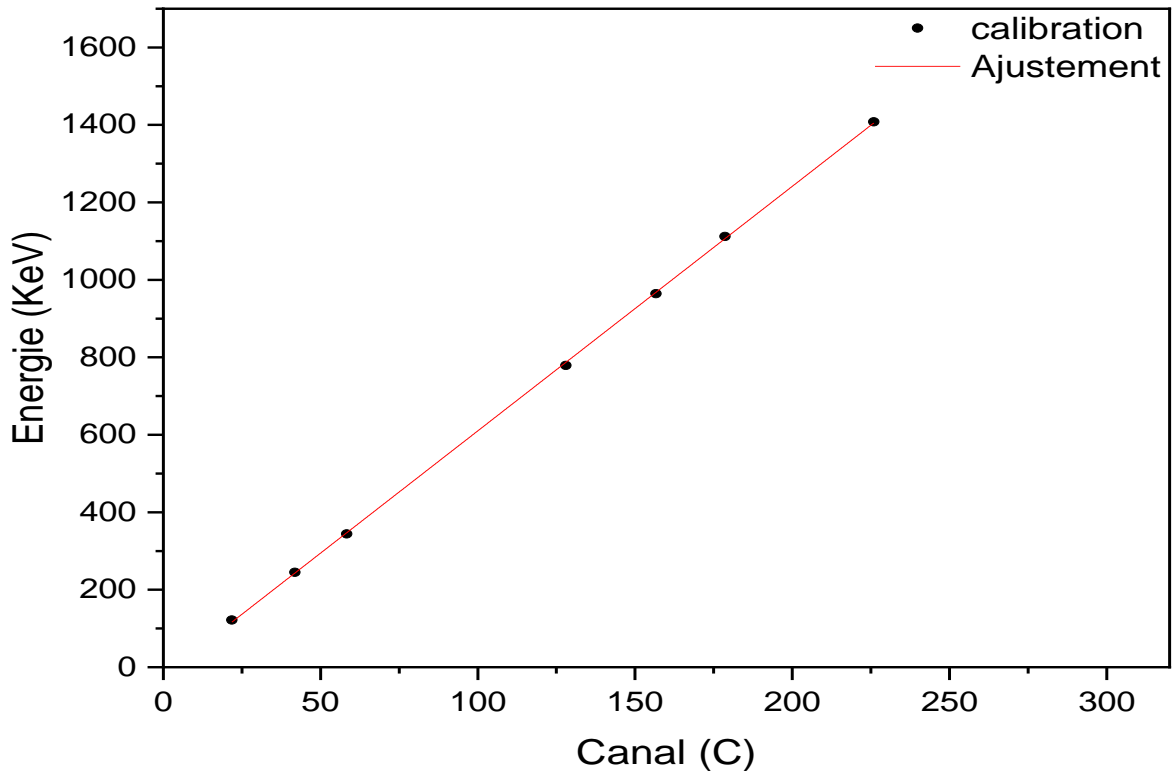


Figure 4.1 : schéma représente la droite de calibration avec ^{152}Eu

Dans la première étape de l'expérience, nous avons placé l'échantillon de poudre de manganèse dans le canal 2, sans l'envelopper avec du feuille cadmium. Après avoir lu les résultats, nous avons répété l'expérience, mais cette fois nous l'avons mise dans le canal 5, et les graphiques suivants montrent les résultats que nous avons obtenus.

