

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



Faculté des sciences  
Département de physique

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

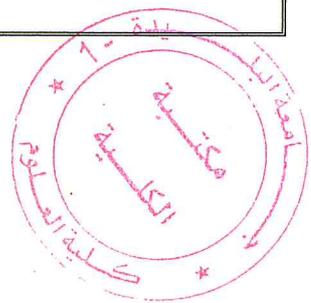
Option : physique des rayonnements

Thème :

Etude et simulation d'un détecteur de neutrons à BF3 sous  
Geant 4

Présenté par :

KADRI Fethia  
LEKHAL Amina



Soutenu le 04 / 11/ 2018 devant le jury composé de :

Mr. M. CHEKIRINE Maitre de conférence B U.S.D.B 1 Président

Mr. A. BOUNEMRI Maitre-Assistant A U.S.D.B 1 Encadreur

Mr. M. OULEDMOHAMED Maitre-Assistant A U.S.D.B 1 Examineur

Blida 1-2017/2018-

MA-530-162-1

## *Remerciement*

Avant tout chose .nous remercions Dieu. Le tout puissant, pour nous avoir

Donne la force, et la patience afin d'arriver à finalité de ce modeste travail

Nous voudrions dans un premier temps remercier, notre encadrant Monsieur A. BOUNEMRI.,  
Maitre Assistant A à l'Université de Blida 1, pour sa patience, sa disponibilité et surtout ses  
judicieux conseils, qui ont contribué à alimenter notre réflexion.

Nous désire aussi remercier Monsieur R.KHELIFI professeur de l'Université de Blida1, qui  
nous fourni les outils nécessaires à la réussite de notre études universitaires.

Un grand merci à monsieur A.MOUZALI le chef département de physique pour ses conseils

Nous tiens à exprimer toute notre reconnaissance à notre prof Mr CHIKIRINE , Mr  
OULEDMOHAMED de ses orientations, aides et conseilles.

Nous remercions toutes les personnes qui ont contribué au succès de notre travail et qui nous  
ont aidée lors de la rédaction de ce mémoire.

Enfin, nous tiens à témoigner toute ma gratitude à S.BOUKHALFA pour leur soutien  
inestimable.

*Dédicace :*

Je dédie ce modeste travail :

Ma très chère mère qui à sacrifié ses belles rien que pour me voire réussir, et qui toujours pour moi une source de tendresse et de courage

Mon père qui est ma source d'espoir du savoir, son courage sa responsabilité sa droiture, toujours pour autant d'exemple.

A mes chers frères : **IBRAHIM, MAHFOD**

A mes chères sœurs : **F.ZOUHRA, RADIA, RIMA, SELMA**

Enfin je remercie mon amie et mon binôme **AMINA**. Qui à contribué à la réalisation de ce modeste travail, et toute sa famille, je vous garde au fond de mon cœur.

A toutes mes amies avec qui j'ai passé mes meilleurs moments qui resteront un bon souvenir pour toujours.

**FETHIA**

## *Dédicace :*

Je dédie ce modeste travail :

A mes chers parents **AIDA&MOHAMED** pour tous leurs sacrifices, leur amour, leur tendresse, leur soutien et leurs prières tout au long de mes études,  
A mes chères sœurs **KAOUTHAR & RASSIL** pour leurs encouragements permanents, et leur soutien moral,  
A mes chers frères, **AYOUB, ABDELOUHAB, ZOUHIR** pour leur appui et leur encouragement,  
A mon amie et ma binôme **FATIHA** et tout sa famille  
A toute ma famille pour leur soutien tout au long de mon parcours universitaire,  
À tous mes amis et à tous ceux qui connaissent

**AMINA**

## RÉSUMÉ

Ce travail consiste à étudier la réponse en efficacité et en flux pour les neutrons lents, épithermiques et intermédiaires d'un détecteur type BF3. Le logiciel GEANT4, basé sur la génération des nombres aléatoires, est utilisé pour simuler les résultats de ce travail. Différentes configurations géométriques, relatives au détecteur, ont été simulées.

Dans les procédures de simulation, la source est positionnée à 1 cm du détecteur.

Les résultats qui ont été obtenus sont comme suit :

L'efficacité absolue de détection des neutrons change avec la pression du gaz et des dimensions du détecteur.

L'efficacité intrinsèque du détecteur avec les trois longueurs et pour les trois types de neutrons est égale à 100%.

Enfin, pour une meilleure détection il faut minimiser l'énergie et le volume du détecteur pour cela on peut conclure que le détecteur BF3 est mieux adapté pour les neutrons lents.

