

**République Algérienne Démocratique et Populaire**  
**Ministère de l'Enseignement Supérieur et de la Recherche**  
**Scientifique**

**Université SAAD DAHLEB – BLIDA**

**FACULTE DES SCIENCES**

**DEPARTEMENT DE PHYSIQUE**

**Option : Rayonnement**

**Spécialité : Physique de Rayonnement**



Pour l'obtention du diplôme de **MASTER**

**Radioprotection autour d'une source  $^{226}\text{Ra}$ -Be à  
l'aide du code Monte Carlo Géant 4**

Réalisé par :

MESSAD HALIMA

MAZOUZ HIBA

**Soutenu le 16/ 12/2020 devant le jury composé de :**

- M A.Mouzali	MCB	USDB1	Président.
- M M.Chekirine	MCB	USDB1	Examineur.
- M R.Khelifi	Professeur	USDB1	Promoteur.

**Année universitaire : 2019 / 2020**

# Remerciements

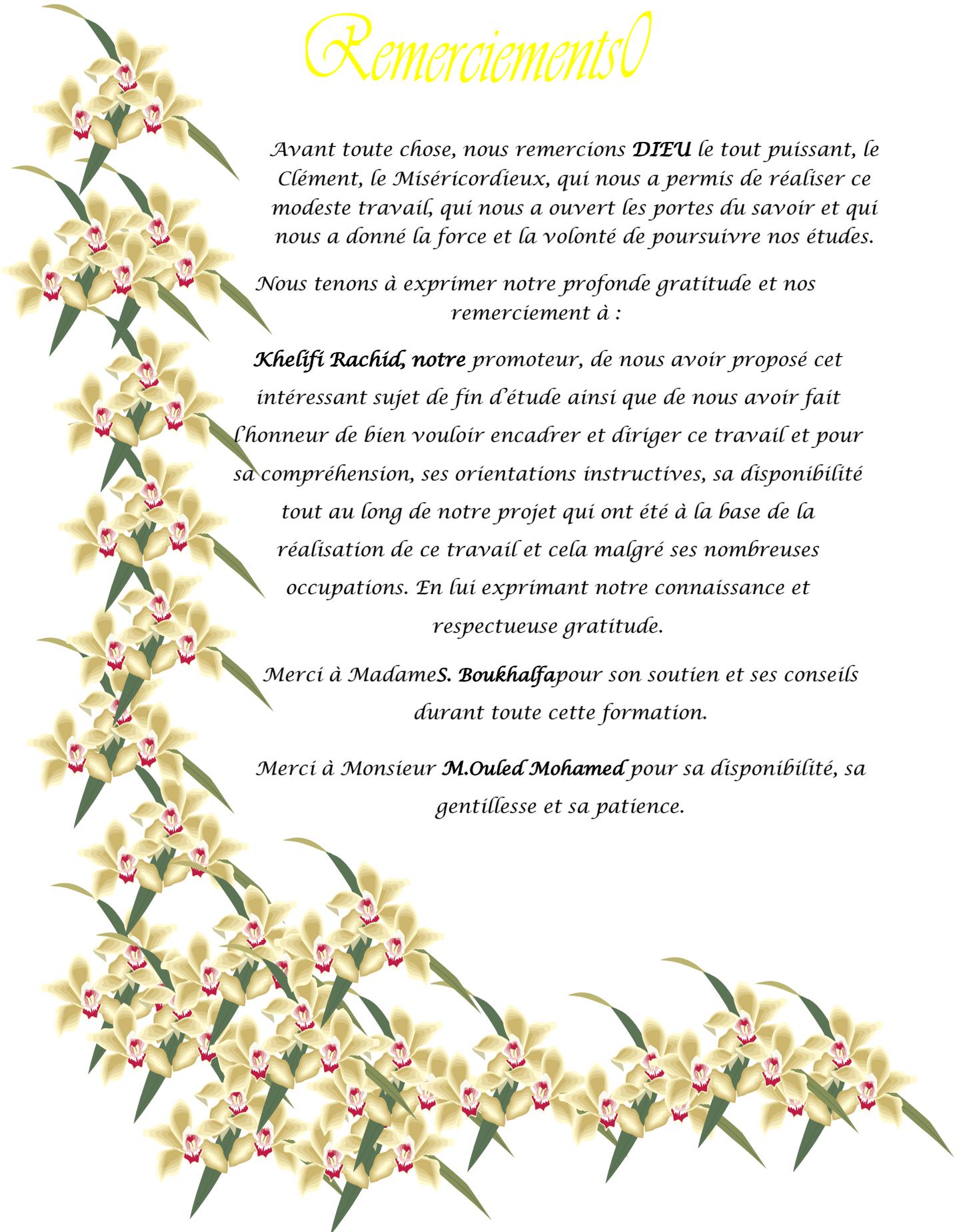
Avant toute chose, nous remercions **DIEU** le tout puissant, le Clément, le Miséricordieux, qui nous a permis de réaliser ce modeste travail, qui nous a ouvert les portes du savoir et qui nous a donné la force et la volonté de poursuivre nos études.

Nous tenons à exprimer notre profonde gratitude et nos remerciement à :

**Khelifi Rachid**, notre promoteur, de nous avoir proposé cet intéressant sujet de fin d'étude ainsi que de nous avoir fait l'honneur de bien vouloir encadrer et diriger ce travail et pour sa compréhension, ses orientations instructives, sa disponibilité tout au long de notre projet qui ont été à la base de la réalisation de ce travail et cela malgré ses nombreuses occupations. En lui exprimant notre connaissance et respectueuse gratitude.

Merci à Madame **S. Boukhalfapour** son soutien et ses conseils durant toute cette formation.

Merci à Monsieur **M. Ouled Mohamed** pour sa disponibilité, sa gentillesse et sa patience.



## *Dédicaces*

*A mes chers parents, Témoignage d'affection et de grande reconnaissance, pour ses encouragements, Sacrifices et amour durant toute ma vie.*

*A mes sœurs*

*A mes frères*

*A tous mes oncles, tantes, cousins, cousines et amis.*

*A mes beaux frères*

*A tous ceux qui m'ont aidé de près ou de loin, je leur exprime mes remerciements, mes sincères salutations, et leur dédie ce mémoire.*





## *Dédicaces*

*Ce travail, et bien au-delà, je le dois à mes  
très chers parents qui m'ont fourni au  
quotidien un soutien et une confiance sans  
faïlle et de ce fait, je ne saurais exprimer ma  
gratitude seulement*

*Par des mots. Que dieu vous protège et vous  
garde pour nous.*

*A tous mes amis avec lesquels j'ai partagé mes  
moments de joie et de bonheur.*

## Table des matières

Table des matières .....	5
Liste des figures.....	7
Liste des tableaux : .....	8
Résumé .....	9
Introduction générale.....	14
<b>Chapitre 1 : Rappels théorique sur l'interaction rayonnements matière .....</b>	<b>18</b>
1.1 Introduction .....	18
1.2 Interaction des rayonnements électromagnétique avec la matière .....	18
1.2.1 L'effet photoélectrique : .....	19
1.2.2 L'effet Compton : .....	20
1.2.3 La création de Paire : .....	20
1.2.4 Le coefficient d'atténuation des photons : .....	21
1.3 Interaction des particules chargées avec la matière : .....	21
1.3.1 Le pouvoir d'arrêt : .....	22
1.3.2 Le transfert linéique d'énergie (TEL) : .....	22
1.3.3 Le Parcours : .....	22
1.3.4 Les types d'interaction : .....	22
1.4 Interaction de neutrons avec la matière : .....	23
1.4.1 Propriétés des neutrons .....	23
1.4.2 Types d'interaction des neutrons : .....	24
1.4.3 Section efficace de neutron .....	27
1.5 Les sources des neutrons .....	28
1.5.1 Les sources isotopiques.....	28
1.5.2 Le générateur de neutrons .....	29
1.5.3 Le réacteur nucléaire .....	30
1.6 La Radioprotection et la Dosimétrie.....	31
1.6.1 Grandeurs physiques : .....	31
1.6.2 La Radioprotection.....	32
1.6.3 Effets des rayonnements ionisants : .....	33
1.6.3.1 Effets déterministes (également appelés non aléatoires ou non stochastiques)	33
1.6.3.2 Effets aléatoires ou stochastiques : .....	33
1.6.4 Les principes de la radioprotection : .....	33

1.6.5	Principes fondamentaux de la radioprotection :.....	33
1.6.6	Grandeurs physiques :.....	34
1.6.6.1	Dose absorbée :.....	34
1.6.6.2	Débit de dose absorbé :.....	34
1.6.6.3	le kerma et le débit de kerma.....	34
<b>Chapitre 2</b>	<b>: Matériels et Méthodes.....</b>	<b>36</b>
2.1	Source Radium-Béryllium.....	36
2.2	Chaîne de détection gamma.....	39
2.2.1	Détecteur NAI(TL) : .....	40
2.2.2	Préamplificateur :.....	40
2.2.3	Amplificateur : .....	40
2.2.4	Codeur : Le convertisseur analogique numérique : .....	40
2.3	La méthode Monte Carlo.....	41
2.3.1	Le principe de la méthode Monte Carlo .....	41
2.3.2	Le générateur de nombre aléatoire.....	42
2.4	Geant4.....	42
2.4.1	Fonctionnement générale du code Geant4.....	45
2.4.2	Utilisation de Geant4 .....	47
2.4.3	Définition des particules et des processus physiques .....	49
2.5	Simulation de la source Radium-Béryllium par le code Geant4 .....	50
<b>Chapitre 3</b>	<b>Résultats et discussions .....</b>	<b>54</b>
3.1	Introduction .....	54
3.2	Les neutrons :.....	55
3.3	Discussions des résultats de spectre 1 et 2 ,3 : .....	57
3.4	Les Gammas :.....	58
3.5	Discussions et interprétation.....	60
3.6	Conclusion :.....	61
	Conclusion générale : .....	62
	Annexe 1: Simulation sur Géant 4.....	63
	Référence :.....	64

## Liste des figures

Figure 1-1 : Classification schématique des photons des infrarouges aux .....	19
Figure 1-2: Effet Photoélectrique.....	19
Figure 1-3: Effet Compton.....	20
Figure 1-4: Création de Paire.....	21
Figure 1-5: Les types de réactions induites par les neutrons.....	24
Figure 1-6: Diffusion élastique.....	25
Figure 1-7: Diffusion inélastique.....	25
Figure 1-8: La capture radiative.....	26
Figure 1-9: Réaction neutron-alpha (n, $\alpha$ ).....	26
Figure 1-10: Réaction neutron-proton (n, p).....	27
Figure 1-11: Réaction en chaîne.....	31
Figure 1-12: contrôle des réactions en chaîne.....	31
Figure 2-1 : la source $^{226}\text{Ra}$ -Be.....	37
Figure 2-2: les canaux d'irradiation de la source.....	37
Figure 2-3: schéma de structure de la source Ra-Be.....	38
Figure 2-4 : la chaîne de détection .....	39
Figure 2-5: Historique et traçabilité d'une particule dans un milieu ralentisseur.....	42
Figure 2-6 : Architecture globale du code Geant4.....	45
Figure 2-7 : Structure générale d'une simulation dans Geant4.....	49
Figure 2-8: la géométrie de la chambre par le Geant4.....	51
Figure 2-9 : la géométrie de la source Ra-Be par le Geant4.....	52
Figure 3-1 : le débit de dose de neutron thermique (0.025 eV).....	55
Figure 3-2 :: le débit de dose de neutron épi -thermique (0.4 eV).....	56
Figure 3-3 : le débit de dose de neutron rapide (4 MeV).....	57
Figure 3-4 : Le plan de laboratoire LPHIRMA.....	58
Figure 3-5 : Visualisation en 3D de gamma et pour les neutrons par le code Geant4.....	59
Figure 3-6 : le débit de dose de gamma (4.43 MeV).....	60

## Liste des tableaux :

Tableau 1-1 : Classification de neutrons selon leur énergie.....	23
Tableau 1-2 : caractéristiques des sources Be ( , n). .....	29
Tableau 2-1 : les émissions principales du Radium 226. ....	36
Tableau 2-2 : les émissions alphas principales de Ra 226 et ces descendants. ....	39
Tableau 2-3 : les propriétés physiques des éléments utilisés dans le Geant4. ....	51
Tableau 3-1:Tableau représenté le nombre de particule émis dans chaque canal.....	54
Tableau 3-2 : Débit de dose et dose efficace annuelle à différents position dans laboratoire LPTHIRM. ....	59

## Résumé

Les sources de neutrons sont caractérisées par un certain nombre de facteurs, notamment l'intensité, le nombre de neutrons émis par seconde, la distribution de l'énergie, la polarisation des neutrons et le mode d'émission. Elles sont classées en trois groupes : les réacteurs à fission nucléaire, les radio-isotopes et les générateurs de particules.

Les sources isotopiques de neutrons sont très pratiques en raison de leur petite taille, de leur portabilité et de leur facilité de manipulation. Ces sources sont largement utilisées dans des activités telles que l'activation des neutrons, l'étalonnage des moniteurs et l'enseignement. Nous pouvons distinguer trois principaux types de sources de radio-isotopes : les émetteurs alpha, qui produisent des neutrons par une réaction ( $\alpha, n$ ), les émetteurs gamma par une réaction ( $\gamma, n$ ) (les deux réactions ( $\alpha, n$ ) et ( $\gamma, n$ ) sont des sources de neutrons indirectes) et la fission spontanée (source de neutrons directe). Le californium 252 est la source de neutrons radio-isotopiques directe la plus utilisée, les sources indirectes les plus courantes utilisant des émetteurs alpha tels que : Radium, Polonium, Plutonium ou Américium et un élément léger tel que le Béryllium ou le Bore mélangés sous forme de poudre. La combinaison du radium et du béryllium est une source de neutrons isotopiques qui provoque la réaction :



$\text{Le}^{226}\text{Ra}$  a une demi-vie de 1599 ans et forme un groupe de cinq isotopes émetteurs alpha dont l'énergie varie de 4,8 à 7,7 MeV.

La source Ra-Be est un mélange mécanique de radium et de béryllium avec un spectre d'énergie continu allant jusqu'à 13 MeV et une énergie moyenne allant de 3,9 à 5 MeV. La masse de ce mélange est de 3 mg. Il est scellé dans un cylindre en acier (longueur=7 cm, D=2cm), ce cylindre est placé dans un cylindre en plomb (longueur=7 cm, D=4 cm). L'intensité de la source peut atteindre  $10^5$  n/s. Notre source est placée dans un conteneur en acier rempli de paraffine en plus de 7 canaux d'irradiation, les numéros 1, 2, 3, 4 sont à 7 cm de la source, les numéros 5 et 6 sont à 14 cm de la source et le numéro 7 est à environ 20 cm de la source.

Le but de la radioprotection est d'empêcher ou de réduire les risques liés aux rayonnements ionisants. Afin d'éviter ou réduire ces risques, la radioprotection s'appuie sur trois grands principes : justification, optimisation et limitation des doses de rayonnements. Pour appliquer ces principes, la radioprotection met en œuvre des moyens réglementaires et techniques spécifiquement adaptés à trois catégories de population : le public, les patients et les travailleurs. L'autorité de sûreté nucléaire élabore la réglementation et effectue en

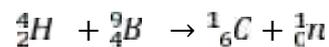
permanence, au nom de l'état, des contrôles de la bonne application du système de radioprotection.

L'objectif de ce travail est la détermination du débit de dose de neutrons émis par la source de radium-béryllium, cela sera réalisé en utilisant le code Geant4 (Monte-Carlo) pour simuler l'interaction des rayonnements dans l'environnement physique de la source et de ses environs.

## Abstract

Neutron sources are characterized by a number of factors which include intensity, number of neutrons emitted per seconds, energy distribution, neutron polarization and mode of emission. It is classified into three groups: nuclear fission reactors, radioisotopes and particle generators.

Isotopic neutron sources are highly practical due to their small size, portability, ease in handling; these sources are widely utilized in activities such as: neutron activation, monitor calibration and teaching. We can distinguish three main types of radioisotope sources: alpha emitters, which produce neutrons through an ( $\alpha$ , n) reaction, gamma emitters through ( $\gamma$ , n) reaction (both ( $\gamma$ , n) reaction and ( $\alpha$ , n) reaction are indirect neutron sources) and spontaneous fission (direct neutron source). The californium 252 is the most widely used direct radioisotope neutron source, the most commonly indirect sources use alpha emitters such as: Radium, polonium, Polonium, Plutonium, or Americium and a light element such as Beryllium or Boron mixed together as powder. The combination of radium and beryllium is an isotopic neutron source results in the reaction:



The  ${}^{226}\text{Ra}$  has a half-life of 1599 years, and form a group of five alpha emitting isotopes with energies ranging from 4.8 to 7.7 MeV.