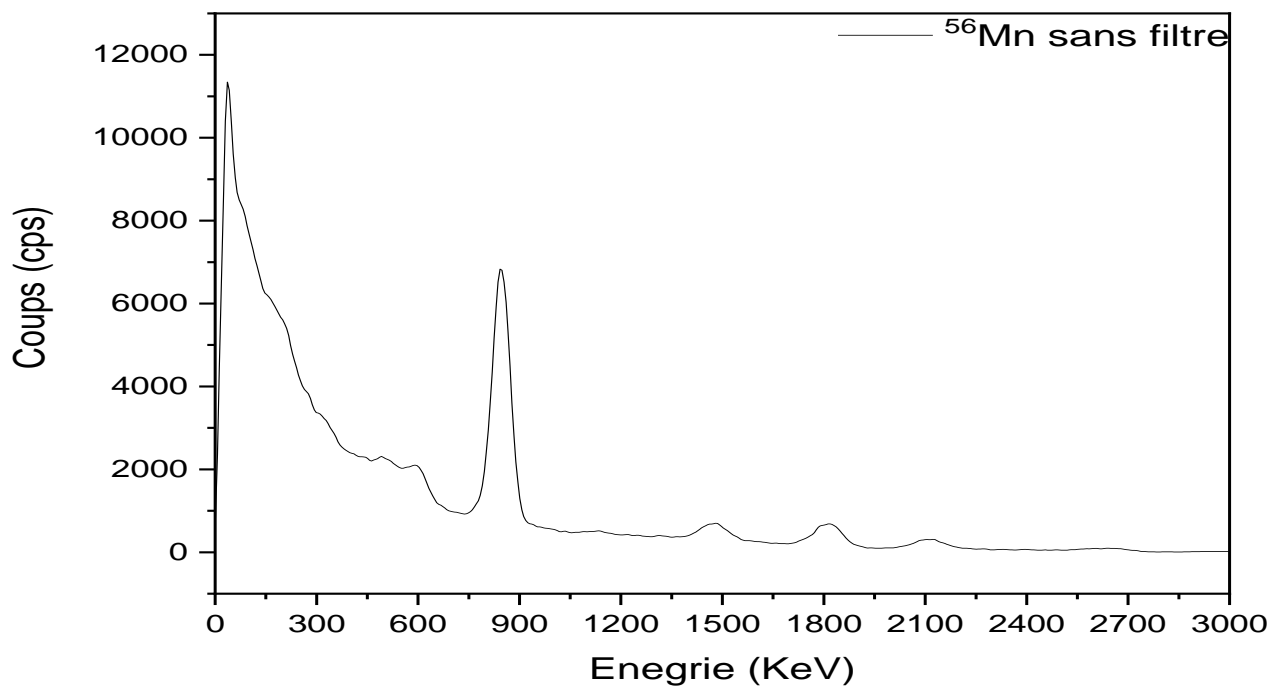


Figure 4.2 : Spectre d'irradiation du manganèse ^{56}Mn sans filtre à 7cm de la source de neutrons