# Sommaire

Remerciement.....	i
Dédicace.....	ii
Résumé.....	iii
Abstract.....	vi
Introduction générale.....	1
Chapitre 1 : Généralité sur les neutrons.....	2
1.1 Introduction.....	2
1.2 Définition.....	2
1.3 Propriétés des neutrons.....	3
1.4 Caractéristique.....	3
1.4.1 Description.....	3
1.4.2 Radioactivité.....	3
1.5 Les sources des neutrons.....	4
1.5.1 fission spontanée.....	4
1.5.2 fission thermique stimulée.....	4
1.5.3 fission rapide stimulée.....	4
1.5.4 radio-isotope.....	4
1.5.5 photo-génération.....	4
1.6 Classification des neutrons.....	4
1.6.1 classement des neutrons selon leur énergie.....	4
a. les neutrons thermique.....	5
b. au dessous de 0.025ev : les neutrons froides.....	6
c. au dessus de 0.025ev.....	6
1.7 Interaction des neutrons avec la matière.....	7
1.7.1 la diffusion élastique.....	7
1.7.2 interaction inélastique.....	10
a. Diffusion inélastique ( $n,\gamma n'$ ).....	10
b. Capture radiative ( $n,\gamma$ ).....	11
c. Réaction ( $n,p$ )et( $n,\alpha$ ).....	11
d. Réaction ( $n,2n$ ).....	11
1.7.3 capture non radiative.....	12
1.7.4 la fission.....	12
Chapitre 2 : les type de détecteurs.....	15
2.1 Introduction.....	15
2.2 Détection des rayonnements.....	15
2.2.1 Les détecteurs à ionisation (chambre d'ionisation, GM, CP).....	16
2.2.2 Les détecteurs à semi-conducteurs.....	17
a. Géométrie planaire.....	18



b. Géométrie coaxiale.....	19
c. Géométrie puits.....	19
2.2.3 Les scintillateurs.....	20
2.3 Dispositif d'acquisition et d'analyse .....	21
2.4 Types de détecteurs de neutrons.....	23
2.4.1 Schéma du détecteur .....	23
2.5 Les gaz.....	24
2.5.1 L'hélium 3( $^3\text{He}$ ).....	24
2.5.2 Le trifluorure de bore $\text{BF}_3$ .....	25
2.6 Détecteurs à scintillation.....	26
2.7 Détecteurs de neutrons base de semi-conducteurs.....	26
2.8 Détecteurs à activation neutronique.....	26
2.9 Détecteurs de neutrons rapides.....	27
Chapitre 3 : simulation du détecteur à neutron $\text{BF}_3$ sous Géant4.....	29
3.1 Introduction.....	30
3.2 Le code Géant4.....	30
3.3 Mesure de l'efficacité.....	30
3.4 Résultats de la simulation.....	32
3.4.1 Résultats de la simulation dans le cas de neutrons intermédiaire.....	32
3.4.2 Résultats de la simulation dans le cas de neutrons thermique.....	35
3.4.31 Résultats de la simulation dans le cas de neutrons lents.....	38
Conclusion .....	41
Conclusion générale.....	42
Annexe.....	43
Bibliographia.....	48

### **Introduction générale :**

Les mécanismes de détection des neutrons dans la matière sont basés sur des méthodes indirectes. Les neutrons ne possèdent pas de charges électriques et donc ne peuvent interagir avec les électrons de la matière. Le processus de détection des neutrons débute lorsqu'ils interagissent avec divers nucléides initialisant ainsi la libération d'une ou plusieurs particules chargées. Le signal électrique produit par cette particule chargée peut être des lors traité par le système de détection.

Le mécanisme d'interaction causant une réaction nucléaire entraîne l'existence de produits tel que les protons, les particules alpha, les rayons gamma et les fragments de fission. Ces produits peuvent initialiser le processus de détection. Certaines réactions nécessitent un minimum d'énergie (seuil) mais la plupart en lieu a un niveau d'une énergie thermique.

Les détecteurs exploitant le niveau énergétique (énergie thermique) sont souvent « entourés » de matériaux modérateurs pour exploiter au maximum cette fonctionnalité.

Les détecteurs utilisant le recul ou le mécanisme de réaction peuvent employer les solides, les liquides, ou les gaz de détection. Dans ce contexte notre travail se base sur l'utilisation d'un détecteur BF<sub>3</sub> qui utilise un gaz pour la détection.