Ra-Be source is a mechanical mixture of radium and beryllium with a continuous energy spectrum up to 13 MeV and an average energy ranging from 3.9 to 5 MeV.

The mass of this mixture is 3 mg. it's sealed in a steel cylinder (length=7 cm, D=2cm), this cylinder is placed in a lead cylinder (length= 7 cm, D=4 cm). The intensity of the source is up to  $10^5$  n/s. Our source is placed in a steel container filled with paraffin in addition to a 7 irradiation channel, number 1,2,3,4 are in a circle of 7 cm radius about the source, number 5 and 6 are 14 cm away from the source and number 7 is about 20 cm from the source.

The aim of radiation protection is to prevent or reduce the risks associated with Ionizing radiation. In order to avoid or reduce these risks, radiation protection based on three main principles: justification, optimization and dose limitation radiation. To apply these principles,

radiation protection implements regulatory and technical means specifically adapted to three categories of the population: the public, patients and workers.

The Nuclear Safety Authority Develops regulations and continuously carries out checks on behalf of the state the correct application of the radiation protection system.

The objective of this work is to determine the dose rate of neutrons emitted by the source of Radium-beryllium; this will be achieved using the Geant4 code as Monte-Carlo to simulate the interaction of radiation in the physical environment of the source and its surroundings.

*INTRODUCTION*  
*GENERALE*

### Introduction générale

En 1931 les scientifiques allemands Walther Bothe et Herbert Becker ont découvert que si des particules alpha énergétique émis par le polonium entraînent en collision avec certains éléments légers, en particulier le Béryllium, le Bore ou le Lithium, un rayonnement pénétrant était inhabituellement produit. En 1932 James Chadwick a effectué une série d'expériences montrant que le rayonnement consistait en une particule non chargée ayant approximativement la même masse qu'un proton. Les découvertes se succédèrent rapidement : radioactivité «artificielle», activation neutronique, résonances, fission et la radioprotection.

Les neutrons peuvent être produits de plusieurs manières, à savoir : la fission nucléaire, les dispositifs accélérateurs qui induisent des réactions nucléaires impliquant des particules chargées et des rayons gamma, et l'interaction des rayonnements alpha et gamma avec les noyaux qui se traduit par l'émission de neutrons. Selon la façon dont les neutrons sont produits, leur distribution potentielle d'énergie varie de quelques dixièmes d'eV à plusieurs GeV.

Les neutrons ne portent aucune charge et ne peuvent donc pas interagir avec la matière au moyen de la force de coulomb, par conséquent, les neutrons sont capable de traverser plusieurs centimètres de la matière sans éprouver aucun type d'interaction. Lorsqu'un neutron subit une interaction, c'est avec un noyau du matériau cible absorbant.

Le neutron n'interagit pas avec les charges électriques des électrons et noyaux atomiques. Les interactions relevant pour la diffusion neutronique sont les interactions nucléaires avec les noyaux atomiques et les interactions magnétiques dipolaires avec les moments magnétiques.

Un Institut de Physique Nucléaire est structuré en plusieurs divisions dont le service de Radioprotection qui a pour objectif la protection contre les rayonnements ionisants. Ce service est constitué :

- De la section Mesures Physiques chargée des contrôles de radioprotection, des analyses de l'activité de radioéléments, des études des postes de travail...
- De la section Dosimétrie mesurant les doses de l'exposition individuelle et des ambiances physiques au moyen de films photographiques, de détecteurs à traces et de produits radio thermo luminescents.

La Commission Internationale de Protection Radiologique (CIPR), dans sa recommandation n°26, a défini les objectifs de la protection contre les rayonnements : "la protection contre les rayonnements a pour but de protéger les individus, leurs descendants et le genre humain dans son ensemble, tout en permettant d'exercer des activités qui sont nécessaires mais qui pourraient entraîner une exposition aux rayonnements". La Commission recommande le système de limitation des doses suivant :

- Aucune pratique ne doit être adoptée si son introduction n'entraîne pas un bénéfice net.
- L'équivalent de dose pour les individus ne doit pas dépasser les limites recommandées.

Il est important de retenir qu'il faut maintenir les expositions professionnelles individuelles et collectives aussi bas qu'il est raisonnablement possible. En matière de terminologie, exposition (externe, interne) remplace irradiation. La manipulation et l'utilisation de sources radioactives ou de générateurs de rayonnements ionisants doivent s'effectuer sous la surveillance d'une personne compétente en radioprotection.

L'objectif de l'étude décrite dans ce mémoire est de déterminer le débit de dose de neutrons (thermique, épi thermique et rapide) de la source isotopique de neutrons Radium-Béryllium ( $^{226}\text{Ra-Be}$ ) de 3 mCi, disponible au Laboratoire de Physique Théorique et L'interaction Rayonnement Matière (LPTHIRM) au sein du département de physique, faculté des sciences de l'université Blida-1.

La distribution du débit de dose de neutrons thermique , épi thermique et rapide dans les différents canaux d'irradiation situés autour de la source de neutrons  $^{226}\text{Ra-Be}$  à été simulé au moyen du code Monte Carlo Geant4. Ce code de calcul est utilisé depuis longtemps dans le domaine de la physique nucléaire pour résoudre de nombreux problèmes, avec une grande précision.

La résolution d'un problème probabiliste par la méthode Monte Carlo consiste à observer le comportement de nombres pseudo-aléatoires choisis de façon à ce qu'ils simulent directement les processus physiques qui se produisent, puis à déduire de la conduite de ces nombres, la solution désirée.

Le présent manuscrit est structuré comme suit :

- Dans le premier chapitre nous rappelons les bases théoriques nécessaires à la compréhension du mécanisme d'interaction des rayonnements électromagnétiques ainsi que les neutrons et les particules chargées avec la matière.
- Dans le deuxième chapitre nous donnons des généralités sur la dosimétrie et les principes de la radioprotection
- Dans le troisième chapitre, on donne une description générale de notre source de neutron (Ra-Be) et les méthodes de simulation Monte Carlo, ainsi que le code Geant4 utilisé pour calculer le débit de dose de neutrons.

Le dernier chapitre rassemble nos résultats et les discussions et on termine par une conclusion générale.

# *CHAPITRE 1*

*Rappels théoriques sur  
l'interaction rayonnements  
matière*

## Chapitre 1 : Rappels théorique sur l'interaction rayonnements matière

### 1.1 Introduction

Un rayonnement peut être un flux de particules ou un flux de photons. On distingue deux types de rayonnements selon leurs effets sur la matière :

- Ionisants ( $\lambda < 0.1\mu\text{m}$ ,  $f > 3 \times 10^5 \text{ Hz.}$ ) : on a des particules non chargées comme les neutrons, les photons et des particules chargées légères (les électrons), lourdes ( $\alpha$ , p, d, fragments de fission).
- Non ionisants ( $\lambda > 0.1\mu\text{m}$ ) : comme le rayonnement électromagnétique (UV, IR, visible)[1].

### 1.2 Interaction des rayonnements électromagnétique avec la matière

Les photons sont des particules sans charges et sans masses, ils sont représentés par les rayons X et les rayons gamma. Ils sont des rayonnements électromagnétiques indirectement ionisants caractérisés par la longueur d'onde ( $\lambda$ ) et la fréquence ( $f$ ).

- **Les Rayons X** : origine électronique soit rayonnement de freinage ou transitions entre couches électroniques interne.
- **Les Rayons gamma** : origine nucléaire soit transition nucléaire ou photons d'annihilation, ces photons interagissent avec la matière de plusieurs manières soit par Photon- noyau ou Photon – électron.

On distingue 5 processus d'interaction : l'effet photoélectrique, effet Compton, création de paires, Thomson et Rayleigh. Les deux derniers sont de moindre importance que les autres.

On considère généralement le caractère corpusculaire de ce rayonnement à partir du domaine des infrarouges (pour des longueurs d'onde de l'ordre du  $\mu\text{m}$ ).

$$E = \frac{hc}{\lambda} \quad \text{soit} \quad E(\text{MeV}) = \frac{1,24 \cdot 10^{-3}}{\lambda(\text{nm})}$$

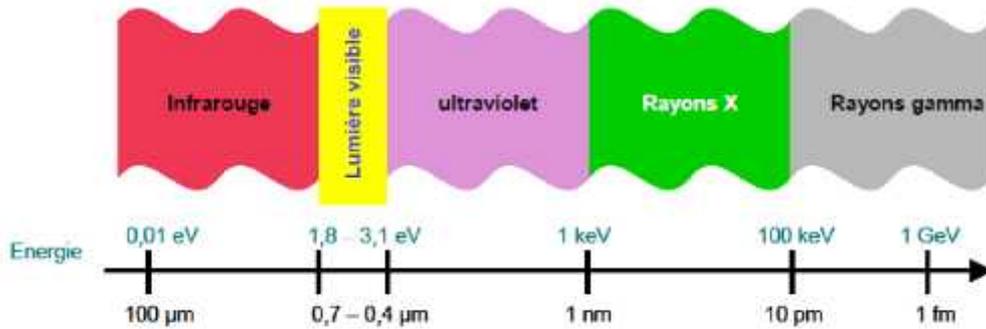


Figure 1-1 : Classification schématique des photons des infrarouges aux

## 1.2.1 L'effet photoélectrique :

Le photon incident d'énergie  $E = h\nu$  faible va interagir avec un électron de milieu interne fortement lié d'un noyau lourd ( $Z$  élevé), le photon cède toute son énergie à l'électron (absorption totale), cet électron va être éjecté de son orbite laissant derrière lui une lacune qui sera corrigée par la réorganisation du cortège électronique avec une émission d'un photon de fluorescence ou un électron Auger [2].

D'après la formule suivante :

$$h\nu = T + E_t \quad (1.1)$$

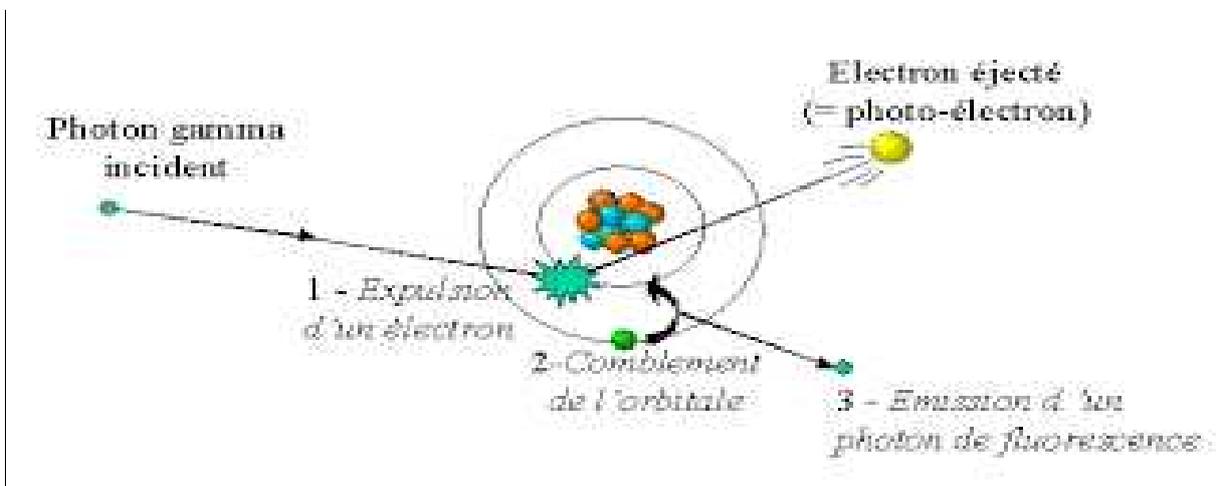


Figure 1-2: Effet Photoélectrique.

**1.2.2 L'effet Compton :**

Le photon incident d'énergie  $E = h\nu$  entre en collision avec un électron du milieu (d'une couche externe moins lié), ce photon va communiquer une quantité de son énergie à l'électron. Après la diffusion inélastique, le photon est dévié selon un angle  $\theta$  et une énergie de  $h\nu' < h\nu$ , et l'électron est diffusé selon un angle  $\phi$  d'énergie  $E_e$  [3]. La conservation de l'énergie :

$$h\nu = h\nu' + E_e \quad (1.2)$$

La conservation de quantité de mouvement :

$$p = P \cos \theta + P_e \cos \phi_0 \quad (1.3)$$

$$0 = -P \sin \theta + P_e \sin \phi_0 \quad (1.4)$$

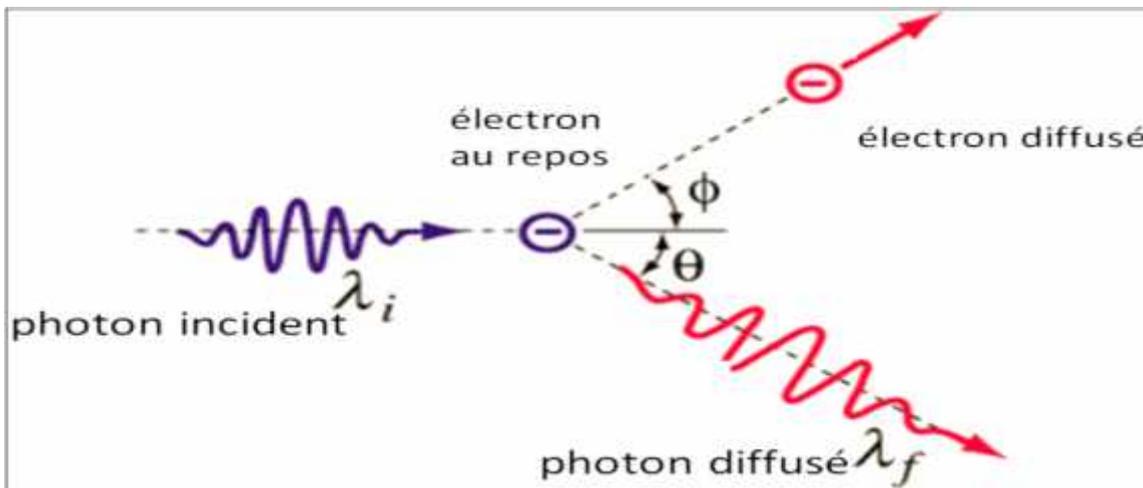


Figure 1-3: Effet Compton.

**1.2.3 La création de Paire :**

Ce phénomène est basé sur la pénétration des photons d'énergie  $E > 2m_0c^2$ , dans le champ coulombien de noyau (photon -noyau) qui se matérialise sous forme d'un pair électron-positon, le positon s'annihile avec un électron de milieu produisant deux photons d'énergie 511 KeV [4].

$$h\nu = 2 m_0c^2 + E_e + E_{e^+}$$

Réaction Possible Si :  $h\nu \geq 2 \times 0.511 \text{ MeV} = 1.022 \text{ MeV}$

$E_e$  et  $E_{e^+}$  sont respectivement l'énergie de l'électron et le positon.

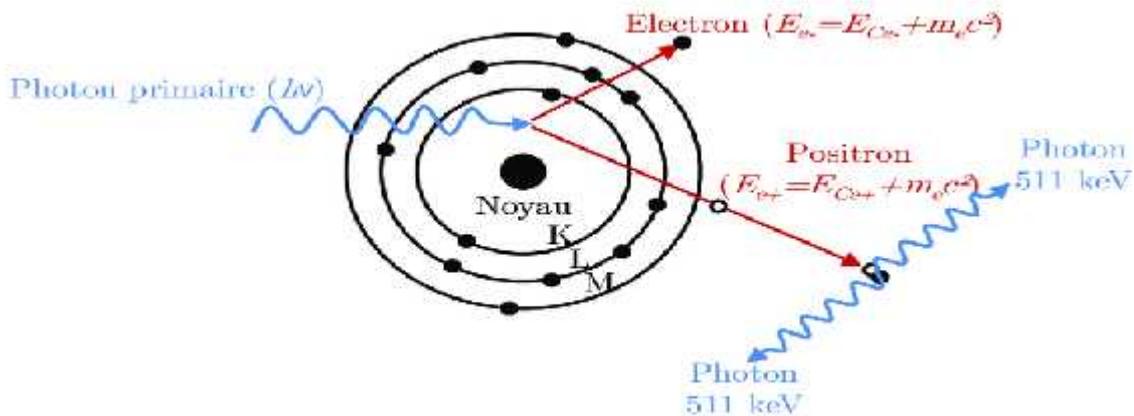


Figure 1-4: Création de Paire.

### 1.2.4 Le coefficient d'atténuation des photons :

Le coefficient d'atténuation caractérise la probabilité d'interaction d'un photon par unité de longueur. Ce coefficient est en fonction de l'énergie des photons Incidents et du numéro atomique de l'élément constituant le milieu traversé [5]. Ce coefficient définit la réduction  $dI$  de l'intensité du rayonnement  $I$  sur un parcours  $dx$  dans l'absorbant :

$$\frac{dI}{dx} = -\mu I$$

$$I = I_0 e^{-\mu x}$$

Où  $I_0$  est la fluence des photons incidents et  $x$  : la profondeur de la matière traversée. Par définition, le coefficient d'atténuation a pour dimension l'inverse de la longueur. Le coefficient d'atténuation linéique s'exprime en  $\text{cm}^{-1}$  mais on a l'habitude d'utiliser le coefficient d'atténuation massique  $\mu_m$  exprimé en  $\text{cm}^2/\text{g}$  [5].