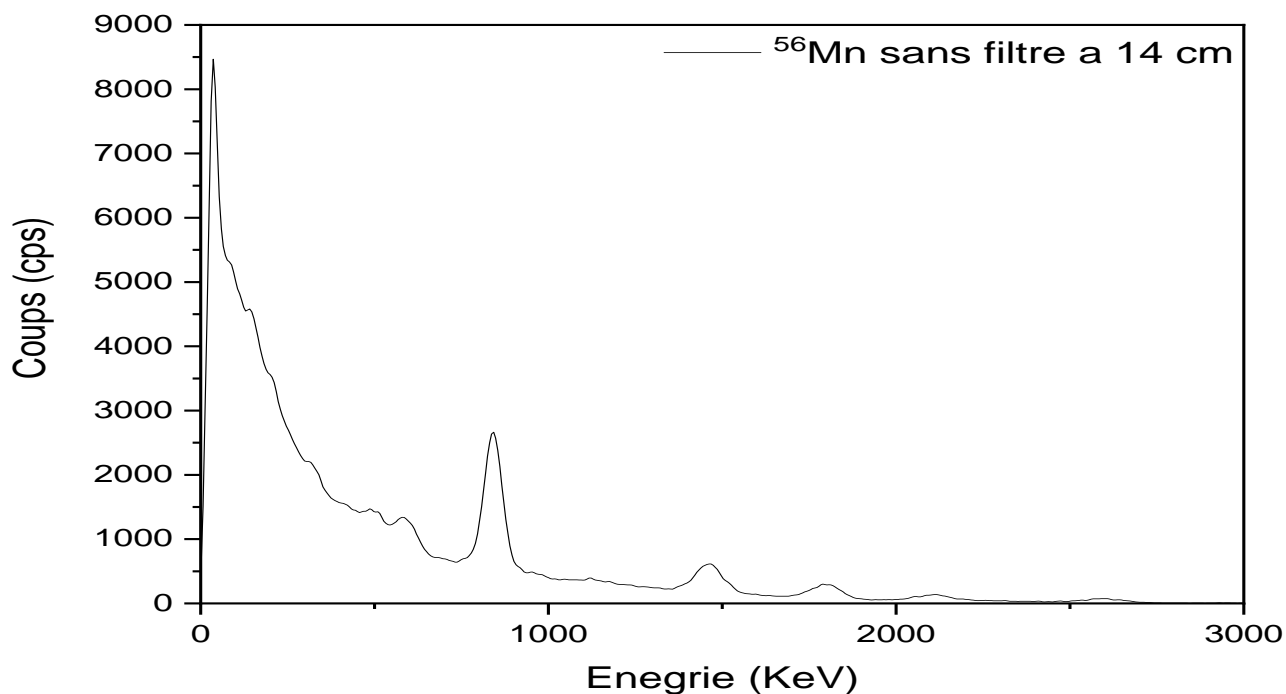


Figure 4.3 : Spectre d'irradiation du manganèse ^{56}Mn sans filtre à 14 cm de la source de neutrons

Chapitre IV Résultats et discussions

Dans la deuxième étape, nous avons emballé l'échantillon avec une feuille de cadmium de deux millimètres d'épaisseur, et nous l'avons d'abord placé dans le canal 2 de la source des neutrons, et après le processus de détection nous l'avons replacé dans le canal 5 à partir de la même source des neutrons, les graphiques suivants représentent les résultats de cette expérience.

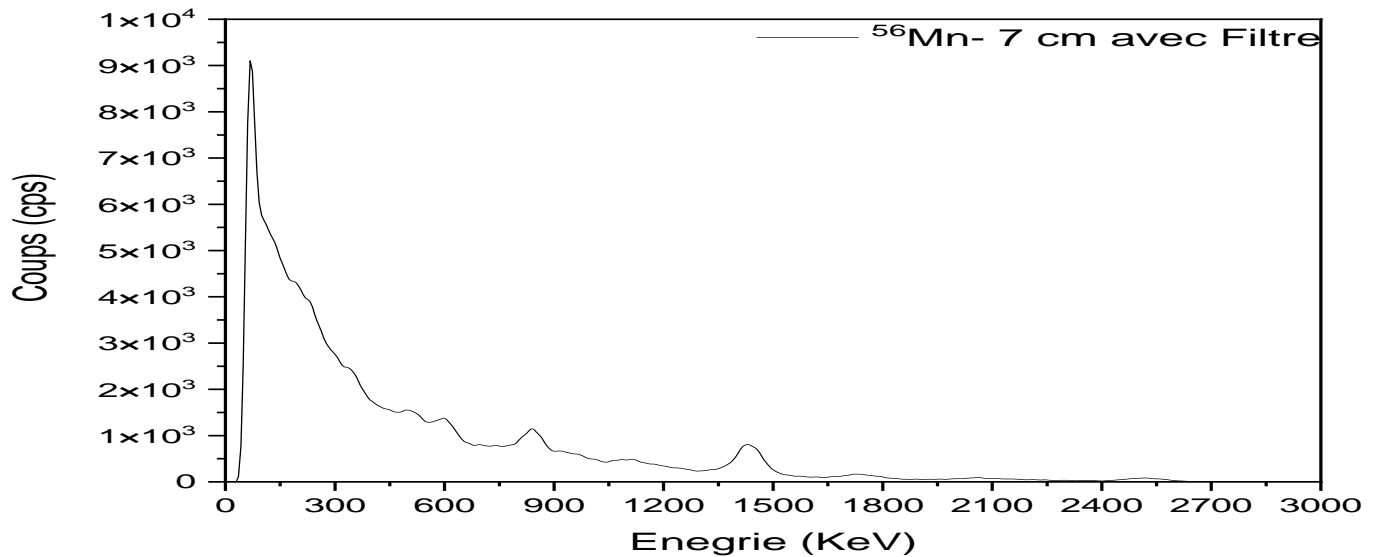


Figure 4.4 : Spectre d'irradiation du manganèse 56 avec filtre à 7cm de la source de neutrons