Le travail entamé dans ce mémoire consiste à utiliser le logiciel Geant4 pour pouvoir simuler un détecteur de neutron de type BF<sub>3</sub>. Le mémoire est structuré selon les parties suivantes :

- Le Chapitre I, qui expose des généralités sur les neutrons mettant en évidence les sources produisant ces neutrons et leurs énergies. Ces deux points représentent des données d'initialisation lors de l'utilisation du logiciel de simulation.
- Le chapitre II, qui expose les différents types de détecteurs pour mettre en évidence le choix sur lequel s'est portée l'utilisation du détecteur BF<sub>3</sub> dans ce mémoire.
- Le chapitre III, qui relate les résultats de la simulation effectuée.
- Une conclusion générale.

# Chapitre I : Généralité sur les neutrons

---

# Chapitre 1

## Généralité sur les neutrons

### 1.1. Historique :

L'histoire de sa découverte débute en 1911, lorsqu'Ernest Rutherford montre que la quasi-totalité de la masse de l'atome est concentrée dans un volume très faible au centre de celui-ci. Une révolution est en route : l'atome vient de perdre son statut de particule insécable, et l'idée de noyau atomique vient de naître. Dans les années suivant la découverte du noyau, les physiciens considèrent celui-ci comme formé de  $A$  protons et de  $(A-Z)$  électrons internes. En particulier, on pense qu'il existe un état lié d'un proton ( $p$ ) et d'un électron ( $e$ ), prototype du neutron. Ce modèle soulève des difficultés, mais la quête de cet état s'engage. La première percée est due à Walther W. Bothe et H. Becker en 1930 ; en bombardant du béryllium avec des particules  $\alpha$ , ces physiciens produisent un rayonnement neutre très pénétrant, qu'ils interprètent comme un rayonnement  $\gamma$  très dur. Les Joliot-Curie reprennent cette étude sur d'autres réactions et confirment le phénomène en conservant la même interprétation. Un mois plus tard, au début de 1932, James Chadwick, par une analyse rigoureuse du recul des noyaux bombardés par ce rayonnement, parvient à montrer que celui-ci est le fait d'une particule neutre, de masse voisine de celle du proton ; il la nomme neutron ( $n$ ) et reçoit le prix Nobel en 1935 pour cette découverte capitale.[1]

### 1.2. Définition:

Le neutron est une particule subatomique de charge électrique nulle. Les neutrons sont présents dans le noyau des atomes, liés avec des protons par l'interaction forte. Si le nombre de protons d'un noyau détermine son élément chimique, le nombre de neutrons détermine son isotope. Les neutrons liés dans un noyau atomique sont en général stables mais les neutrons

libres sont instables : ils se désintègrent en un peu moins de 13 minutes. Les neutrons libres sont produits dans les opérations de fission et de fusion nucléaires.

Le neutron n'est pas une particule élémentaire, étant composé de trois autres particules : un quark up et deux quarks down.[1]

### 1.3. Caractéristiques

#### 1.3.1 Description

Le neutron est un fermion de spin  $\frac{1}{2}$ . Il est composé de trois quarks (deux down et un up), ce qui en fait un baryon de charge électrique nulle. Ses quarks sont liés par l'interaction forte, transmise par des gluons.

La masse du neutron est égale à environ 1,008 665 549 16 u (unités des masses atomiques), soit à peu près  $939,565\ 3792\ MeV/c^2$  ou  $1,675 \times 10^{-27}$  kg. Le neutron est 1,0014 plus massif que le proton. Sa charge électrique est nulle. Tout comme le proton, le neutron est un nucléon et peut être lié à d'autres nucléons par la force nucléaire à l'intérieur d'un noyau atomique. Le nombre de protons d'un noyau (son numéro atomique, noté Z) détermine les propriétés chimiques de l'atome et donc quel élément chimique il représente ; le nombre de neutrons (usuellement noté N) détermine en revanche l'isotope de cet élément. Le nombre de masse (noté A) est le nombre total de nucléons du noyau :  $A = Z + N$ . [1]

#### 1.3.2 Radioactivité

La radioactivité produit des neutrons libres. Ces neutrons peuvent être absorbés par les noyaux d'autres atomes qui peuvent alors devenir instables. Ils peuvent aussi provoquer une fission nucléaire par collision avec un noyau lourd fissile (plutonium 239, uranium 235...).