### 1.3 Interaction des particules chargées avec la matière :

Ce sont des rayonnements directement ionisants, de charge et de masse différente. On peut les regrouper en deux groupes :

- Les particules chargées lourdes : particules alpha, protons et ions.
- Les particules chargées légères : les électrons et les positons.

L'interaction dominante c'est le transfert d'énergie de rayonnement incident aux électrons du milieu. Si l'énergie transférée est supérieure à l'énergie de liaison, alors il se produit une éjection de cet électron, et par conséquent l'ionisation de l'atome. Mais si cette énergie est

inférieure à l'énergie de liaison on aura un saut de l'électron vers une couche moins liée donc c'est l'excitation [6-7].

### 1.3.1 Le pouvoir d'arrêt :

C'est l'énergie perdue par unité de longueur parcourue définie par :

$$S = \frac{d}{dx}$$

S : le pouvoir d'arrêt linéaire, son unité est  $J.m^{-1}$  ou  $MeV.cm^{-1}$ [7].

### 1.3.2 Le transfert linéique d'énergie (TEL) :

C'est l'énergie moyenne transférée par la particule incidente au milieu absorbant à une distance parcourue [7]. TLE : le transfert linéaire d'énergie, d'unité  $J.m^{-1}$  est défini par :

$$TLE = \frac{dE}{dx}$$

### 1.3.3 Le Parcours :

Il s'agit de la longueur réelle de la trajectoire de l'électron. Cette grandeur est peu utilisée en radioprotection. C'est la distance nécessaire pour que la particule incidente soit totalement absorbée dans la matière [7].

### 1.3.4 Les types d'interaction :

- **Interaction des particules lourdes avec la matière**

Elle est basée sur l'interaction coulombienne entre la particule incidente chargée positivement et les électrons atomiques de la cible chargés négativement. Cette particule perd son énergie progressivement en pénétrant dans la matière et finit par être arrêtée lorsque l'épaisseur du milieu sera suffisante [7]. L'interaction de particules chargées lourdes avec les noyaux atomiques peut être négligée dans le processus de ralentissement, la trajectoire de ces particules chargées peut être considérée comme rectiligne et courte. Les interactions des particules chargées sont très nombreuses à la fin de sa trajectoire [8].

- **Interaction des particules légères avec la matière**

Ce type d'interaction dépend de l'énergie de la particule incidente et du milieu traversé, dans le cas des électrons on peut distinguer deux phénomènes :

a. L'interaction é-é atomique est prédominante pour des basses énergies, ou l'ionisation et l'excitation sont les processus essentiels.

b. L'interaction é-noyau pour de fortes énergies et pour des noyaux denses, cela s'accompagne de l'émission d'un rayonnement X, appelle rayonnement de freinage[6].

Lors d'une collision l'électron change de trajectoire, donc elle n'est plus rectiligne comme pour les particules lourdes. C'est une trajectoire très sinueuse avec une possibilité de rétrodiffusion[7].

### 1.4 Interaction de neutrons avec la matière :

#### 1.4.1 Propriétés des neutrons

Les neutrons sont des particules neutres et en raison de leur charge nulle ils interagissent avec les noyaux d'atomes et non pas avec les électrons de la matière traversée. Le neutron est instable lorsqu'il n'est pas lié, sa demi vie est inférieure à 15 min (14.76 min). Il fait partie des particules indirectement ionisants, son interaction dépend de la nature du noyau cible et de son énergie incidente. Les neutrons sont souvent classés selon leur énergie, le tableau 1.2 représente cette classification :

Tableau 1-1:Classification de neutrons selon leur énergie.

Neutrons	Energie
Thermique	$E_n < 0.5 \text{ eV}$
épi thermique	$0.5 \text{ eV} < E_n < 0.5 \text{ MeV}$
Rapide	$0.5 \text{ MeV} < E_n < 50 \text{ MeV}$
Relativiste	$E_n > 50 \text{ MeV}$

#### Neutrons thermiques :

Les neutrons thermiques sont des neutrons qui se trouvent en équilibre thermodynamique avec le milieu. A l'origine se sont des neutrons rapides qui perdent leur énergie par des diffusions élastiques successifs dans un milieu très peu absorbant. Après un certain nombre de chocs, ils sont thermisés. L'énergie la plus probable de ces neutrons est [8-9]:

$$E = K T \quad (1.10)$$

Ou  $K_B$  est Constante de Boltzmann et T : la température absolue. Pour la température normale  $T = 293.6 \text{ K}$  (20.4 C) on obtient :

$E_0=0.0253$  eV. D'après la distribution en énergie de Maxwell-Boltzmann on trouve que les neutrons n'ont pas la même énergie et par conséquent, on définit l'énergie moyenne des neutrons [10] :

$$\overline{E_{th}} = \int_0^{\infty} E_n(E) d = \frac{3}{2} K_B T \quad (1.11)$$

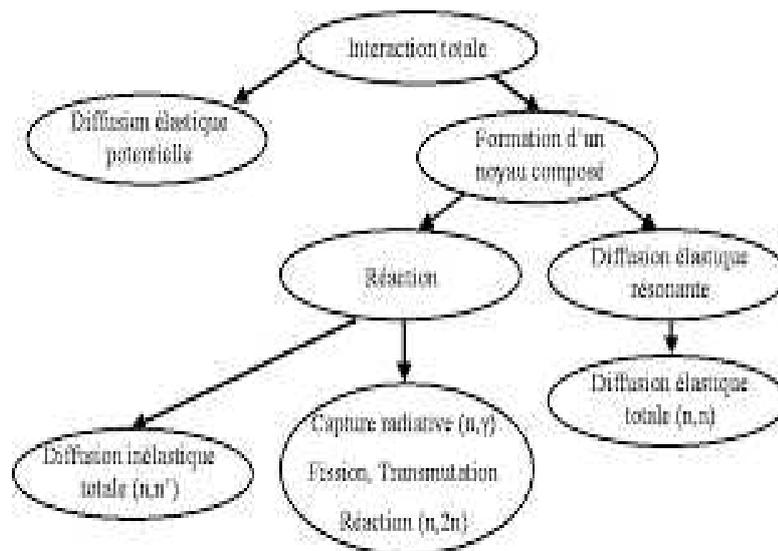
D'autre part on prend l'énergie  $E= 0.5$  eV comme une limite supérieure au-dessous de laquelle les neutrons sont considérés thermiques, cette énergie correspond à l'énergie de "coupure du cadmium".

**Neutrons intermédiaires :** On trouve les neutrons intermédiaires dans la gamme d'énergie 0.5 eV- 0.5 MeV. Dans ce domaine apparaissent les niveaux d'excitation des noyaux qui se manifestent par des résonances lors de leur interaction avec les neutrons.

**Neutrons rapides :** Les neutrons produits par les sources artificielles ou accélérateurs, dans la gamme d'énergie 0.5 MeV-50 MeV. Si  $E_n > 50$  MeV les neutrons sont relativistes.

**1.4.2 Types d'interaction des neutrons :**

Deux processus principaux d'interaction des neutrons avec les noyaux : la diffusion (prépondérante dans le domaine rapide) qui conduit à une modification de la trajectoire et à une variation de l'énergie de la particule incidente. Ainsi que l'absorption : (assez importante dans le domaine thermique) mécanisme par lequel le neutron incident est absorbé par un noyau [11].



**Figure 1-5: Les types de réactions induites par les neutrons.**

La diffusion se décompose en deux types, élastique et inélastique :

**a. Diffusion élastique (n, n)**

C'est l'interaction la plus probable qui est une réaction sans seuil. L'énergie totale est conservée avant et après la réaction. La perte d'énergie est beaucoup plus importante lorsque la masse de noyau de recul est la même que le neutron, en tant que tel, plus le nombre de masse atomique de la cible est faible, plus il est efficace en tant que modérateur.

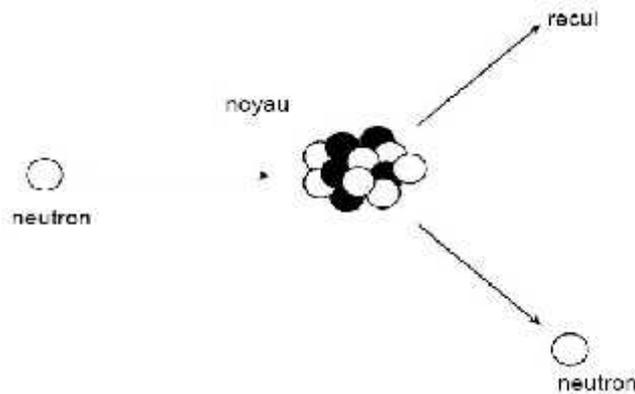


Figure 1-6: Diffusion élastique.

**b. Diffusion inélastique (n, n )**

Réaction à seuil. On trouve ce type de réaction dans l'interaction de neutron d'énergie élevée ( $E_n > 10 M$  ) avec des noyaux lourds. Elle est caractérisée par la formation de noyau composé et l'émission d'un neutron et du rayonnement gamma.

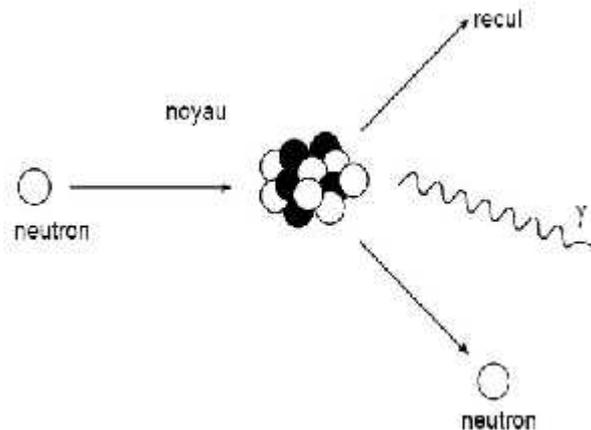


Figure 1-7: Diffusion inélastique.

**c. L'absorption neutronique**

**d. La capture radiative (n, )**

## CHAPITRE 1 : Rappels théorique sur l'interaction rayonnements matière

Cette réaction est la plus importante pour les neutrons thermiques. Elle est basée sur l'absorption de neutron par le noyau cible. Les produits de la réaction (n,  $\gamma$ ) sont presque toujours radioactives et des émetteurs beta et gamma.

**Exemple :**

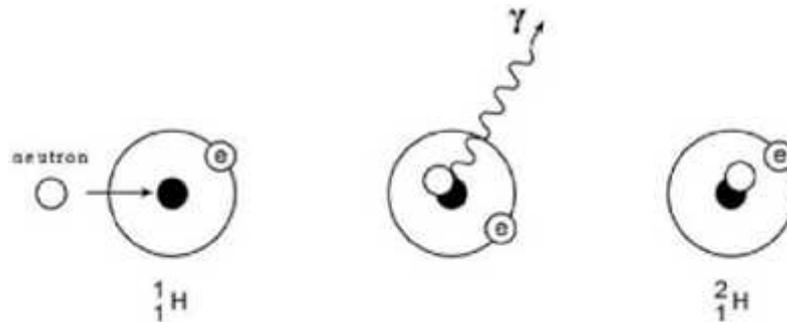
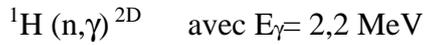


Figure 1-8: La capture radiative.

### e. Transmutation (n, $\gamma$ ) et (n, p)

La transmutation est la transformation d'un élément en un autre par une réaction nucléaire. Ces réactions sont possibles sur des noyaux cibles légères, pour lesquels la barrière coulombienne est suffisamment basse pour l'échappement de la particule chargée dans la voie de sortie [10,12].

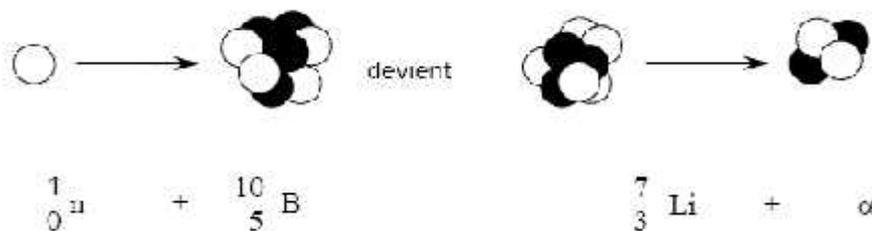
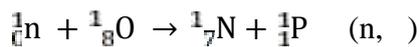


Figure 1-9: Réaction neutron-alpha (n,  $\alpha$ ).

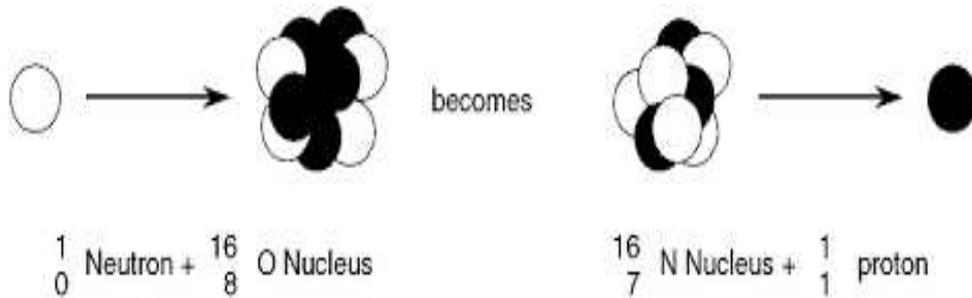
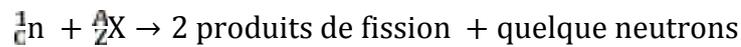


Figure 1-10: Réaction neutron-proton (n, p).

- **Réaction (n, 2n) :** pour des neutrons rapides au-dessus de quelques MeV on peut avoir des réactions à seuil (n, 2n).
- **Réaction de fission**



Ou : X est le noyau cible, A est le nombre de masse et Z est le numéro atomique.

La fission nucléaire est la rupture d'un noyau lourd qui se divise en deux noyaux plus légers dans un état excité, avec l'émission des neutrons et d'autres particules. Un noyau fissile peut fissionner s'il est bombardé avec un neutron thermique comme le cas de l'uranium  ${}_{92}^{235}\text{U}$  et le plutonium  ${}_{94}^{239}\text{Pu}$ . Un noyau fertile nécessite un neutron rapide pour induire la fission (l'uranium  ${}_{92}^{238}\text{U}$ ) [13].

### 1.4.3 Section efficace de neutron

La section efficace est la probabilité d'interaction des neutrons avec les noyaux cible.

- **Section efficace microscopique :**

La section efficace microscopique noté  $\sigma$  décrit l'interaction d'un neutron avec un seul noyau. Elle dépend de l'énergie E du projectile [15]. Son unité est le barn, tel que :

$$1b = 10^{-28} \text{ cm}^2$$

Chaque type d'interaction a sa propre section efficace microscopique on note [16] que  $\sigma_f$  est la section efficace de fission  $\sigma_{(n,\gamma)}$  : section efficace de capture radiative  $\sigma_t$  : section efficace de la diffusion inélastique et  $\sigma_s$  : section efficace de la diffusion élastique.

Comme la fission et la capture radiative se base sur l'absorption on a :

$$\sigma_a = \sigma_f + \sigma_{(n,\gamma)} \quad (1.12)$$

Avec  $\sigma_a$  : section efficace d'absorption. La section efficace microscopique totale  $\sigma_T$  est :

$$\sigma_T = \sigma_a + \sigma_t + \sigma_s \quad (1.13)$$

- **Section efficace macroscopique :**

La section efficace macroscopique noté  $\Sigma_T$  est donnée par la relation suivante :

$$\Sigma_T = N\sigma_T \quad (1.14)$$

Avec  $\Sigma_T$  : section efficace macroscopique totale, N le nombre d'atome de noyau cible par  $\text{cm}^{-3}$  et  $\sigma_T$  : section efficace microscopique totale en  $\text{cm}^2$ . Son unité est l'inverse de la longueur  $\text{cm}^{-1}$

### 1.5 Les sources de neutrons

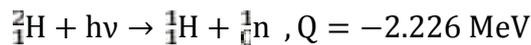
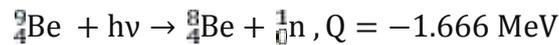
Il existe une grande variété de source de neutrons ,on cite les Source isotopique, le générateur nucléaire et le réacteur nucléaire

#### 1.5.1 Les sources isotopiques

On peut distinguer trois types de source isotopique : Les réactions (  $\alpha, n$ ), la fission spontanée et les réactions (  $\gamma, n$ ).