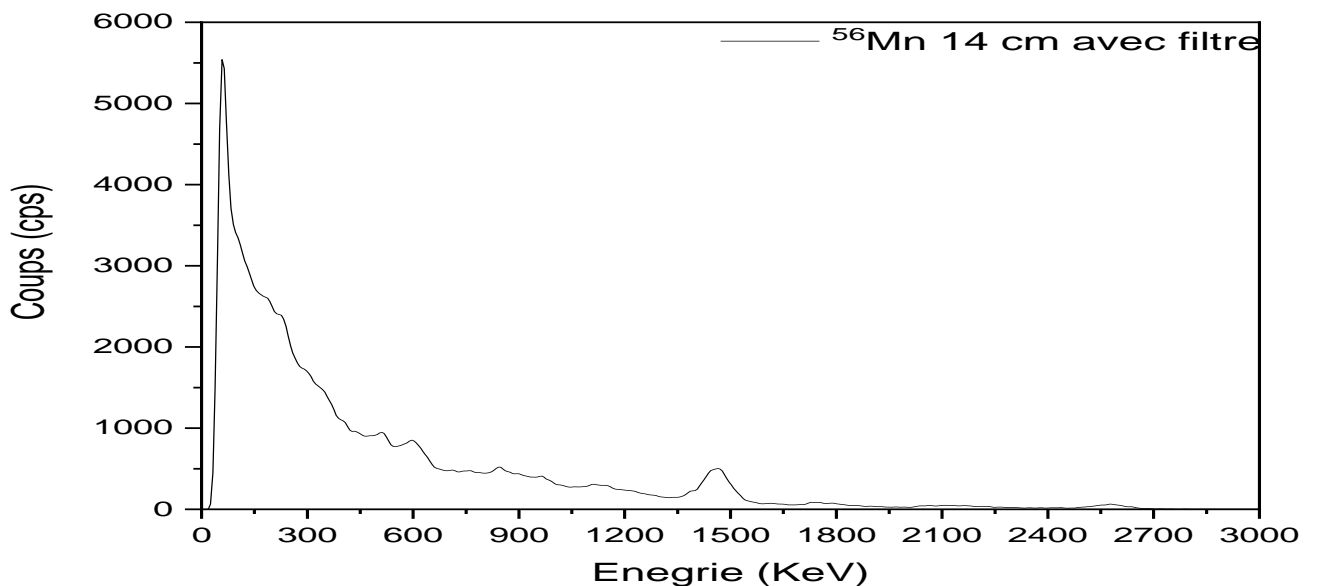


Figure 4.5 : Spectre d'irradiation du manganèse 56 avec filtre à 14 cm de la source de neutrons

Chapitre IV Résultats et discussions

En parallèle avec les expériences effectuées, après des simulations utilisant MC_GAMMA, nous obtenons les résultats suivants :

Gamma energy: 847.0 [keV]; 100 photons per batch; 30 batches.