Le neutron étant globalement neutre, il ne produit pas directement d'ionisations en traversant la matière. En revanche, il peut avoir de nombreuses réactions avec les noyaux des atomes (capture radiative, diffusion inélastique, réactions produisant des particules  $\alpha$  ou d'autres neutrons, fission du noyau, etc.), produisant chacune des rayonnements ionisants. À ce titre, les neutrons sont considérés comme un rayonnement indirectement ionisant, soit un rayonnement qui produit des ionisations dans la matière qu'il traverse. [1]

### 1.4 Les sources des neutrons

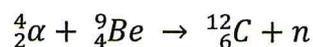
Les sources de neutrons sont variées et incluent :

**1.4.1 Fission spontanée:** Les noyaux plus lourds que l'uranium ont une probabilité assez élevée de se fissionner de façon spontanée tout en produisant des neutrons. C'est le cas par exemple du Californium 252.

**1.4.2 Fission induit par des neutrons thermique stimulée:** un neutron thermique entrant en collision avec des noyaux fissiles (uranium 235, uranium 233, plutonium 239 et plutonium 241) peut le scinder et produire des neutrons. Ce processus est la source majeure des neutrons dans les réacteurs nucléaires à neutrons thermiques.

**1.4.3 Fission induit par des neutrons rapides stimulés :** un neutron rapide entrant en collision avec des noyaux lourds (tous les actinides) peut le scinder et produire des neutrons. Ce processus est la source majeure des neutrons dans les réacteurs nucléaires rapides.

**1.4.4 Radio-isotope :** une particule alpha provenant d'un isotope instable est dirigée vers une cible pour produire un neutron via l'interaction ( $\alpha$ , n). Les choix de la source alpha et de la cible (béryllium 9 par exemple) sont multiples.



**1.4.5 Photo-génération:** Quand une source gamma, d'énergie très élevée, excite le béryllium 9 ou le deutérium, il peut en résulter un neutron [2].

### 1.5 Classification des neutrons :

#### 1.5.1 Classement des neutrons selon leur énergie :

Les sections efficaces d'interaction du neutron varient très rapidement avec l'énergie. Cela incite à classer les neutrons en catégories, selon leur énergie, en se fondant sur des considérations d'ordre pratique. [3]

Les neutrons se comportent comme s'ils étaient des molécules d'un gaz, à l'intérieur du milieu où ils sont produits. Ainsi, des neutrons rapides se ralentissent progressivement, jusqu'à ce que soit atteint l'équilibre thermodynamique avec les molécules du milieu. Comme

les sections efficaces varient beaucoup avec leur énergie, c'est en fonction de leur énergie que l'on classe les neutrons. [4]

Type des neutrons	Froids	Thermiques	Epithermiques	intermédiaires	rapides	relativistes
L'énergie	< 0.025 eV	0.025 eV	0.5 eV < E < 1 keV	1 KeV < E < 500 keV	0.5 MeV < E < 50 MeV	E > 50 MeV

Tableau 1.1. : Classification des neutrons selon leur énergie.

### a. Les neutrons thermiques

Les sources de neutron produisent toujours des particules dont les énergies sont de l'ordre du MeV, ou au-dessus. Ce sont des neutrons rapides. Quand de tels neutrons pénètrent dans un milieu peu absorbant progressivement leur énergie, par des processus successifs de diffusion élastique sur les noyaux des atomes du milieu. Au bout d'un nombre suffisant d'interaction, ils sont <<thermalisés>> ; cela signifie qu'ils sont en équilibre thermodynamique avec le milieu, comme le seraient les molécules d'un gaz ; lors des chocs ultérieurs, la population des neutrons perd, en moyenne, autant d'énergie qu'elle n'en gagne. Cette population est dans un état stationnaire. [4]

Comme dans le cas des molécules d'un gaz parfait, les énergies des neutrons thermiques suivent une distribution de Maxwell-Boltzmann. Le nombre  $n(E)dE$  neutrons d'énergie comprise entre  $E$  et  $E + dE$  est :

$$n(E)dE = \frac{2\pi}{(\pi kT)^{3/2}} e^{-E/kT} \sqrt{E}.dE \quad (1.1)$$

Cette formule est normalisée à l'unité ( $\int_0^\infty n(E)dE = 1$ ).  $T$  est la température absolue (Kelvins) et  $k$  la constante de Boltzmann.

La fonction de distribution passe par un maximum pour :

$$E_0 = kT = \frac{1}{2} m_n v_0^2 \quad (1.2)$$

L'énergie moyenne des neutrons est :

$$\bar{E}_{th} = \frac{3}{2} E_0 = \frac{3}{2} kT \quad (1.3)$$

On trouvera dans le tableau suivant les valeurs de  $E_0$ ,  $v_0$  et  $\bar{E}_{th}$  pour diverses températures.