- **Les réactions (  $\alpha, n$  )**

La réaction (  $\alpha, n$  ) se produit lorsque l'énergie des  $\alpha$  est supérieure à l'énergie de séparation de neutron dans le noyau. On utilise juste deux éléments comme des noyaux cibles pour ce type de réaction, ils sont le béryllium  ${}^9\text{Be}$  et le deuton  ${}^2\text{H}$  .Les réactions pour ces deux éléments sont [18] :



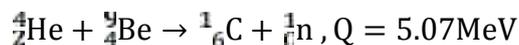
Les sources les plus utilisés comme des sources des rayonnements sont[18] : ${}^{226}\text{Ra}$ ,  ${}^{124}\text{Sb}$ ,  ${}^{124}\text{Ga}$  et le  ${}^{140}\text{La}$ .

- **La fission spontanée**

Le  ${}^{252}\text{Cf}$  de période de 2.65 année est un puissant émetteur des neutrons, ce qui le rend une bonne source de neutrons. Le flux des neutrons produit par cet élément est  $2.3 \cdot 10^{11} \text{ n} \cdot \text{s}^{-1} \cdot \text{g}^{-1}$  ou  $4.310^9 \text{ n} \cdot \text{s}^{-1} \cdot \text{C}^{-1}$  ,avec une énergie de 2.14 MeV [17].

- **Les réactions (  $\alpha, n$  )**

Les émetteurs  $\alpha$  induisent les réactions (  $\alpha, n$  ) et généralement le béryllium est l'élément utilisé comme une cible, Suivant la réaction  ${}^9\text{Be} (\alpha, n){}^{12}\text{C}$



## CHAPITRE 1 : Rappels théorique sur l'interaction rayonnements matière

On a plusieurs radioéléments qui peuvent être utilisés comme des sources et le tableau 1.2 Représente leurs caractéristiques [17]. L'intensité des neutrons indiquée au tableau 1.2 est calculée à partir de la relation suivante :

$$Y = 0.95 + 0.152 E_{\alpha}^{0.6} \quad (1.15)$$

Le spectre de neutrons est calculé à partir des informations nucléaires, par exemple l'énergie des  $\alpha$ , le pouvoir d'arrêt dans le béryllium, le diagramme des niveaux d'énergie.

L'intensité et l'énergie dépendent du mode de construction de la source, par exemple sa géométrie cylindrique, sa composition, la présence des radios émetteurs descendants etc.

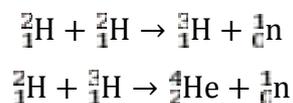
On choisit la bonne source pour l'analyse par activation neutronique que en tenant compte du prix, sa période, l'intensité de neutrons et enfin sa disponibilité.

**Tableau 1-2: caractéristiques des sources Be ( $\alpha$ , n).**

Nucléide	La période	$E_{\alpha}$ (MeV)	Intensité des $\alpha$ ( $n. S^{-1}$ ) $\times 10^6$	Intensité des n ( $n. S^{-1}. C^{-1}$ ) $\times 10^6$	Energie moyenne des neutrons en MeV
$^{238}\text{Pu}$	89 années	5.5	-	2.8	4.0
$^{239}\text{Pu}$	24.360 années	5.14	65	1.6	4.59
$^{210}\text{Po}$	138 jours	5.30	73	2.5	4.54
$^{241}\text{Am}$	458 années	5.48	82	2.2	4.46
$^{244}\text{Cm}$	18.1 Années	5.79	100	3.0	4.31
$^{242}\text{Cm}$	163 jours	6.10	118	4.0	4.16
$^{226}\text{Ra}$	1620 années	7.69	502	1.1	3.94
$^{227}\text{Ac}$	22 années	7.36	702	1.5	3.87

### 1.5.2 Le générateur de neutrons

Un générateur des neutrons permettant de produire un faisceau de neutrons mono énergétique [19]. Le fonctionnement d'un tel générateur repose sur une réaction nucléaire de fusion, deux réactions nucléaires utilisées pour produire des neutrons rapides avec des accélérateurs à basse tension [20] :



Le bilan énergétique  $Q$  pour ces deux réactions sont respectivement [21] :

$$Q_D = 2.7 M$$
$$Q_D = 17.590 M$$

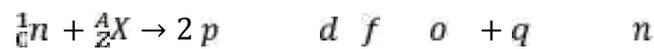
Les neutrons produits à une énergie de 2.5 MeV pour la réaction DD et 14.1 MeV pour la réaction DT [20].

Les ions de deutons sont accélérés sous une tension de 100 KeV à 400 KeV, à savoir le type de générateur et le but d'utilisations [22].

### 1.5.3 Le réacteur nucléaire

Sous l'effet d'une collision avec un neutron incident, un atome d'Uranium se brise en deux : cette fission produit l'éjection d'autres neutrons qui peuvent provoquer à leur tour une nouvelle fission, le tout s'accompagnant d'un grand dégagement d'énergie [23].

La réaction de fission :



Le réacteur nucléaire est un système permettant de contrôler cette réaction en chaîne et de récupérer l'énergie qu'elle dégage. Quatre constituants principaux sont nécessaires pour concevoir un réacteur nucléaire [24] :

- un combustible dans lequel se produit la fission.
- un fluide caloporteur, liquide ou gazeux, qui transporte la chaleur hors du cœur du réacteur pour ensuite actionner une turbine (turboalternateur) permettant la production d'électricité.
- un modérateur (sauf pour les réacteurs à neutrons rapides) qui permet de ralentir les neutrons afin de favoriser la réaction en chaîne
- un moyen de contrôle de la réaction en chaîne. Il en existe deux types :
  - a. des barres de commande constituées de matériaux absorbant les neutrons que l'on fait plus ou moins rentrer dans le cœur du réacteur.
  - b. des corps dissous dans l'eau dont on peut faire varier la concentration au cours du temps (par exemple du bore sous forme d'acide borique).

Les neutrons émis au moment de la fission peuvent provoquer d'autres fissions, créant la réaction en chaîne illustrée par la figure suivante :

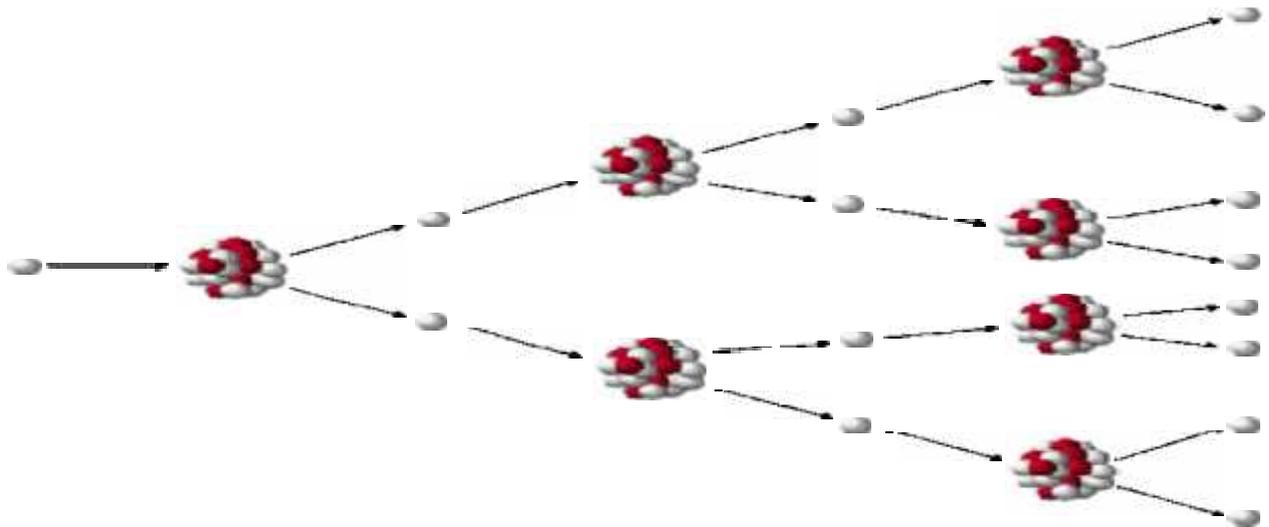


Figure 1-11: Réaction en chaîne.

Pour contrôler la réaction en chaîne dans un réacteur nucléaire, on utilise les barres de contrôle faites d'un matériau ' mangeur de neutrons ' tel que le cadmium.

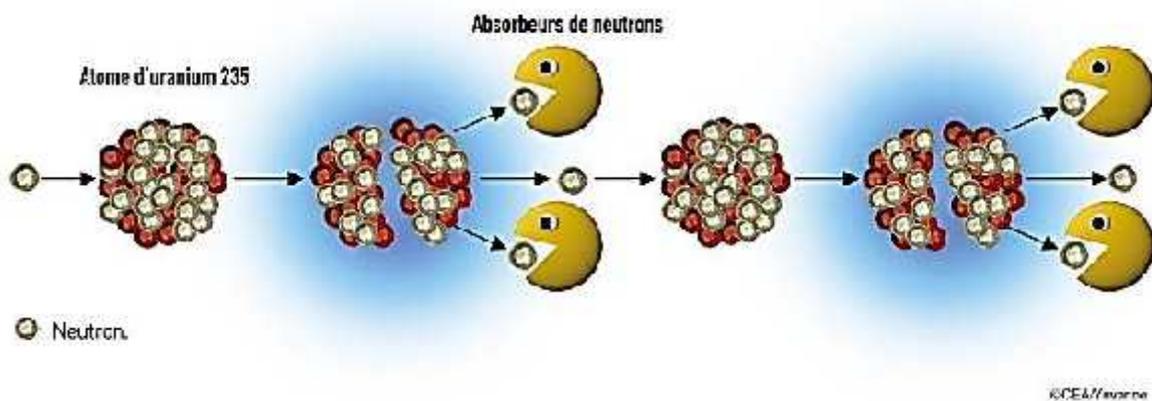


Figure 1-12:contrôle des réactions en chaîne.

### 1.6 La Radioprotection et la Dosimétrie

#### 1.6.1 Grandeurs physiques :

Les éléments radioactifs, d'origine naturelle ou artificielle, sont caractérisés par l'instabilité de leur noyau. Elle se manifeste par l'émission de particules (  $\alpha$  ,  $\beta$  , Neutrons) ou de photons (X,  $\gamma$ ) qui constituent les rayonnements ionisants, Détectables uniquement par des appareils appropriés. Ces rayonnements ont la propriété d'ioniser la matière, contrairement aux autres Rayonnements électromagnétiques tels que la lumière visible, les rayons infrarouges Ou les micro-ondes [25].

## CHAPITRE 1 : Rappels théorique sur l'interaction rayonnements matière

---

Un rayonnement est défini par les grandeurs particulières et énergétiques. Les grandeurs physiques utilisées en radioprotection sont essentiellement :

- l'énergie du rayonnement en MeV, et son intensité d'émission en %,
- l'activité de la source d'exposition en Bq ou débit de fluence : particules ou photons/cm<sup>2</sup>.s,
- la dose en Gy ou débit de dose en Gy/s
- le transfert linéique d'énergie en MeV/cm,
- le coefficient d'atténuation massique en cm<sup>2</sup>/g.

### a) Activité :

L'activité A d'une source radioactive est liée au nombre de noyaux susceptibles de se transformer. Elle est définie par la relation  $A = \lambda N$  (1.16)

### b) Constante radioactive :

Il est impossible de prévoir à quel moment un noyau radioactif va se transformer, car il s'agit d'un phénomène aléatoire. Par contre, il est possible de déterminer la Probabilité qu'il a de se transformer pendant l'unité de temps. Cette probabilité s'appelle la constante radioactive ( $\lambda$ ), c'est une caractéristique du noyau considéré.

Elle est indépendante des conditions physiques, chimiques et de l'âge de l'atome [26].

**c) Période Radioactive** : La période radioactive ou temps de demi-vie  $T_{1/2}$  est le temps au bout duquel l'activité de la source a diminué de moitié. Elle est liée à la constante radioactive par la formule :

$$\text{Temps de demi-vie} = T_{1/2} = 0,693/\lambda$$

Après n périodes, l'activité  $A_0$  est divisée par  $2^n$ .

### 1.6.2 La Radioprotection

La radioprotection désigne l'ensemble des mesures prises pour assurer la protection de l'homme. "La protection contre les rayonnements a pour but de protéger les individus, leurs descendants et le genre humain dans son ensemble, tout en permettant d'exercer des activités qui sont nécessaires mais qui pourraient entraîner une exposition aux rayonnements" [27-28].

### 1.6.3 Effets des rayonnements ionisants :

Deux types d'effets : effets déterministes et effets stochastiques et effets stochastiques

#### 1.6.3.1 Effets déterministes (également appelés non aléatoires ou non stochastiques)

Les effets déterministes résultent de la mort d'un grand nombre de cellules et sont donc associés aux lésions importantes de la molécule d'ADN. Ces effets sont dits à seuil, car si la mort de quelques cellules n'affecte pas les caractéristiques physiologiques d'un organe, la destruction d'un grand nombre de celles-ci va conduire à son dysfonctionnement. La durée de vie des cellules ainsi que le nombre éliminé journalièrement sont deux caractéristiques qui dépendent du tissu auquel appartiennent les cellules [29-30].

#### 1.6.3.2 Effets aléatoires ou stochastiques :

Effets stochastiques résultent de lésions non ou mal réparées des molécules d'ADN, conduisant à des cellules mutées qui ne sont pas entrées en apoptose et n'ont pas été éliminées par le système immunitaire

### 1.6.4 Les principes de la radioprotection :

La radioprotection, qui a pour objectif de prévenir et de limiter les risques sanitaires dus aux rayonnements ionisants quelles que soient leurs origines, constitue le socle sur lequel sont fondées les règles de prévention qui doivent être mises en place par l'employeur, développées par l'ICRP (Commission Internationale de Radioprotection Radiologique).

### 1.6.5 Principes fondamentaux de la radioprotection :

Des valeurs limites d'exposition fixées par la réglementation sont associées aux principes fondamentaux suivants [31].

- a) **La justification** : Toute activité entraînant une exposition aux Rayonnements ionisants doit être justifiée par une analyse des avantages qu'elle procure sur le plan individuel ou collectif, Notamment en matière sanitaire, sociale, économique ou scientifique.
- b) **La limitation** : Les doses individuelles reçues de différentes sources d'exposition dans différentes pratiques ne doivent pas dépasser les Doses limites aux travailleurs et aux membres du public.
- c) **L'optimisation** : Le niveau d'exposition des personnes aux Rayonnements ionisants, la probabilité de la survenue de cette exposition et le nombre de personnes exposées doivent être maintenus au niveau le plus faible qu'il est raisonnablement possible d'atteindre

### 1.6.6 Grandeurs physiques :

#### 1.6.6.1 Dose absorbée :

La dose absorbée qui correspond à la quantité d'énergie cédée par unité de masse de matière exposée aux rayonnements, est donnée par la relation :

$$D = \frac{dE}{dm} \quad (1.17)$$

D'après cette relation, dans le système international (SI) de mesures, une dose absorbée se mesure en joule par kilogramme.

#### 1.6.6.2 Débit de dose absorbé :

Le débit de dose absorbée; noté ( $D^\circ$ ), est la dose absorbée par unité de temps.

$$D^\circ = \frac{dD}{dt} \quad (1.18)$$

Dans le système international le débit de dose absorbée doit se mesurer en Gray par seconde ( $Gy.s^{-1}$ ). En pratique on utilise souvent des sous-multiples, comme les  $mGy.h^{-1}$

#### 1.6.6.3 Le kerma et le débit de kerma

est la quotient de  $dE_{tr}$  par  $dm$  Est la sommes des énergies cinétique initiale de toutes les particules chargées ou Directement ionisantes libérées par des particules non directement ionisantes dans un /Élément de matière de volume  $dV$ , de masse  $dm$ .

$$K = \frac{dE_{tr}}{dm} \quad (1.19)$$

Le débit de KERMA  ${}^\circ K$  est le quotient de  $dK$  par  $dt$  est la variation du KERMA /Pendant l'intervalle de temps  $dt$ .

$${}^\circ K = \frac{dK}{dt} \quad (1.20)$$

*Chapitre 2 :*  
*Matériels et Méthodes*

## Chapitre 2 : Matériels et Méthodes

Pour ce travail on utilise le code de simulation Geant4 basé sur la méthode de Monte Carlo et de Geant4, pour déterminer le débit de dose de neutrons (thermique, épi thermique, rapide,) et de gamma dans les salles du laboratoire où se trouve la source Radium-Béryllium.

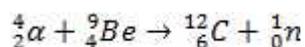
### 2.1 Source Radium-Béryllium

La source isotopique de neutrons la plus courante est la source  $^{226}\text{Ra-Be}$ . Le radium a une période de 1599 ans. C'est un émetteur de particules alpha dont la transition nucléaire est accompagnée par l'émission d'électron et de rayon X et gamma. Le tableau 3.1 présente les émissions d'énergies supérieures à 1 KeV dont le pourcentage est supérieur à 1%.