Batch	***	P-eff	*	Mean	*	S.E.M.		Tot-eff	*	Mean	*	S.E.M.	***
1	***	5.00e-02		5.00e-02		-----		7.00e-02		7.00e-02		-----	***
2	***	4.00e-02		4.50e-02		5.00e-03		1.00e-01		8.50e-02		1.50e-02	***
3	***	0.00e+00		3.00e-02		1.53e-02		3.00e-02		6.67e-02		2.03e-02	***
4	***	4.00e-02		3.25e-02		1.11e-02		1.40e-01		8.50e-02		2.33e-02	***
5	***	6.00e-02		3.80e-02		1.02e-02		1.00e-01		8.80e-02		1.83e-02	***
6	***	3.00e-02		3.67e-02		8.43e-03		9.00e-02		8.83e-02		1.49e-02	***
7	***	3.00e-02		3.57e-02		7.19e-03		7.00e-02		8.57e-02		1.29e-02	***
8	***	2.00e-02		3.37e-02		6.53e-03		6.00e-02		8.25e-02		1.16e-02	***
9	***	3.00e-02		3.33e-02		5.77e-03		7.00e-02		8.11e-02		1.03e-02	***
10	***	7.00e-02		3.70e-02		6.33e-03		1.50e-01		8.80e-02		1.15e-02	***
11	***	2.00e-02		3.55e-02		5.93e-03		1.00e-01		8.91e-02		1.05e-02	***
12	***	2.00e-02		3.42e-02		5.57e-03		4.00e-02		8.50e-02		1.04e-02	***
13	***	4.00e-02		3.46e-02		5.14e-03		1.20e-01		8.77e-02		9.95e-03	***
14	***	3.00e-02		3.43e-02		4.77e-03		7.00e-02		8.64e-02		9.29e-03	***
15	***	5.00e-02		3.53e-02		4.56e-03		8.00e-02		8.60e-02		8.66e-03	***
16	***	1.00e-02		3.37e-02		4.55e-03		5.00e-02		8.38e-02		8.41e-03	***
17	***	4.00e-02		3.41e-02		4.29e-03		8.00e-02		8.35e-02		7.90e-03	***
18	***	2.00e-02		3.33e-02		4.12e-03		1.00e-01		8.44e-02		7.51e-03	***
19	***	4.00e-02		3.37e-02		3.92e-03		8.00e-02		8.42e-02		7.10e-03	***
20	***	6.00e-02		3.50e-02		3.94e-03		1.20e-01		8.60e-02		6.97e-03	***
21	***	3.00e-02		3.48e-02		3.76e-03		1.20e-01		8.76e-02		6.83e-03	***
22	***	7.00e-02		3.64e-02		3.92e-03		1.30e-01		8.95e-02		6.79e-03	***
23	***	4.00e-02		3.65e-02		3.75e-03		7.00e-02		8.87e-02		6.54e-03	***
24	***	2.00e-02		3.58e-02		3.66e-03		7.00e-02		8.79e-02		6.31e-03	***
25	***	4.00e-02		3.60e-02		3.51e-03		6.00e-02		8.68e-02		6.16e-03	***
26	***	2.00e-02		3.54e-02		3.43e-03		7.00e-02		8.62e-02		5.95e-03	***
27	***	3.00e-02		3.52e-02		3.31e-03		8.00e-02		8.59e-02		5.73e-03	***
28	***	2.00e-02		3.46e-02		3.23e-03		6.00e-02		8.50e-02		5.60e-03	***
29	***	3.00e-02		3.45e-02		3.12e-03		1.00e-01		8.55e-02		5.43e-03	***

Chapitre IV Résultats et discussions

30 *** 5.00e-02 3.50e-02 3.06e-03 | 6.00e-02 8.47e-02 5.31e-03 ***

```
26   *** 2.00e-02  3.54e-02  3.43e-03 | 7.00e-02  8.62e-02  5.95e-03   ***
    i have finished
27   *** 3.00e-02  3.52e-02  3.31e-03 | 8.00e-02  8.59e-02  5.73e-03   ***
    i have finished
28   *** 2.00e-02  3.46e-02  3.23e-03 | 6.00e-02  8.50e-02  5.60e-03   ***
    i have finished
29   *** 3.00e-02  3.45e-02  3.12e-03 | 1.00e-01  8.55e-02  5.43e-03   ***
    i have finished
30   *** 5.00e-02  3.50e-02  3.06e-03 | 6.00e-02  8.47e-02  5.31e-03   ***

Final results after 30 batches of 100 photons:
Peak efficiency for 847.0 [keU]: (3.500e-02 +/- 3.061e-03 ( 8.74%))
Total efficiency for 847.0 [keU]: (8.467e-02 +/- 5.312e-03 ( 6.27%))
Peak to Total ratio:                (4.134e-01 +/- 4.449e-02 (10.76%))
    i have finished
```

Figure 4.6 :les résultats du programme MC_GAMMA

En analysant la première courbe, on a constaté que l'échantillon est devenu entièrement radioactif, c'est-à-dire qu'il y a un grand flux de neutrons thermiques à 7 cm de la source de neutrons. Ceci est comparé à la deuxième courbe, on voit que l'intensité de radiance a diminué, c'est-à-dire que les neutrons sont devenus moins énergétique à 14 centimètres de distance. Ceci montre que la paraffine a rendu les neutrons rapides plus lents et plus la distance entre le canal et la source est grande, plus l'énergie des neutrons est faible.

Par opposition à la comparaison des résultats de la première expérience avec la seconde expérience, c'est-à-dire après avoir enrobé l'échantillon de feuille de cadmium, on note une très faible intensité d'irradiation dans le canal 2 et son absence totale dans le canal 5. C'est parce que la feuille de cadmium absorbe entièrement les neutron thermique dans le canal 5, alors qu'une grande partie est absorbée dans le canal 2.