T(k)	$E_0(ev)$	$v_0(ms^{-1})$	$\bar{E}_{th}(ev)$
300	0.025	2200	0.038
400	0.034	2600	0.051
600	0.052	3100	0.0750
800	0.069	3600	0.103
1000	0.086	4000	0.129

Tableau 1.2 : valeurs de  $E_0$ ,  $v_0$  et  $\bar{E}_{th}$  pour les neutrons thermiques, à la température.

### b. Au-dessous de 0.025 eV : les neutrons froids

Leur température d'équilibre thermodynamique est inférieure à la température ambiante, d'où leur nom. Les neutrons d'énergies inférieures à  $10^{-7} ev$  (environ) sont neutrons ultra-froids. Leur énergie est si faible qu'ils sont sensibles à la pesanteur : un neutron de  $10^{-7} ev$ , lancé vers la haut, monte à une hauteur de 1 m, environ. Certains spectromètres de neutrons ultra-froids emploient l'action de la pesanteur. C'est le seul exemple de particules sur lesquelles cette interaction produit un effet mesurable.[4]

### c. Au-dessus de 0.025 eV

En radioprotection, en physique de réacteurs, sans que cela soit une règle, on a coutume de classer de classer ainsi les neutrons :

- **0.025ev <  $E_n$  < 0.5ev : neutrons lents.**

0.5ev correspondant à la « coupure du cadmium » : par capture radiative ( $n,\gamma$ ), le cadmium absorbe les neutrons de basses énergies, mais devient transparent au-dessus de 0.5ev environ.

- **0.5ev <  $E_n$  < 1Kev : neutrons épithermiques.**

Ce terme rappelle la structure du spectre des neutrons sortant d'une colonne de graphite remplaçant une paroi de béton autour du réacteur(ou colonne thermique).

Au spectre des neutrons thermiques prévus par la formule (1), s'ajoutent quelques neutrons d'énergie plus élevées que prévu : ce sont des neutrons épithermiques.

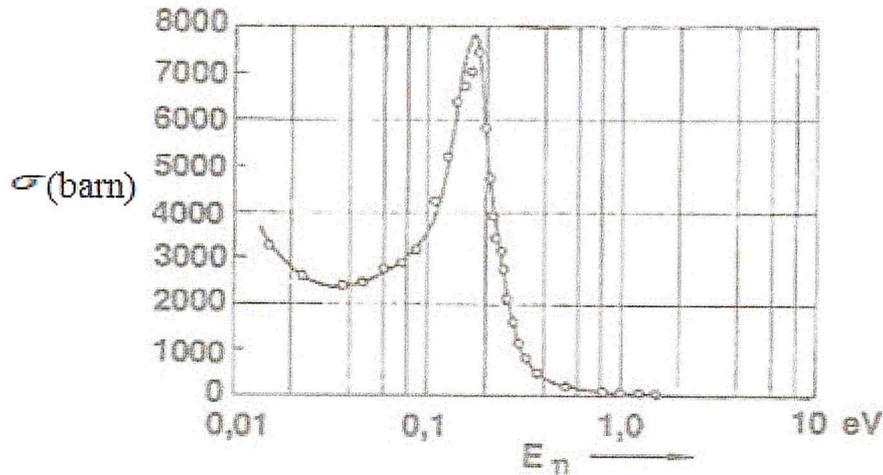


Figure 1.1 section efficace d'interaction  $(n, \gamma)$  des neutrons sur le cadmium

- **$1 \text{ Kev} < E_n < 0.5 \text{ Mev}$  : Neutrons intermédiaires**

Dans ce domaine, les sections efficaces varient rapidement avec l'énergie. En radioprotection, il est essentiel de connaître le nombre des neutrons intermédiaires dans le spectre.

- **$0.5 \text{ Mev} < E_n < 50 \text{ Mev}$  : Neutrons rapides**

Comme nous l'avons vu plus haut, toutes les sources de neutrons produisent des neutrons rapides.

- **$50 \text{ Mev} < E_n$  : Neutrons relativistes.**

Produits par les accélérateurs.[4]

## 1.6 Interaction des neutrons avec la matière

Les interactions des neutrons sont de deux types : réactions de diffusion (élastique ou inélastique) réactions d'absorption (capture neutronique  $(n, \gamma)$ ,  $(n, p)$ ,  $(n, \alpha)$ ,  $(n, f)$ ).[3]

### 1.6.1. La diffusion élastique

A l'intérieur du ralentisseur présent dans un réacteur à fissions ( $^1\text{H}$ ,  $^2\text{H}$ ,  $^{12}\text{C}$ ), les neutrons rapides produits par les fissions sont progressivement ralentis par les diffusions élastiques sur les noyaux du ralentisseur.