Tableau 2-1: les émissions principales du Radium 226.

Emissions Principales	Energie (KeV)	Pourcentage d'émission %
Alpha	4601	5.5
	4784	94
Electron	21	2.4
Gamma	186	3.6

La réaction de production de neutrons est la suivante :



La source  $^{226}_{88}\text{Ra}-{}^9_4\text{Be}$  d'activité de 3 mCi est disponible au département de physique de la faculté des sciences de l'université Saad Dahleb Bida 1 (figure3.1).En raison de la quantité limitée d'informations disponibles sur cette source, une recherche documentaire concernant la composition de nombreuses sources de neutron a été effectuée. En particulier, deux articles ont été trouvés très pertinents, les sources présentes dans ces articles sont similaires à la nôtre.



Figure 2-1: la source  $^{226}\text{Ra}$ -Be.

### Constitution de la source de neutrons :

**Le réservoir :** il est fabriqué en acier [C (0.004 %); Mn (1.59 %); P (0.011 %); S (0.008 %); Si (0.37 %); Cr (16,96 %); Ni (3.61 %); Mo (2.29 %); Fe (65.16 %)] [24], sous forme d'un cylindre de diamètre 49.5 cm et d'une hauteur 46.75 cm [26].

Le récipient contient de la paraffine qui agit comme un modérateur (densité =0.904 g/cm<sup>3</sup>). Il existe 7 canaux d'irradiation en aluminium, chacun de 30 cm de profondeur et 3 cm de diamètre. Ils sont disposés verticalement à l'intérieure de la paraffine. Les canaux 1, 2,3 et 4 sont à 7 cm de la source, 5 et 6 à 14 cm et le canal d'irradiation 7 est à 20 cm de la source [26] (figure 3.2, 3.3).



Figure 2-2: les canaux d'irradiation de la source.

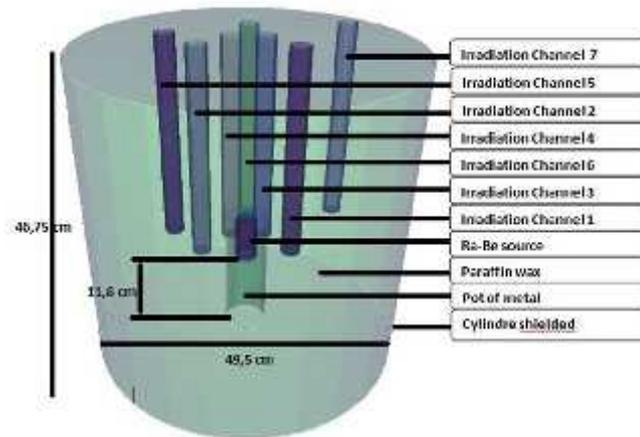


Figure 2-3: schéma de structure de la source Ra-Be.

**La source Radium-Béryllium :** La source est homogène, faite d'un mélange de  $^{226}\text{Ra}$  et de  $^9\text{Be}$ . Le rapport Be a Ra est de 1/5. La masse de cette combinaison est de 3 mg. Elle est doublement encapsulée dans un cylindre en acier de longueur 7 cm et 2 cm de diamètre.

Ce cylindre est placée à l'intérieure d'un autre cylindre en plomb de longueur 7 cm et 4 cm de diamètre.

La densité de la source est de  $3.94 \text{ g/cm}^3$ , avec une intensité maximale de neutrons de  $5 \cdot 10^4 \text{ n/s}$ . Le flux de neutrons produit est de  $3.9 \cdot 10^3 \text{ n/s.cm}^2$ .

La source  $^{226}\text{Ra-Be}$  est caractérisée par un spectre d'énergie continue qui peut atteindre jusqu'à 13 MeV et une énergie moyenne varie de 3.9 MeV à 5 MeV.

Parmi les descendants du radium 226 le  $^{222}\text{Rn}$  et le  $^{210}\text{Po}$  produisant des particules alpha qui contribuent à  $6/7=0.86$  des nombre de neutrons final.

Le Ra et ses descendants produisent des particules alphas dans la gamme d'énergie de 4.7 MeV - 7.7 MeV (tableau 3.2).

Tableau 2-2: les émissions alphas principales de Ra 226 et ces descendants.

Principales émissions	Energie (KeV)	Pourcentage d'émission (%)
Alpha	4784	94
	5304	100
	5490	100
	6002	100
	7687	100

Ces alphas interagissent avec le cortège électronique du Béryllium, par conséquent, leur énergies diminuent jusqu'à une valeur inférieure à 4 MeV (la barrière de potentiel de Béryllium est de 4 MeV), de ce fait seulement  $(1-1.5) \cdot 10^4$  des particules alphas peuvent pénétrer le noyau de Béryllium et produisent la réaction ( $\alpha, n$ ) [27].

## 2.2 Chaîne de détection gamma

La chaîne électronique associée au détecteur permet de réaliser le traitement du signal .Elle se compose d'un préamplificateur, d'un amplificateur, d'un convertisseur analogique-numérique et d'un analyseur multi canaux. Ce dernier est une carte d'acquisition, les canaux servant à la collecte du spectre rapides. Il permet le stockage des impulsions (précédemment codées) de même amplitude dans un canal. On obtient ainsi un spectre qui représente le nombre de coups reçus en fonction de l'énergie. Enfin, un ordinateur muni d'une carte d'acquisition et un logiciel "Maestro", permettent de recueillir le spectre en temps réel.

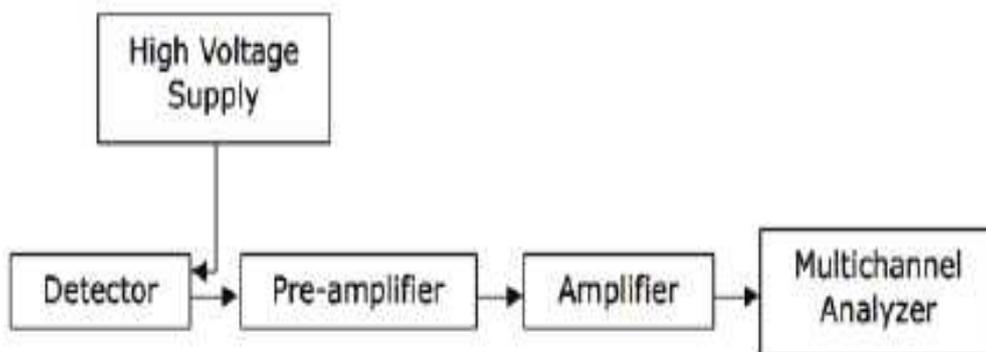


Figure 2-4 : la chaine de détection

### 2.2.1 Détecteur NAI(TL) :

C'est un Compteur à scintillation, Ce type de détecteur contient une substance que l'on appelle le scintillateur et un photomultiplicateur couplé à ce scintillateur. Les électrons des molécules du scintillateur passent dans un état excité sous l'action des rayonnements ionisants. La désexcitation des molécules du scintillateur s'effectue par émission de photons de fluorescence ou de phosphorescence On détecte donc une lumière émise entre 300 et 500 nm, la longueur d'onde étant caractéristique du scintillateur employé. Ce signal lumineux est ensuite converti en signal électrique. Ces scintillateurs cristallins sont caractérisés par une densité élevée et un nombre atomique élevé.

### 2.2.2 Préamplificateur :

Quand le signal électrique passe par cette première étape d'amplification, son amplitude sera multipliée par un facteur de 100. Nous utilisons un préamplificateur avant un amplificateur et au plus près du détecteur à cause du signal très faible qui résulte de la détection et qui est de l'ordre de micro-ampère qui peut être facilement atténué. Donc ce dernier permet au signal près-amplifié d'être envoyé sur une dizaine de mètres ce qui est souvent indispensable dans un environnement radioactif duquel le reste des appareils doivent être éloignés pour les protéger des radiations.

### 2.2.3 Amplificateur :

Le signal électrique doit passer par une deuxième étape d'amplification pour que le signal soit multiplié encore une deuxième fois par un facteur de 100 parce que le signal sortant du prés-amplificateur est encore faible (de l'ordre de quelques milliampères).

### 2.2.4 Codeur : Le convertisseur analogique numérique :

En passant par le codeur, le signal électrique sera codé sous le système binaire (nombres 0 et 1). Ces convertisseurs sont caractérisés par leur dynamique d'échantillonnages (12, 14 et 16 bits) qui permet d'affiner plus au moins la valeur associée au signal. Par suite, on distingue deux catégories de codeurs : 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. On remarque que selon la vitesse et la précision du traitement demandé, nous faisons le choix entre ces deux sortes de codage. Mais le nombre obtenu dans les deux convertisseurs représente l'énergie de la particule.

### 2.3 La méthode Monte Carlo

La méthode de Monte Carlo (MC) est une méthode statistique basée sur le tirage de nombres pseudo-aléatoires suivant des lois de probabilité où de fonctions de densité des probabilités qui décrivent des processus naturels, biologiques ou bien physiques.

La méthode MC est reconnue pour être la plus efficace pour estimer les distributions spatiales des particules et des dépôts d'énergie. En milieu médical, elle est utilisée dans la totalité des disciplines du diagnostic et de la thérapie par rayonnements, mais également pour la radioprotection. Les simulations de Monte Carlo sont utilisées pour modéliser la probabilité de différents résultats dans un processus qui ne peut être facilement prédit en raison de l'intervention de variables aléatoires, elles impliquent la génération de nombres pseudo aléatoires qui sont mis en forme selon certaines fonctions de densité de probabilité que l'on associe à un modèle. Le système simule directement le phénomène et n'a donc pas besoin de telles équations. La seule véritable contrainte est que ce système puisse être décrit en termes de fonction de densité de probabilité [28].

Il s'agit d'une technique utilisée pour comprendre l'impact du risque et de l'incertitude dans les modèles de prévision et d'anticipation.

Elles sont utilisées pour simuler des systèmes physiques et elles sont bien adaptées au calcul par ordinateur.

#### 2.3.1 Le principe de la méthode Monte Carlo

La trajectoire de chaque particule est simulée, individuellement, en tirant au hasard les paramètres physiques des interactions (position de l'interaction, nature de l'interaction, type de la particule secondaire créée, l'énergie transférée, l'angle de diffusion,...). Cette méthode permet de simuler " l'histoire " d'une particule individuelle dans un milieu atténuateur, en tenant compte du caractère probabilisable des différents phénomènes physiques pouvant être rencontrés lors de sa traversée [27].

#### **Remarque :**

Une histoire commence par la naissance de la particule (émission à partir d'une source) et se termine par sa mort (absorption ou fuite). La Figure 3.4 représente un organigramme simplifié de la construction d'une histoire [28].

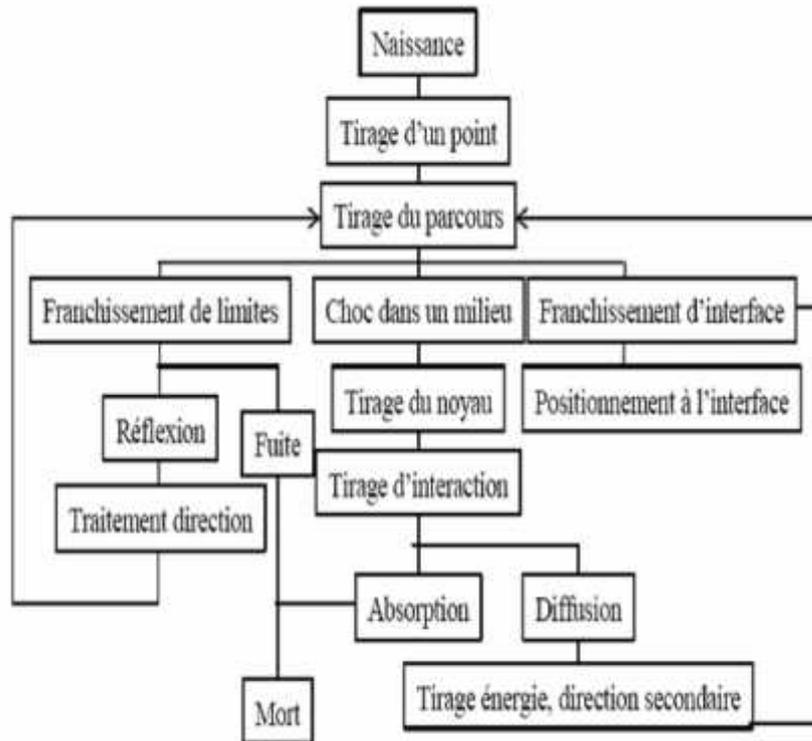


Figure 2-5: Historique et traçabilité d'une particule dans un milieu ralentisseur.

### 2.3.2 Le générateur de nombre aléatoire

Les nombres obtenus doivent constituer une série non reproductible, mais le test de non reproductibilité est difficile à réaliser. De plus, le stockage des résultats au cours du calcul, encombre la mémoire de l'ordinateur. Pour contourner ces difficultés, on utilise actuellement des nombres pseudo aléatoires qui sont différents des nombres aléatoires par le fait que lorsque le premier est arbitrairement choisi, toute la suite est complètement déterminée et reproductible. Cette méthode fait appel aux ordinateurs.

## 2.4 Geant4

Geant4 (GEometryANdTracking) est une boîte à outil pour la simulation de transport de particules à travers la matière. Ces domaines d'applications incluent la physique des hautes énergies, la physique nucléaire et la physique des accélérateurs.

L'origine du développement de Geant4 remonte à deux études menées indépendamment au CERN (Conseil Européen pour la Recherche Nucléaire) et au KEK (High Energie Accelerator Research Organization in Japan) [31] en 1993.

Geant4 a été conçu et développé par une collaboration internationale, constituée de nombreuses personnes et d'un certain nombre d'instituts de coopération de grandes

Expériences et d'universités. Il est fondé sur l'expérience cumulée de plusieurs Contributions dans le domaine de la simulation Monte Carlo des détecteurs en Physique nucléaire et des processus physiques. Tandis que géographiquement le développement de logiciel et les systèmes orientés vers des objets à grande échelle ne sont plus une nouveauté, nous considérons que Geant4 est une grande plateforme collaborative pour laquelle plusieurs projets scientifiques ont contribué à son développement.

GEANT4 inclut un ensemble complet de modèles physiques décrivant le Comportement de nombreuses particules dans la matière sur une très large gamme d'énergie. Ces modèles ont été rassemblés à partir des données et de l'expertise acquise pendant de nombreuses années par les physiciens du monde entier, ainsi que de l'expérience apportée par le développement de la version antérieure GEANT3.

Tous les aspects du processus de simulation sont intégrés dans le code :

- La géométrie du système.
- Les matériaux impliqués.
- Les particules fondamentales impliquées.
- La génération des événements primaires.
- Le suivi des particules à travers les matériaux et les champs électromagnétiques.
- La réponse des détecteurs sensibles.
- Le stockage des événements.
- La visualisation des détecteurs et des trajectoires de particules.
- L'analyse des données de simulations.

Au cours du développement du Geant4, la collaboration actualise toujours les documentations sur les modèles physiques et le guide d'installation et du développement. Elle répond régulièrement sur les questions posées par les utilisateurs du Geant4 dans le forum en ligne[29].

Au cours du développement du Geant4, la collaboration actualise toujours les documentations sur les modèles physiques et le guide d'installation et du développement. Elle répond régulièrement sur les questions posées par les utilisateurs du Geant4 dans le forum en ligne [30].

Actuellement, ce code permet de couvrir la plus grande gamme de phénomènes physiques allant de la physique médicale à la physique des particules relativistes. La figure 3.2 illustre la structure générale du code Geant4. Elle se compose de plusieurs catégories de classes C++ où

chacune d'elles décrit les composants essentiels pour la simulation. Ces classes sont organisées en dix-sept catégories [29] :

**La catégorie Global** : gère le système d'unité, les constantes numériques et les nombres aléatoires.

**La catégorie Rep.Graph** : elle assure l'affichage à l'écran.

**La catégorie Matériel** : regroupe toutes les classes nécessaires à l'utilisateur pour définir n'importe quels matériaux dans la simulation.

**La catégorie Intercoms** : elle assure la communication entre les différentes catégories de Geant4.

**La catégorie partielle** : gère les propriétés physiques des particules comme la masse par exemple.

**La catégorie Géométrie** : regroupe toutes les classes nécessaires à l'utilisateur pour créer une configuration bien précise. Parmi ces classes par exemple, la classe « G4Box » utilisée pour créer un parallélépipède.

**La catégorie Track** : regroupe toutes les classes concernant les « Track » (trajectoire des particules) et les « step » (pas entre deux interactions successives d'une particule) des particules.

**La catégorie Processus** : contient le regroupement des classes concernant le processus physique décrivant les interactions des particules avec la matière.