L'hydrogène est l'un des meilleurs modérateurs dans le domaine de la physique nucléaire, en raison de sa grande capacité à absorber l'énergie du neutron rapide et les rendre plus lents, la paraffine contient une grande proportion d'hydrogène, Et cela en fait un excellent support pour les sources de neutrons pour la

Chapitre IV Résultats et discussions

recherche et l'éducation. Le cadmium est aussi un élément très efficace dans ce domaine, agissant comme un filtre à neutrons, et cela en raison de ses caractéristiques importantes, dont la plus importante est son grand potentiel d'absorption de neutron thermique, car quelques millimètres suffisent pour arrêter complètement les neutrons thermique, afin que nous puissions étudier le flux de neutron d'une manière qui soit juste et plus proche de la réalité.

Les résultats obtenus à partir de simulations utilisant MC_GAMMA montrent que l'efficacité du détecteur utilisé est très bonne, c'est-à-dire que le cristal qui est à la base du détecteur est toujours bon.

Grâce aux résultats obtenus au moyen de simulations et d'expériences terminées, le tableau suivant représente les valeurs de débit des neutrons dans les canaux 2 et 5.

Flux de neutron	Canal 2	Canal 5
Flux thermique	1150,583	609,074
Flux epi thermique	531,76	119,70
Flux rapide	387,072	24,57

Tableau 4.1 :Tableau contenant le flux de neutrons dans le canal 2 et 5

4.2 Comparaison des résultats avec une référence

Les tableaux suivants représentent les résultats obtenus pour le flux de neutrons thermique ,epi thermique et rapide avec le flux de neutrons de référence [13] :

Flux de neutron	Canal 2	Référence	Δ flux
Flux thermique	1150.583	1200	4,1%
Flux epi thermique	531.76	702	24.2%
Flux rapide	387.072	415	6.7%

Tableau 4.2:Tableau contenant le flux de neutrons dans le canal 2 avec le flux de neutrons de référence

Flux de neutron	Canal 5	Référence	Δ flux
Flux thermique	609.074	626	2.7%
Flux epi thermique	119.70	131	8,6%
Flux rapide	24.57	25.2	2.5%

Tableau 4.3 :Tableau contenant le flux de neutrons dans le canal 5 avec le flux de neutrons de référence

Chapitre IV Résultats et discussions

On a calculé l'erreur par la formule suivante :

$$\Delta\text{flux} = \frac{\text{fluxderéférence} - \text{fluxcalculé}}{\text{fluxderéférence}}$$

Conclusion :

D'après les résultats précédents, nous pouvons dire que nous sommes très proches des résultats obtenus dans la littérature. Et il y a beaucoup de facteurs qui doivent être pris en compte pour obtenir des résultats proches de la réalité. De plus, la distribution des canaux à la source des neutrons rend difficile l'identification du flux de neutrons. Et s'il était possible de changer l'emplacement de ces canaux, les résultats seraient bien meilleurs et plus semblables à la vérité.

Conclusion générale :

Grâce à ce projet, nous avons pu définir le flux de neutrons dans les canaux 2 et 5 de la source de neutrons du laboratoire LPTHIRM. Les résultats obtenus confirment que le choix du manganèse dans cette recherche est très bon, puisque les résultats qui découlent de ces expériences sont excellents par rapport aux résultats obtenus dans la littérature en utilisant une feuille d'or. Autrement dit, le manganèse pur peut être utilisé mieux que d'autres éléments. A cause de sa grande sensibilité aux neutrons thermiques et la facilité de son acquisition en termes de quantité et de cout.

La feuille de cadmium a joué un rôle très important dans cette recherche, et ce en raison de ses caractéristiques uniques, qui consiste à isoler tous les neutrons thermiques, ce qui a facilité l'analyse et le calcul le flux de neutrons.

A travers les expériences que nous avons mené, nous confirmons l'importance de connaître et de déterminer la distribution du flux de neutrons, qui est la base de l'analyse par activation neutronique et qui est l'une des méthodes d'analyse les plus importantes utilisées en physique.