Etudions une diffusion : un neutron d'énergie  $E_0 = \frac{1}{2}m_n v_0^2$  interagit avec un noyau de masse  $m$ , au repos avant le choc. Le noyau recule selon l'angle  $\varphi$  par rapport à la direction initiale du neutron, le neutron est diffusé selon l'angle  $\theta$ . [4]

L'énergie recul du noyau est :

$$E_{rec} = \frac{4mm_n}{(m+m_n)^2} \cos^2 \varphi E_0 \quad (1.4)$$

Soient  $v_c$  la vitesse du centre de masse du système des deux particules ( $m_n$  et  $m$ ),  $\theta$  l'angle de diffusion du neutron dans le système du centre de masse (c'est-à-dire ayant pour origine le centre de masse). Par rapport à l'observateur, le centre de masse est en mouvement de translation rectiligne et uniforme, avec la vitesse :

$$v_c = v_0 \frac{m_n}{m+m_n} \quad (1.5)$$

Après le choc, l'énergie cinétique du neutron est :

$$E = \frac{1}{2}m_n[(v_0 - v_c)^2 + v_c^2 + 2(v_0 - v_c)v_c \cos \theta'] \quad (1.6)$$

Pour  $\theta' = 0$ , il n'y a pas d'échange d'énergie ; après l'interaction, l'énergie du neutron reste égale à  $E_0$ .

Pour  $\theta' = \pi$ , après l'interaction, le neutron présente l'énergie la plus faible possible,  $E_{min}$  :

$$E = \frac{1}{2}m_n(v_0 - 2v_c)^2 = \left[\frac{m-m_n}{m+m_n}\right]^2 E_0 = \alpha E_0 \quad (1.7)$$

En posant :

$$\alpha = \left[\frac{m - m_n}{m + m_n}\right]^2 = \left[\frac{A - 1}{A + 1}\right]^2 \leq 1 \quad (1.8)$$

L'énergie maximale transférable dans le choc est :

$$\Delta E = E_0 - E_{min} = (1 - \alpha)E_0 = \frac{4mm_n}{(m+m_n)^2} E_0 \quad (1.9)$$

Si  $m = m_n$ ,  $\Delta E = E_0$

Pour une énergie inférieure à  $10\text{Mev}$  dans le système du centre de masse, la distribution angulaire des neutrons diffusés est isotrope dans ce système. Autrement dit, dans le système centre de masse, le nombre des neutrons diffusés est proportionnel à l'angle solide  $d\Omega'$ . la probabilité de diffusion selon cet angle solide,  $P(d\Omega')$ , est donc :

$$P(d\Omega') = \frac{2\pi \sin\theta' d\theta'}{4\pi} = \frac{1}{2} \sin\theta' d\theta' \quad (1.10)$$

Revenons au système lié à l'observateur ; considérons la diffusion des neutrons entre  $\theta$  et  $\theta + d\theta$ , correspondant à  $\theta'$  et  $d\Omega'$  dans le système du centre de masse ; l'énergie de ces neutrons est comprise entre  $E$  et  $E + dE$ , d'après(1-5) :

$$|dE| = m_n(v_0 - v_c)v_c \sin\theta' d\theta' \quad (1.11)$$

D'où :

$$(dE) = P(d\Omega') = \frac{dE}{2m_n(v_0 - v_c)v_c} = \frac{(m + m_n)^2}{4mm_n E_0} dEP \quad (1.12)$$

Pour l'hydrogène,  $m_n = m$  et  $\alpha = 0$ :

$$E = \frac{1}{2} m_n v_0^2 \left( \frac{1 + \cos\theta'}{2} \right) \quad (1.13)$$

$$\theta + \varphi = \frac{\pi}{2} \quad (1.14)$$

$$E_{min} = 0$$

La perte logarithmique moyenne d'énergie par choc est :

$$\xi = \left\langle \ln \left| \frac{E_0}{E} \right| \right\rangle = 1 - \frac{\alpha}{1-\alpha} \ln \left( \frac{1}{\alpha} \right) \quad (1.15)$$

Prenons le cas de  $^{235}\text{U}$  :  $E_f = 2\text{Mev}$  est l'énergie moyenne des neutrons produits par les fissions. Pour « thermaliser » ces neutrons, il faut les amener à l'énergie  $\bar{E} = 0.025\text{ev}$ , et  $\ln(2 \cdot 10^6 / 0.025) = 18.2$ . Pour l'hydrogène,  $\xi = 1$ , ce que veut dire que le nombre moyen de collision est de 18.2, pour que les neutrons deviennent des neutrons thermiques.