**(La catégorie Digit, Hits** : sert à enregistrer des informations (grandeurs physiques) liées à des éléments de la géométrie pour simuler la réponse du détecteur.

**(La catégorie Tracking** : pour suivre les particules ; regroupe toutes les classes utilisées par l'utilisateur pour accéder aux informations des classes de Track, comme par exemple l'énergie déposée au cours d'une trajectoire ou le nombre de particules secondaires produites tout au long d'une trajectoire.

**(La catégorie Event** : regroupe les classes utilisées par l'utilisateur pour la génération des particules primaires.

**(La catégorie Run** : un run est un ensemble d'événements simulés obtenus dans les mêmes conditions, c'est-à-dire que les paramètres d'entrée de la simulation ne varient pas au cours d'une exécution du logiciel. Ce module gère des informations relatives à l'ensemble des événements de la même exécution.

**(La catégorie Redout** : permet de gérer l'empilement ; elle est utilisée pour le découpage artificiel de la géométrie ou l'on veut récupérer des informations.

**(Lacatégorie Persistance :** c’est une interface qui permet d’enregistrer et de retrouve rune exécution, un événement, des grandeurs physiques ou une information géométrique via une base de données en vue d’une analyse séparée de la simulation.

**(La catégorie Interfaces :** travaille sur les interfaces des catégories de l’outil, gère l’interactivité entre l’utilisateur et geant4 via des commandes qui peuvent être exécutées au début de chaque run.

**(La catégorie Visualisation:** permet de visualiser la géométrie du détecteur, la trajectoire des particules, leurs interactions avec le détecteur.

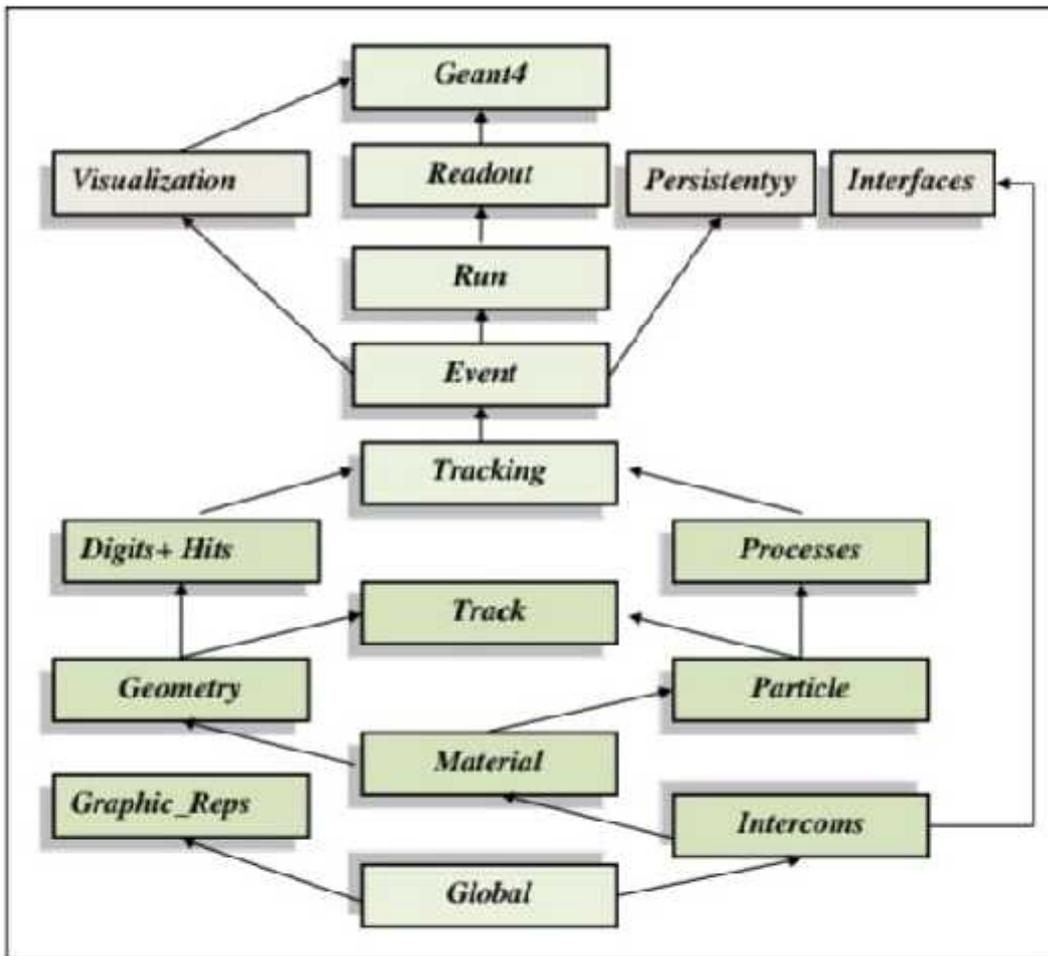


Figure 2-6: Architecture globale du code Geant4.

### 2.4.1 Fonctionnement générale du code Geant4

Geant4 est une plate forme qui met en disposition plusieurs catégories de classes’adaptant à toute la physique des rayonnements, selon le choix de l’application que désire l’utilisateur à simuler. Toute application est organisée à partir d’une méthode principale, appelée, «**main**», comportant en une instance de la classe **G4runmanager**, indispensable pour l’initialisation et le déroulement d’un simulation.

Trois classes fondamentales doivent lui en être implémentées et déclarées :

**G4VUserDetectorConstruction** : contient toutes les informations sur la nature de la géométrie, la structure des volumes qui forment la cible, leurs positions, les différents matériaux, des informations sur les détecteurs et l'environnement virtuel dans lequel les particules interagissent. Les champs électromagnétiques y sont décrits également.

**G4VUserPrimaryGeneratorAction** : cette classe génère les particules primaires en spécifiant les caractéristiques initiales des particules tels que : type, énergie, nombre de particules, direction de la source ... Etc.

**G4VUserPhysicsList** : dans laquelle une liste des particules et des différents processus physiques d'interaction qui doivent être pris en compte lors de la simulation y sont définis. Puis, il existe des classes optionnelles dites « classe d'action » ou « user Hooke » qui sont utilisées pour récupérer, extraire et analyser des informations à différentes étapes de la simulation.

**G4UserEventAction** : permet l'exécution de plusieurs actions au niveau de chaque évènement « histoire » et à en avoir des informations à sa fin. Ce dernier, appelé en anglais « Event » inclut la génération des particules primaires, leur suivi et celui des particules secondaires créées, jusqu'à leur mort. Ainsi que ses résultants. L'ensemble de ces histoires, constitue le Run.

**G4UserSteppingAction**: appelée « step », permettant de connaître des informations au début ou à la fin de chaque pas des particules et qui peuvent même être enregistrées.

**G4UserRunaction** : cette classe aide à utiliser des informations au début et à fin du Run. Au début, des histogrammes sont créés et puis à la fin ils sont enregistrés dans un fichier root.

.La structure d'un exemple d'application de Geant4 est illustrée sur la figure. On y trouve toutes les classes et les méthodes appelées par chaque étape de code de simulation. Dans la classe concrète dérivant de **G4VUserDetectorConstruction**, les matériaux et la géométrie, les régions sensibles (régions dans lesquelles les grandeurs d'intérêt peuvent être enregistrées) et les attributs de visualisation sont définis.

L'ensemble des particules, des processus physiques et les seuils de production des particules secondaires que l'utilisateur décrit dans la classe concrète dérivée de **G4VUserPhysicsList** est communément appelée une «**physicslist**». Enfin, la classe concrète dérivant de

**G4VUserPrimaryGeneratorAction** définit l'énergie, la direction, la distribution spatiale et le type des particules primaires. Par ailleurs,

GEANT4 fournit cinq classes pour que l'utilisateur puisse contrôler la simulation. Ces classes contiennent des méthodes qui sont invoquées à des étapes particulières de la simulation :

- Au début et à la fin de la simulation via la classe **G4UserRunAction**.
- Au début et à la fin d'une histoire (appelée « event ») via **G4UserEventAction**.
- Au début de chaque histoire, quand l'ensemble des particules à simuler est incrémenté ou vide via **G4UserStackingAction**.
- Au début ou à la fin de chaque trajectoire via **G4UserTrackingAction**.
- Au début ou à la fin de chaque pas (appelé « step ») via **G4UserSteppingAction**.

### 2.4.2 Utilisation de Geant4

Dans une simulation typique dans Geant4, l'utilisateur a besoin au minimum de trois fichiers contenant trois types d'informations fournis par lui-même :

- **Le premier fichier** contient les informations sur la géométrie de la modélisation et les matériaux utilisés, à titre d'exemple pour définir l'air (composé de 30% O<sub>2</sub> et 70% N<sub>2</sub>) on écrit :

```
G4Element* N = new G4Element ("Nitrogen", "N", 7, 14.01*g/mole);
```

```
G4Element* O = new G4Element ("Oxygen" , "O", 8, 16.00*g/mole);
```

```
G4Material* Air = new G4Material ("Air", 1.29*mg/cm3, 2);
```

```
Air->AddElement(N, 70*percent);
```

```
Air->AddElement(O, 30*percent);
```

Notons ici que Geant4 permet à l'utilisateur de définir plusieurs formes élémentaires (parallélépipédique, sphère, cône, .... etc.), et même des formes plus compliquées, à titre d'exemple pour définir un parallélépipédique de Dimension 2 cm × 3cm × 10cm on écrit :

```
G4Box* my box = new G4Box ("box1", 1*cm, 1.5*cm, 5*cm);
```

- **Le deuxième fichier**

Contient les informations sur les particules incidentes (types de ces particules, leur énergie primaire, leurs charges, la direction des faisceaux, le nombre des particules émises). Par exemple, pour définir une source de neutrons qui contient 100 particules, avec une énergie primaire de 14 MeV et qui voyage dans la direction de l'axe des z, on écrit :

```
G4int n particule = 1 ;
ParticleGun = new G4ParticleGun (n_particule) ;
G4ParticleDefinition* particule= G4ParticleTable :
GetParticleTable()-FindParticle("neutron") ;
ParticleGun->SetParticleDefinition(particule) ;
ParticleGun->SetParticleMomentumDirection (G4ThreeVector(0.,0.,1.)) ;
ParticleGun->SetParticleEnergy(14*MeV) ;
ParticleGun->SetParticlePosition(G4ThreeVector(0.*cm,0.*cm,-11.*cm)) ;
```

- **Le troisième fichier**

contient les informations sur toutes les particules utilisées dans la simulation, incluant les particules secondaires qui peuvent être générées par les interactions des particules primaires. Il contient aussi, tous les processus physiques attribués à chaque particule dans la simulation. L'utilisateur peut ajouter d'autres fichiers optionnels, s'il veut récupérer des Informations durant la simulation. La FIGURE3.2 montre la structure Générale d'une simulation par Geant4 ou les fichiers encadré en rouge sont Obligatoires et celles en vert sont optionnelles. Pour l'analyse de données issues d'une simulation sous Geant4, il existe plusieurs logiciels qui peuvent faire cette tâche, généralement nous utilisons le logiciel ROOT pour l'analyse des données. Ce dernier un logiciel libretraitement des données écrit en C ++. Il est développé au CERN dans les années 90 par les physiciens des particules élémentaires et asturo-particules ,mais son utilisation a été élargi pour d'autre domaine en physique.

ROOT est composé de différentes classes, qui couvrent des champs aussi variés que la création des histogrammes et des graphiques en 1,2 et 3 dimensions, la représentation des fonctions, la manipulation d'image, les calculs statistiques, les flux entrées/sorties, le stockage... ect.[29].

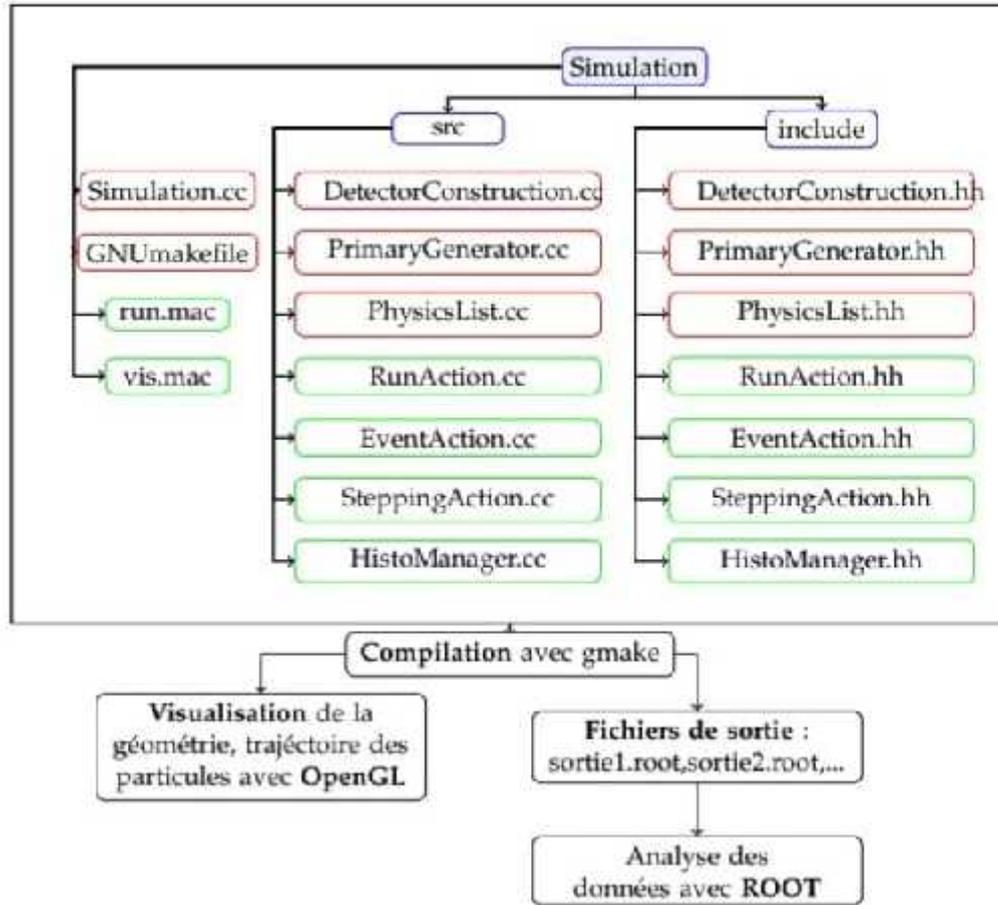


Figure 2-7: Structure générale d'une simulation dans Geant4.

### 2.4.3 Définition des particules et des processus physiques

Suivant les définitions de la collaboration GEANT4, un processus est défini comme une classe C++ qui décrit comment et quand un type d'interaction physique se produit le long de la trajectoire d'une particule. Une grande variété de processus physiques peut être simulée avec GEANT4, répartis en quatre catégories [29] :

- **Electromagnétiques**

(Sous-catégories "standard", "basse énergie", et photons "optiques"), la physique électromagnétique est implémentée dans Geant4 pour simuler les interactions électromagnétiques pour les applications des leptons, des photons, des hadrons et des ions. Les processus électromagnétiques pour les applications de physique médicale sont listés dans le tableau. Ces processus doivent être associés à un des modèles qui peuvent être combinés suivant l'énergie de la particule et/ ou des régions de détecteur [29].

### ▪ **Hadroniques :**

(Processus hadroniques purs, désintégration radioactive, interactions photon noyau, lepton-noyau), les modèles hadroniques décrivent les processus hadronique pure valable de 0 MeV jusqu'au 100 PeV. Les interactions hadroniques sont distinguées par les énergies des hadrons incidents, ou nous pouvons distinguer entre deux domaines, domaine des interactions à basse énergie (pour des énergies jusqu'à quelques GeV et ils sont traités par les modèles : les cascades binaires (binary cascade), cascade intranucléaire de Bertini (Bertini cascade), et domaine des interactions à haute énergie (quelques GeV à centaines TeV qui sont traités par les modèles : QGS (Quark Gluon String), Fritiof, LHEP).

### ▪ **Décroissance :**

(Décroissance des particules en vol et au repos, et chaîne de désintégration).

### ▪ **Transport :**

Le processus de transport gère le suivi des particules dans les volumes en présence ou pas-d'âne champ électromagnétique. Ce processus est responsable de la détermination de la limite géométrique d'une étape de transport en calculant la distance à la prochaine frontière. Quand la particule arrive à une frontière, le processus transportation localise le prochain volume devant accueillir la particule. Ce processus doit obligatoirement être assigné dans la physiques List [30]. Dans l'application radio thérapeutique, les processus qui sont implémentés sont les processus électromagnétiques et le processus de transport.

## 2.5 Simulation de la source Radium-Béryllium par le code Geant4

La source isotopique de neutron  $^{226}\text{Ra-Be}$  a été simulée par le code Monte Carlo et avec l'aide de Geant4 Visual Editor Version 19L.