ANNEXE

Fichier géomètre utilisé dans ce travail, la liste suivante représente la méthode d'écriture des données de simulation à l'aide de :

1 - set up the scattering environment manually

2- load a scattering environment formdisk

0- exit

Your choice :--1

Number of Scattering objects :--- 4

choose the geometry_type of object 1 :---4

center of object 1 (x,y,z):-- 0, 0, -0.1

Dimensions of object 1 (x_dim,y_dim,z_dim):-- 3.81, 3.81, 7.62

Orientation of object 1 (Phi, Theta):-- 0, 0

Density of medium nr1 [g/cm3]:--3.65

Z of element nr1 :-- 11

Relative amount of element nr 1:--49.5

Insert another element? (y/n) --- Y

Z of element nr2 :-- 53

Relative amount of element nr 2:--49.5

Insert another element? (y/n) --- Y

Z of element nr2 :-- 81

Relative amount of element nr 2:--1

Is this by chance a detecting object ? (y/n):--Y

choose the geometry_type of object 2 :---4

center of object 2 (x,y,z):-- 0, 0, -0.05

Dimensions of object 2 (x_dim,y_dim,z_dim):--4.31, 4.43 , 8.12

Orientation of object 2 (Phi, Theta):--00

Density of medium nr2 [g/cm3]:-- 2.702

Z of element nr2 :-- 13

Relative amount of element nr 1:--100

Insert another element? (y/n) --- N

Is this by chance a detecting object ? (y/n):--N

could this object be a source? (y/n) :--N

choose the geometry_type of object 3 :---4

center of object 3 (x,y,z):-- 0, 0, 0.1

Dimensions of object 3 (x_dim,y_dim,z_dim):-- 1, 1, 9.8

Orientation of object 3 (Phi, Theta):--00

Density of medium nr3 [g/cm3]:--7.44

Z of element nr3 :-- 56

Relative amount of element nr 3:-- 100

Insert another element? (y/n) --- N

Is this by chance a detecting object ? (y/n):-- N

could this object be s source? (y/n) :-- Y

choose the geometry_type of object 4 :--4

center of object 4 (x,y,z):-- 0, 0, 0.2

Dimensions of object 4 (x_dim,y_dim,z_dim):-- 1.1, 1.1, 10

Orientation of object 4 (Phi, Theta):--00

Density of medium nr4 [g/cm3]:--0.9

Z of element nr4 :-- 1

Relative amount of element nr4 :-- 14.3

Insert another element? (y/n) --- Y

Z of element nr4 :-- 6

Relative amount of element nr4 :-- 85.7

Is this by chance a detecting object ? (y/n):-- N

could this object be s source? (y/n) :-- N

puis choisir le nombre de lots et le nombre de photons par lot et par énergie .