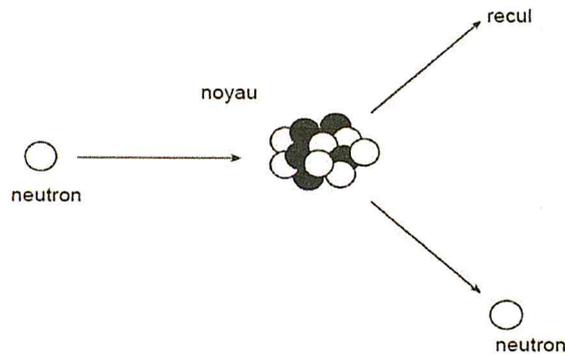
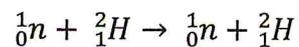


Figure 1.2 : diffusion élastique.

Par exemple:



### 1.6.2 Les interactions inélastiques

Nous nous intéressons aux neutrons d'énergie inférieures à quelques dizaines de keV qui deviennent des neutrons thermiques.

#### a. Diffusion inélastique ( $n, \gamma n'$ )

Le neutron incident est capturé ; il se forme un noyau composé, puis un neutron est émis, mais son énergie cinétique est inférieure à celle qui correspondrait à une diffusion élastique. Le noyau résiduel se trouve dans un état excité ; il revient au fondamental en émettant un ou plusieurs photons. Dans le cas des noyaux légers, un niveau excité est concerné : les photons émis sont mono-énergétiques.

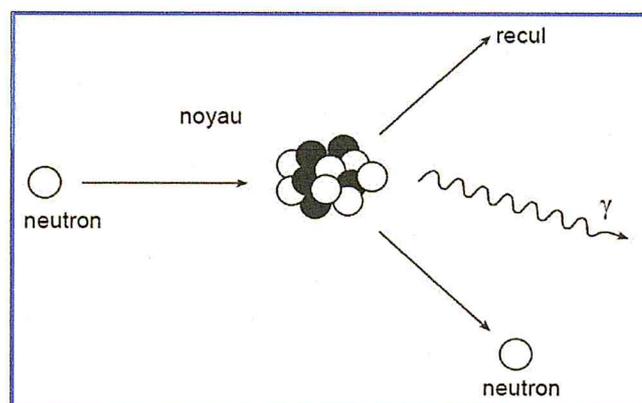


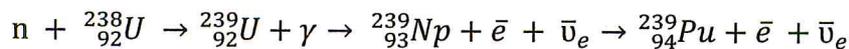
Figure 1.3 : diffusion inélastique.

**b. Capture radiative( $n, \gamma$ )**

Le neutron est absorbé par le noyau cible. Il y a formation d'un noyau composé dans un niveau excité. Le noyau revient au niveau fondamental en émettant un ou plusieurs photons  $\gamma$ . Cette réaction est appelée capture radiative et est notée ( $n, \gamma$ ).

Les sections efficaces de la capture radiative sont, en règle générale, d'autant plus grandes que les neutrons sont moins rapides et d'ordre de grandeur très variable selon les nucléides.[15]

La capture radiative des neutrons des réacteurs par  $^{238}\text{U}$  produit  $^{239}\text{Pu}$  combustible nucléaire, fissile par les neutrons thermiques, selon [4] :



$^{239}_{94}\text{Pu}$  émetteur alpha, de période voisine de 24400 ans, est un noyau fissile ;  $^{238}\text{U}$  est un noyau fertile.

**c. Réaction ( $n, p$ ) et ( $n, \alpha$ ):**

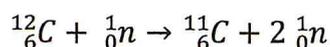
La plupart de ces réactions sont endoénergétique. Seules sont exo-énergétiques les réactions données par le tableau 1.2. les réactions 1,4 et 5 sont d'un emploi courant pour détecter les neutrons.[4]

Réaction	Q(Mev)	Section efficace n thermique(barn)	Abondance relative de l'isotope à l'état naturel
${}^3_2\text{H}(n, p){}^3_1\text{H}$	0.76	5400	1 à $10 \cdot 10^{-5}\%$
${}^{14}_7\text{N}(n, p){}^{14}_6\text{C}$	0.63	1.75	100 %
${}^{35}_{17}\text{Cl}(n, p){}^{35}_{16}\text{S}$	0.62	0.80	75.4%
${}^6_3\text{Li}(n, \alpha){}^3_1\text{H}$	4.782	940	7.4%
${}^{10}_5\text{B}(n, \alpha){}^7_3\text{Li}$	2.791	4000	18.83%