Elle est considérée comme une source ponctuelle au centre des coordonnées (0.0.0).Le réservoir autour de la source a été rempli de paraffine sauf dans les canaux définis précédemment. Parmi les 7 canaux on a simulé 3 canaux l'un à 7 cm, 14 cm et à 20 cm, contenant à l'intérieure l'échantillon à irradier et le reste c'est de l'air. L'échantillon à irradier a été modélisé dans différentes positions à l'intérieur des canaux.

En outre, le tableau 2.4 montre les propriétés physiques des éléments utilisés dans la simulation :

Tableau 2-3:les propriétés physiques des éléments utilisés dans le Geant4.

Le nom	Les dimensions	Remarque
Le réservoir	Cylindre en acier : H=46.75 cm, D=49.5 cm.	Rempli en paraffine.
La source Ra-Be	Cylindre en acier : H=7 cm, D=2cm.  Cylindre en plomb : H=7 cm D=4 cm.	
Les canaux	Tube en aluminium : H=30cm, D= 3 cm.	Rempli de l'air et l'élément d'irradiation.
Les canaux	Tube en aluminium : H=30cm, D= 3 cm.	Rempli de l'air et l'élément d'irradiation.

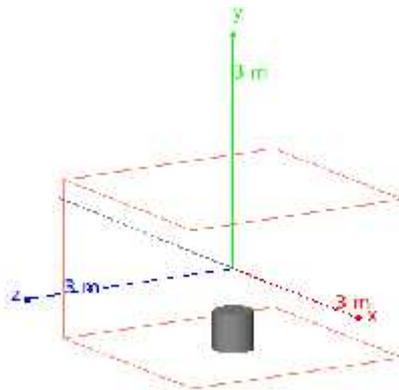


Figure 2-8: la géométrie de la chambre par le Geant4.

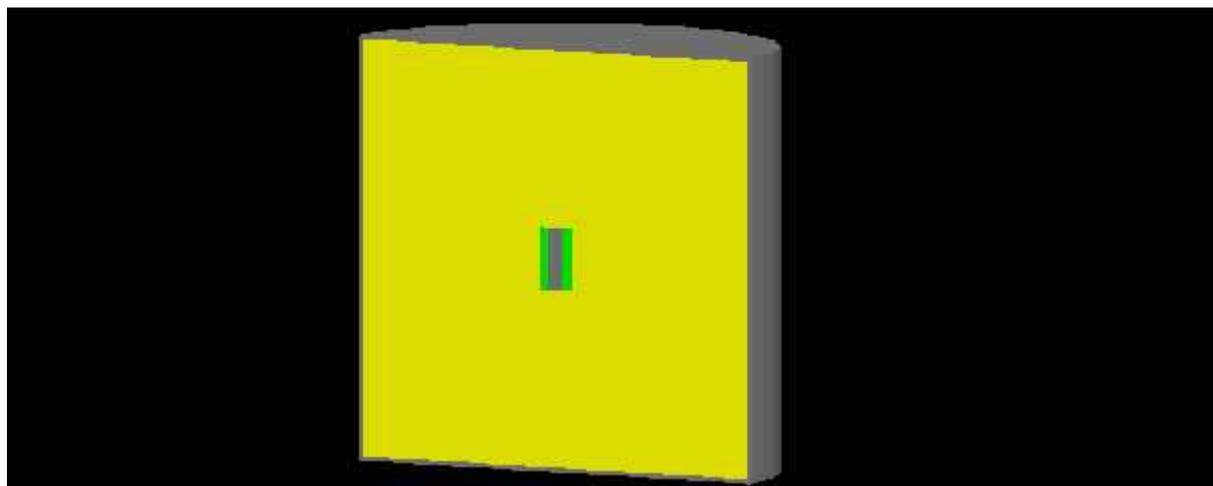


Figure 2-9 : la géométrie de la source Ra-Be par le Geant4.

### 2.6 Dose efficace annuelle :

Rappelons que la dose efficace est une dose biologique très utilisé en radioprotection, qui sert à évaluer l'exposition d'une personne individuelle aux rayonnements. Son expression a été définie par UNSCEAR (2000) :

$$E \text{ (mSv/y)} = D \text{ (nGy.h}^{-1}\text{)} \times 8766 \times 0.8 \times 0.7 \times 10^{-6} \quad 1$$

Où 8766 (exprimé en heure) représente le nombre d'heures pour une année, 0.8 est le facteur de pondération qui implique que 80 % du temps est dépensé à l'intérieur de ces construction,

Alors que 0.7 représente le facteur de conversion d'une dose absorbée à une dose efficace dans le laboratoire LPTHIRM.

*Chapitre 3 :*  
*Résultats et discussions*

## Chapitre 3 Résultats et discussions

### 3.1 Introduction

Ce chapitre se base sur la comparaison pour la particule gamma et la discussion des résultats que nous avons obtenus pour les neutrons et le gamma lors de la simulation des quatre spectres laide de code Geant4, avec les données acquises dans l'article référencé [26]. On utilise "gnuplot "(c'est une commande) pour dessiner les résultats sous forme de graphes.

Les renseignements que nous avons retenus de ce travail sont très importants pour bien connaitre du débit de dose de neutron (thermique, épi- thermique et rapide) et des gammas de la source de neutron du laboratoire LPTHIRM

Les résultats obtenus sont représentés par les fichiers de sortie de code Geant4, les tableaux (3.1 3.2) et les figures 3.1-32-33-34.

**Tableau 3-1:Tableau représenté le nombre de particule émis dans chaque canal.**

Particules	Energie	Nombre de Particules incident
Neutron thermique	0.025 eV	1195
Neutron épi -thermique	0.4 eV	1912
Neutron rapide	4 MeV	3320
Gamma	4.43 MeV	21178

-On a calculé le nombre de particule incident par la relation suivante :

$$A (T)= N(T) \quad 3.1$$

3.2 Pour Les neutrons :

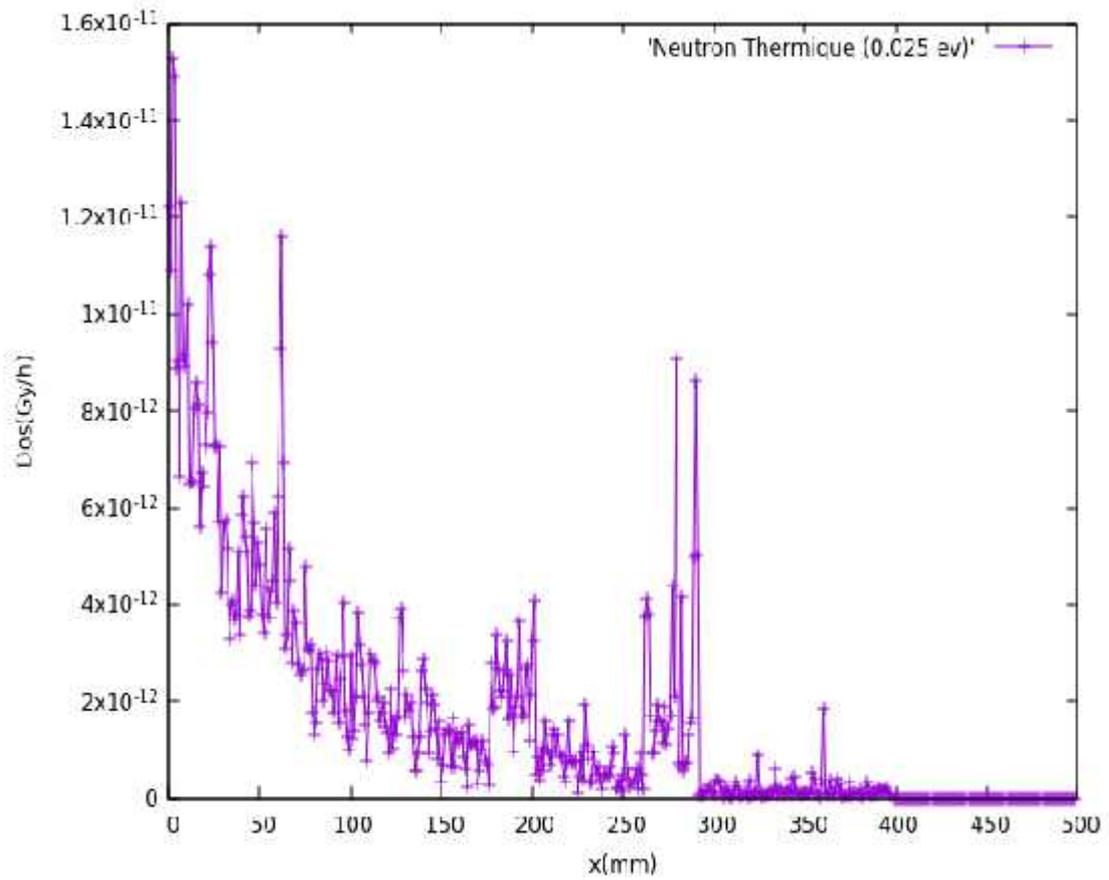


Figure 3-1: le débit de dose de neutron thermique (0.025 eV).

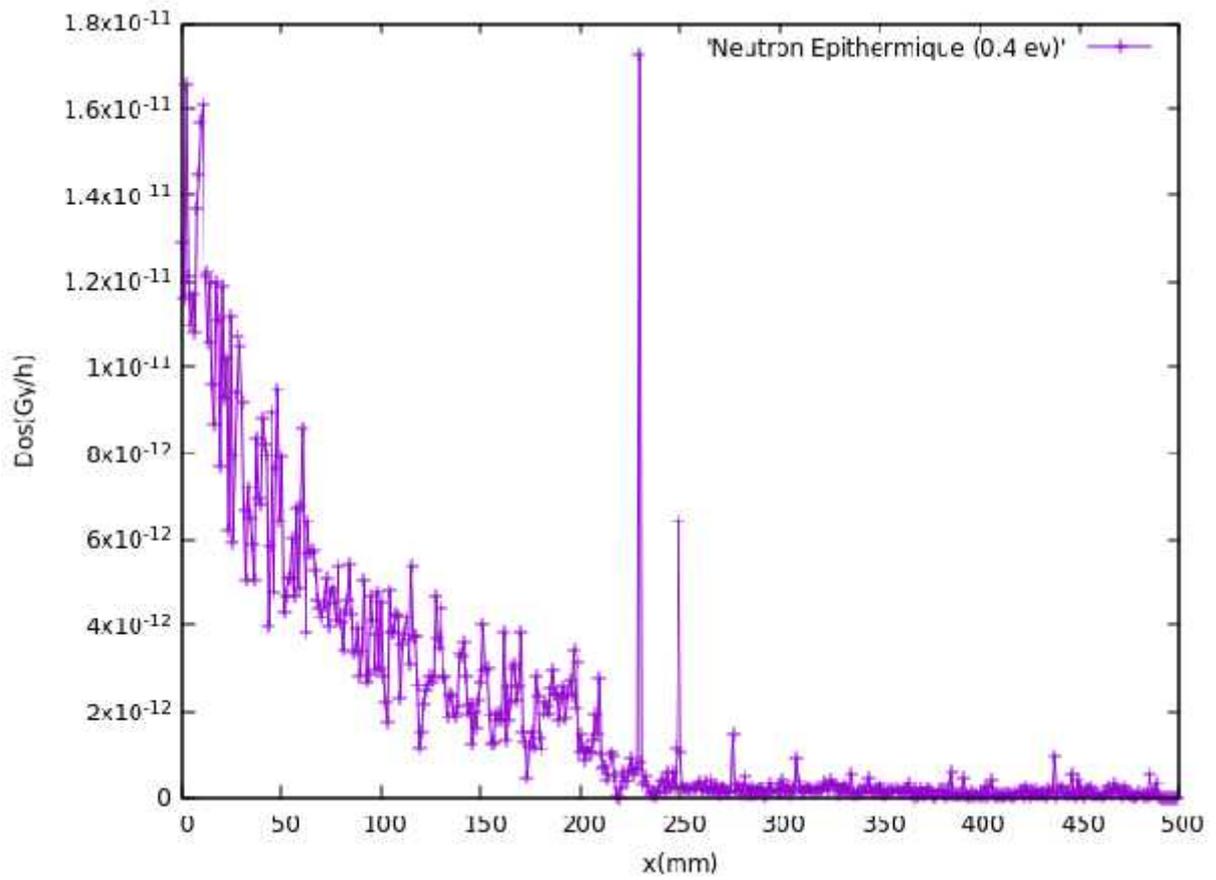


Figure 3-2: le débit de dose de neutron épi -thermique (0.4 eV)

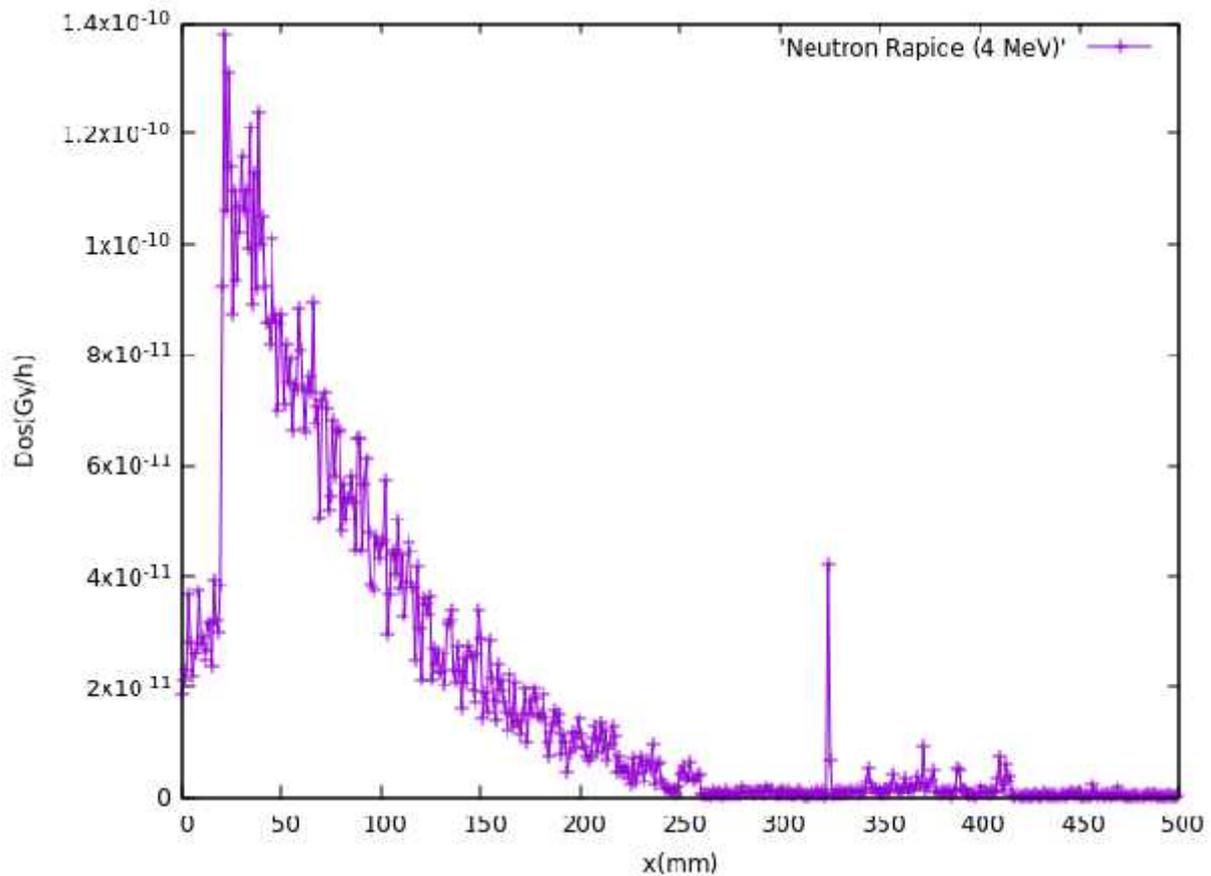


Figure 3-3: le débit de dose de neutron rapide (4 MeV).

### 3.3 Discussions des résultats de spectre 1 et 2 ,3 :

Ces résultats indiquent que le débit de dose de neutrons thermique épi- thermique et rapide diminue lorsque la distance canal – source augmente, cela peut être justifié par l’absorption des neutrons par le modérateur (paraffine) par des chocs successifs élastiques

Le débit de dose est plus intense dans le canal rapide  $1.4 \times 10^{-10}$ . Cette quantité diminue progressivement dans les canaux thermique  $1.6 \times 10^{-11}$  et épi -thermique  $1.8 \times 10^{-11}$ . Parce que le canal de neutron rapide est plus proche de la source (cellule située à 7 cm)

Si l’énergie des neutrons augmente (thermique à 0,025 eV, épi -thermique à 0.4 eV et rapide à 4MeV), le débit de dose augmente selon la relation suivante :

$$D=dE/dm \quad 3.2$$

Le neutron rapide émis par la source de Radium-Béryllium entre en collisions avec les protons de la paraffine (n-p), qui ont pour effet de réduire leur énergie cinétique jusqu’à

devenir des neutrons thermiques, (le transfert d'énergie cinétique entre les particules est maximal lorsque leurs masses sont identiques, ce qui est le cas du neutron-proton  $m_p \approx m_n$ ).