Références Bibliographiques

Bibliographie

- [1]: Norme Internationale, Rayonnements neutroniques de référence -Iso 14152 (2001).
- [2]: A. Alem, Simulation par la méthode Monte-Carlo de la production des photo-neutrons autour d'un accélérateur linéaire médical, Mémoire de Magister, USTHB, Faculté de physique, 2009, Vol.I, Vienna(1965)23- 40
- [3] : <https://physicsworld.com/c/instrumentation-measurement/neutron-sources>.
- [4] : Schrack, R. A., & Bowman, C. D. (Eds.). (1975). Nuclear Cross Sections and Technology: Proceedings of a Conference, Washington, DC, March 3-7, 1975 (Vol. 425). Department of Commerce, National Bureau of Standards, Institute for Basic Standards, Center for Radiation Research..
- [5] : DLYoussi, A. (2021). Chapitre 2: Interactions des rayonnements avec la matière. In Détection de rayonnements et instrumentation nucléaire (pp. 3-54). EDP Sciences..
- [6] : https://www.univ-usto.dz/images/coursenligne/ddr_sa.pdf
- [7] : Hamidatou, L., Slamene, H., Akhal, T., & Zouranen, B. (2013). Concepts, instrumentation and techniques of neutron activation analysis. Imaging and Radioanalytical Techniques in Interdisciplinary Research—Fundamentals and Cutting Edge Applications, InTech, Rijeka, 141-178
- [8] : Holmes, R. J. (1982). Gamma ray and neutron sources (No. AAEC/S--24).
- [9] : O.T.Høgdahl, Proc.Symp. Radiochemical Methods of Analysis, 1964.
- [10]: Hamidatou, L., Slamene, H., Akhal, T., & Zouranen, B. (2013). Concepts, instrumentation and techniques of neutron activation analysis. Imaging and Radioanalytical Techniques in Interdisciplinary Research—Fundamentals and Cutting Edge Applications, InTech, Rijeka.
- [11]: Westcott, C. H. (1955). The specification of neutron flux and nuclear cross-sections in reactor calculations. Journal of Nuclear Energy (1954), 2(1-2), 59-75.
- [12] : R.S. Ayers et D.W. Westcot, 'Qualité de l'eau en Agriculture', Bull. F.A.O. d'Irrigation et de Drainage, N°9, F.A.O., Rome, 180p., (1988)
- [13] : Didi, A., Dadouch, A., & Tajmouati, J. (2015). Design of Irradiation Channels in Radium-Beryllium 226 Ra-Be Neutron Irradiation Facility Usmba-Fsdm-Fez Morocco. Elixir Nuclear & Radiation Phys, 83, 32963.
- [14] : S.F. Mughabghab, Atlas of Neutron Resonance Parameters and Thermal Cross Sections Z=1-100, 5th Edition, Elsevier, 2006.
- [15] : ORTEC ® 905 Series NaI(Tl) Scintillation Detectors.
- [16] : Degenaar, H., & Blaauw, M. (2003). The neutron energy distribution to use in Monte Carlo modeling of neutron capture in thermal neutron beams. Nuclear Instruments and Methods

in Physics Research Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms, 207(2), 131-135.

[17] :El-Kolaly, M. A. (2008). Absolute technique for neutron source calibration by radiation induced activity..

[18] :Lyliya, A. H. (2017). Implémentation et validation de la méthode de standardisation de l'analyse par activation neutronique K0-NAA..

[19]: Schrack, R. A., & Bowman, C. D. (Eds.). (1975). Nuclear Cross Sections and Technology: Proceedings of a Conference, Washington, DC, March 3-7, 1975 (Vol. 425). Department of Commerce, National Bureau of Standards, Institute for Basic Standards, Center for Radiation Research..

[20]:Traore, I. (2013). Study and characterization of the response functions of solid state nuclear track detector: application to radon and neutron dosimetry..

[21] :Raouafi, H. (2012). Étude numérique de l'autoprotection spatiale dans des échantillons fortement absorbants irradiés dans le réacteur SLOWPOKE (Doctoral dissertation, École Polytechnique de Montréal).

[22]:<https://www.htds.fr/nucleaire-radioprotection/partenaires/ortec/>

[23] :Holmes, R. J. (1982). Gamma ray and neutron sources (No. AAEC/S--24).

[24]: Lindstrom, R. M. (1993). Prompt-gamma activation analysis. Journal of research of the National Institute of Standards and Technology, 98(1), 127.

[25] : Ogheard, F. (2012). Développement d'un système de mesure directe du débit d'émission de sources neutroniques (Doctoral dissertation, Université Paris Sud-Paris XI).

[26] : El-Kolaly, M. A. (2008). Absolute technique for neutron source calibration by radiation induced activity.

[27] : A .Alem, Simulation par la méthode Monte-Carlo de la production des photo-neutrons autour d'un accélérateur linéaire médical , Mémoire de Magister, USTHB, Faculté de physique, 2009.

[28] :Didi, A., Dadouch, A., & Jai, O. (2017). Modélisation et distribution of neutron flux in radium-beryllium source ($^{226}\text{Ra}-\text{Be}$). Moscow University Physics Bulletin, 72(5), 465-469.

[29] :Snoj, L., Trkov, A., Jaćimović, R., Rogan, P., Žerovnik, G., & Ravnik, M. (2011). Analysis of neutron flux distribution for the validation of computational methods for the optimization of research reactor utilization. Applied Radiation and Isotopes, 69(1), 136-141.

[30] : Lyoussi, A. (2021). Chapitre 2: Interactions des rayonnements avec la matière. In Détection de rayonnements et instrumentation nucléaire (pp. 3-54). EDP Sciences.