### 3.4 Pour Les Gammas :

Suite à une désintégration de Carbone 12 ( $^{12}\text{C}$ ) le noyau fils peut se trouver dans un état excité et se désexcite spontanément vers un autre niveau excité ou vers le fondamental par émission gamma . L'énergie des rayonnements issus de la radioactivité est comprise entre quelques dizaines de KeV et 4 MeV. La différence avec les autres modes de décroissance est que celui-ci ne change ni le nombre de proton ni le nombre de neutrons

Ce schéma représenté laboratoire de physique théorique et l'interaction rayonnement matière dans université Saad Dahleb-Blida

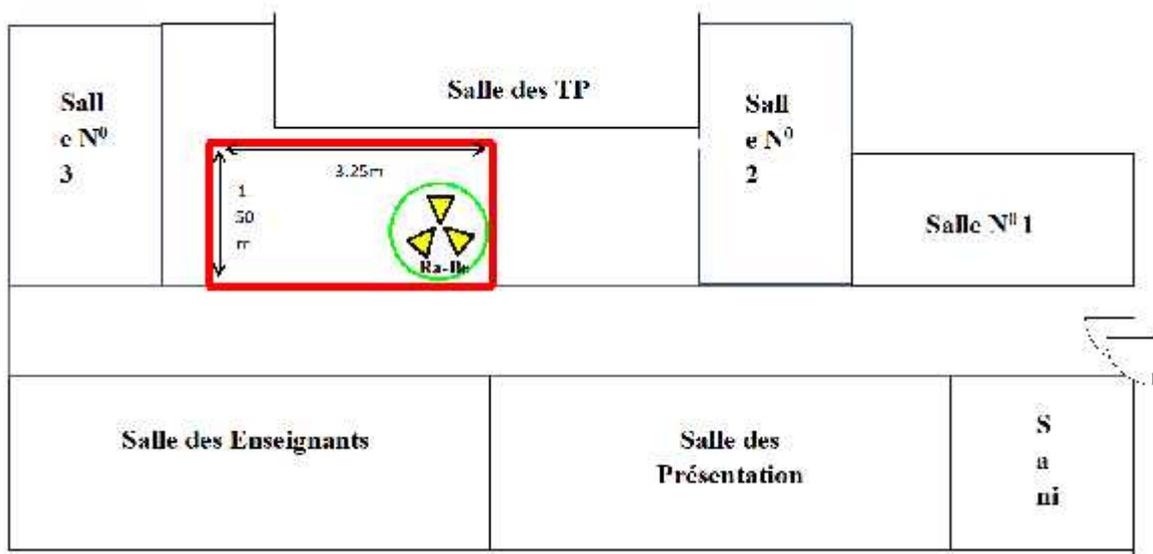
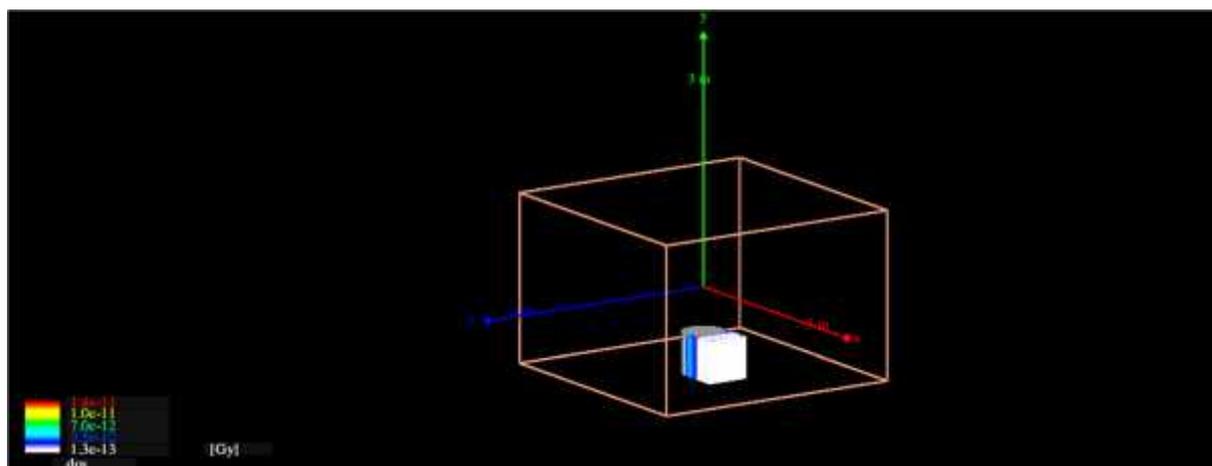


Figure 3-4: Le plan de laboratoire LPHIRMA

A Partir de tableau 3.4 on remarque que le débit de dose et la dose efficace annuelle sont supérieurs dans la chambre où il y a la source que dans le couloir et la salle de TP.

**Tableau 3-2: Débit de dose et dose efficace annuelle à différentes positions dans le laboratoire LPTHIRM.**

Position	Débit de dose ( $\mu\text{Sv/h}$ )	Dose efficace annuelle ( $\text{mSv/y}$ )
A l'intérieur de chambre (Ra-Be)	3.15	$1.546 * 10^{-5}$
Couloire	0.45	$2.209 * 10^{-6}$
Salle de TP	0.88	$4.319 * 10^{-6}$



**Figure 3-5: Visualisation en 3D de gamma et pour les neutrons par le code Geant4.**

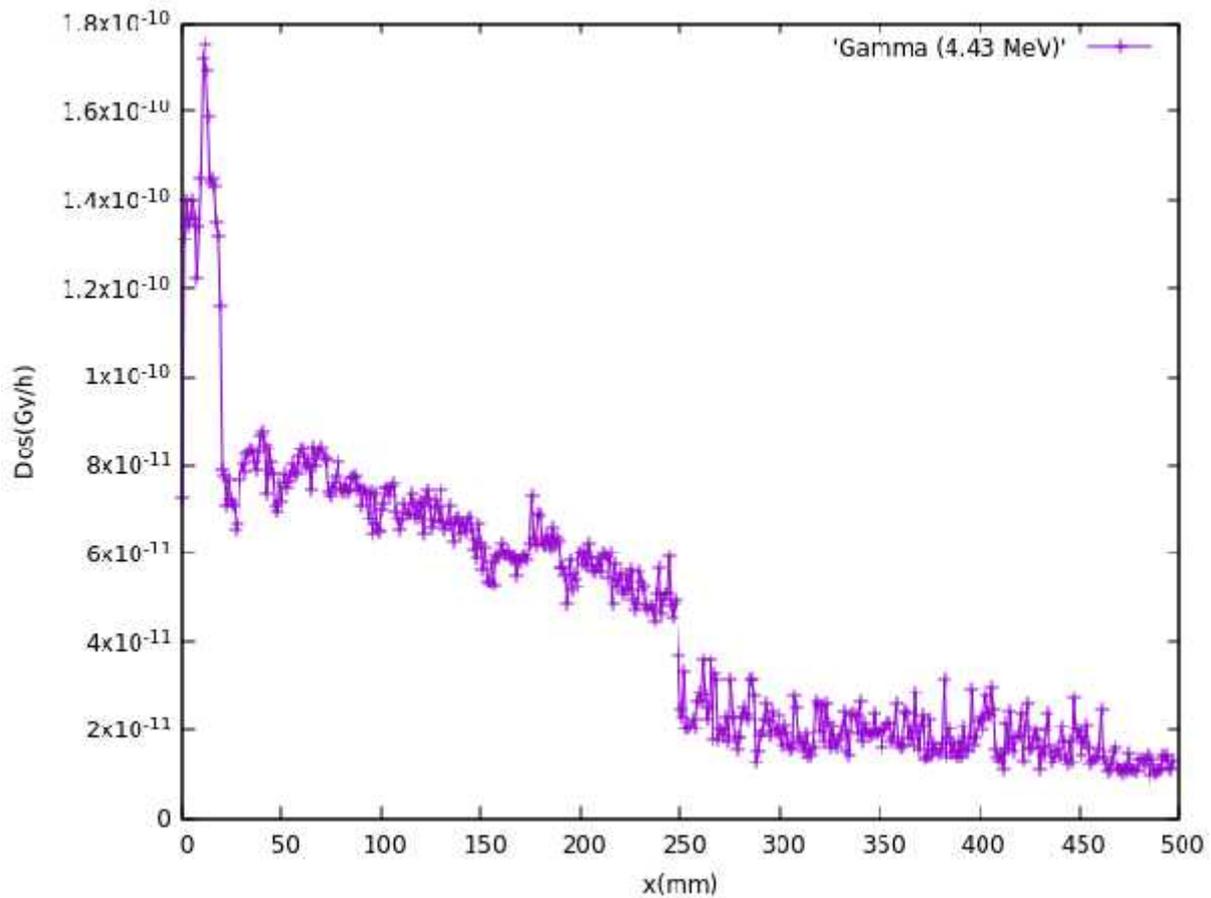


Figure 3-6: le débit de dose de gamma (4.43 MeV).

### 3.5 Discussions et interprétation

- Spectrométrie gamma avec un détecteur à scintillation, le pic correspond à une absorption totale par effet photoélectrique avec valeur maximale de dose est  $1.8 \times 10^{-11}$  Gy/h.
- Le débit de dose de particule gamma diminue d'une valeur ( $2 \times 10^{-22}$  Gy/h) lorsque l'énergie diminue car la distance canal-source à (250 cm-500 cm) augmente.
- La désexcitation de l'enceinte (carbone) après son excitation par les photons gammas de la source  $^{226}\text{Ra-Be}$ .
- On obtient le front Compton.
- Contrairement à l'effet photoélectrique où l'absorption est totale, avec l'effet Compton, une partie de l'énergie peut sortir du détecteur par la simulation sans être comptabilisée et donne lieu au fond Compton qui s'arrête au niveau du front Compton donné par l'énergie maximum perdue (la rétrodiffusion) dans le détecteur.

### 3.6 Conclusion :

- D'après les résultats précédents, une grande partie d'écart entre les résultats calculés (1, 2,3 et 4) et les résultats de la littérature observés peut être attribuée :
- Au manque d'information sur la composition isotopique exacte du radium et d'acier.
- A la composition exacte de la paraffine utilisée comme modérateur à l'intérieur du réservoir qui est inconnue.
- Aux erreurs sur la géométrie et la densité de la source.
- A la version du code de simulation utilisé.
- Au faible nombre d'histoire et faible temps de comptage qu'il faut augmenter avec l'utilisation d'un PC plus puissant.

## Conclusion générale

Dans ce projet, la simulation par le code **Geant4** a été utilisée pour déterminer le débit de dose de neutrons thermiques, épi thermiques et rapides de la source de neutron et de gamma au sein de laboratoire de physique théorique et de l'interaction rayonnement matière (LPTHIRM).

Les résultats présentés, montrent que le calcul du débit de dose de neutrons délivré par la source  $^{226}\text{Ra}$ -Be est très important et utile pour déterminer les caractéristiques de dose et les énergies des neutrons et des gammas, elles sont bénéfiques pour l'utilisation dans les travaux pratiques comme ceux de radioprotection donnés aux étudiants de graduation.

## ANNEXE 1

### Fichier input de Géant 4 pour les 4 spectres

Vis.mac :

```
/gps/particle Particule incident
/gps/energy Energie déposé
/gps/pos/type Volume
#/gps/pos/shapeCylinder
#/gps/pos/centre 0 -76.375 0 cm
#/gps/pos/radius 2 mm
#/gps/pos/halfz 2 mm
#/gps/ang/type iso
/gps/position 0 -76.375 0 cm
/gps/direction 1 0 0
/run/printProgress 1
#
/run/beamOnNombre de particule PAR HEUR/vis/viewer/set/style
wireframe
/score/drawProjection boxMesh_1 dos
/score/dumpQuantityToFile boxMesh_1 dos Nom de fichier.xls
```

## **Références :**

- [1]:J.P.Cussonneau, Enseignant chercheur, Interaction Rayonnement Matière, Subatech Ecole de mines de Nantes.
- [2]:Pr Khalil El Guermai, interaction des rayonnements ionisant avec les matières, université Hassan2\_Ain Chog, département de b.m.f.
- [3]: RobelyD.Evans, the Atomic Nucleus.
- [4]:Henry Joffre, centre d'étude nucléaire de Saclay.
- [5]:R. Bradet , Coefficients D'atténuation Massique Des Rayons x, Rendement D'une Diode Semi- conductrice, département de physique de plasma et de la fusion contrôlée.
- [6]:E.Jaspard, Cours Interaction Rayonnement Ionisant Matière, Radioactivité Enseignement Recherche Biochimie Enzymologie Bioinformatique, Université Angers Biochimie.
- [7]:Pr.LaurentDusseau, Interaction rayonnement avec la matière, Equipe Electronique du sud (I.E.S).
- [8]:Pr. Jean-Philippe, université Joseph Fourier de Grenoble, Interaction rayonnement avec la matière.
- [9]:J.Teixeira, Laboratoire Léon Brillouin (CEA /CNRS), introduction a la diffusion de neutron.
- [10]:J.Moteff, S.B.Wright, Y.Droulers, W.L.Zijp, R.E.Dahl, H.H.Yoshikawa et A.Keddar. Neutron Fluence Measurement, Technical reports series no 107, International Atomic Energy Agency, Vienna 1970.
- [11]: P.Rinard,Neutron interaction with matter.
- [12]:<https://canteach.candu.org/Content%20Library/20060300.pdf> .
- [13]:David Boilley, Introduction a la physique nucléaire, Normandie université.
- [14]: Walter E. Meyerhof, Elements of Nuclear Physics.
- [15]:A.Lechner, édité par B.Holzer, Particle Interaction with matter, (CERN, Geneva, 2018).
- [16]:J.U.Burnham, J.E.CristetA.Broughton, Neutron cross section, neutron density and neutron flux, Nuclear Theory - Course 227.
- [17]: J.Hoste, Isotopic Neutron Sources for Neutron Activation Analysis, IAEA-TECDOC-465.
- [18]: G.F.Knoll, Radiation Detection and Measurement.
- [19]: Kenneth S. Krane, Introductory Nuclear Physics, Oregon State University.

[20]: Neutron Generators for Analytical Purposes, publié par F. Mulhauser, IAEA Radiation Technology Reports No.1.

[21]: Wagner L. Araugo et Tarcisio Riberiro de Campos, Design and investigations of a DD compact neutron generator in head radiotherapy.

[22]: Serge Godar et Stagiaire Euratom, Etude Sur Les Accélérateurs De Particules Du Types Transportable Utilises en Tant Que Source de Neutrons, Département des Radioéléments Section des Applications des Radioélément, aout 1964.

[23]:<http://www.cea.fr/comprendre/Pages/energies/nucleaire/essentiel-sur-fonctionnement-reacteur-nucleaire-electrogene.aspx>.

[24]:<https://www.connaissancedesenergies.org/fiche-pedagogique/principes-de-fonctionnement-d-un-reacteur-nucleaire>.

[25]: Radioprotection ED 4318, cette fiche à été élaborée par un groupe de travail animé par INRS (Institut National De Recherche et de Sécurité) et IRSN (Institut De Radioprotection et de Sureté Nucléaire), Mars 2014.

[26]: Abdessamad Didi , Ahmed Dadouch et Jaouad Tajmouari , Design of Irradiation Channel in Radium-Beryllium  $^{226}\text{Ra}$ -Be Neutron Irradiation Facility Usmba-Fsdm-Fez Morocco.

[27]: A. AlTaani, M. Nahili, A. Bitar, Calculation of Neutron Fluxes and Radiation Doses for Neutron Irradiator  $^{226}\text{Ra}$ -Be Using , Jordan Journal of physics.

[28]: Abdessamad Didi, Ahmed Dadouch et Otman Jai, Modelisation and Distribution of Neutron Flux Radium-Beryllium ( $^{226}\text{Ra}$ -Be).

[29]: R. Khelifi, Optimisation De L'analyse Par Gamma Prompts D'échantillons En Masse Au Moyen D'une Source De Neutrons  $^{241}\text{Am}$ -Be Et Par Simulation Avec Le Code Geant 4.

[30]:<https://interstices.info/la-simulation-de-monte-carlo/>.

[31]: Zachary R. Harvey, Neutron Flux And Energy Characterization of a Plutonium-Beryllium Isotopic Neutron Source by Monte-Carlo Simulation with Verification by Neutron Activation Analysis Bachelor of Science, Purdue University 2008 .