Tableau 1.3 : Réaction ( $n, p$ ) et ( $n, \alpha$ ) exoénergétiques**d. Réaction ( $n, 2n$ ) :**

Le seuil de la réaction est égale à l'énergie de liaison du neutron dans le noyau cible ; il est compris entre 1.6 Mev ( ${}^9\text{Be}$ ) et 20 Mev ( ${}^{12}\text{C}$ ). le noyau produit est un isotope du noyau cible, moins riche en neutrons ; il peut être émetteur  $\beta^+$

La réaction la plus endoénergétique est :



On l'emploie pour détecter les neutrons très rapides : on mesure l'activité  $\beta^+$  du  ${}^{11}\text{C}$  ( $t_{1/2} = 20.35$  minute) produit, par exemple dans un cristal d'anthracène, (tableau 15.6), dans un scintillateur organique liquide.

Dans les meilleures conditions, dans un débit de fluence de un neutron de  $30 \text{MevS}^{-1} \text{cm}^{-2}$ . c'est pour la radioprotection [4]

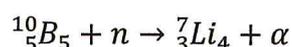
### 1.6.3 Capture non radiative :

Il n'y a pas d'émission  $\gamma$  mais la cible peut émettre généralement photon ou un alpha ( $\alpha$ )



La probabilité du capteur non radiative est peut probable pour un noyau cible lourd à cause de la répulsion coulombienne que empêche les  $\alpha$  ou  $\gamma$  de sorti de noyau.

Par exemple :



Le Bore (noyau neutrophage) est utilisé dans les barres de réglage des réacteur nucléaire a fin réguler le flux de neutron (réduire ce flux afin d'éviter une chaleur excessive dans la cœur).

L'Hélium réduit aussi les neutrons car baisse de chaleur l'hélium est un fluide caloporteur (transport de chaleur) donc refroidissement.[5]

### 1.6.4 La fission :

La fission est la cassure d'un noyau lourd en générale deux ou plusieurs fragment à la suite de l'absorption d'un neutron généralement thermique incident.

En réalité le neutron incident absorbé entre en collision avec les nucléons de la cible ce qu'entraîne une cascade d'autre collision puis une déformation importante de la cible (par rapport sphérique) la répulsion coulombienne finit alors par séparer deux parties (généralement) de la cible.

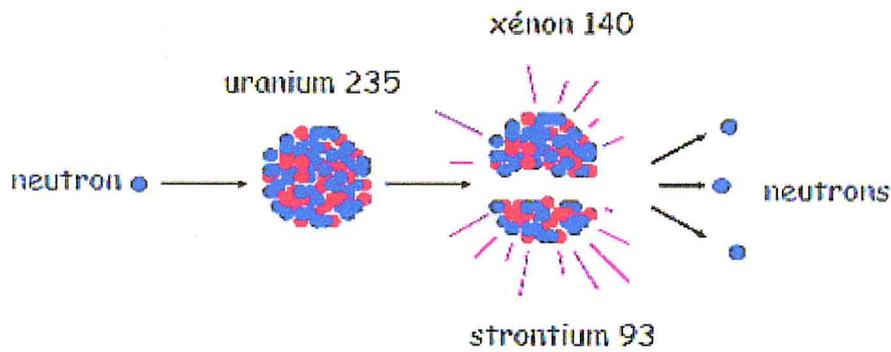


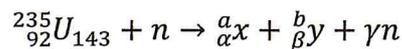
Figure 1.4 : la fission

Remarque :

\* Dans le capteur radiative, la déformation est peu importante la cible reprend sa forme sphérique et émet un  $\gamma$  pour évacuer l'excès d'énergie.

\* Deux noyaux cibles de même nature ne produisent pas forcément les mêmes fragments même s'ils absorbent des neutrons de même énergie.

\* Equation de fission :



Dans la fission le nombre de nucléon est conservé :

$$\alpha + \beta = 92$$

$$a + b + \gamma = 236$$

Interaction des neutrons avec la matière la plus probable selon l'énergie :

$1\text{Mev} \lesssim Tn \lesssim 2\text{Mev}$  Diffusion inélastique (excitation-déxcitation $\gamma$ )

$100\text{ev} \lesssim Tn \lesssim 1\text{Mev}$  Diffusion élastique.

$0.025\text{ev} \lesssim Tn \lesssim 100\text{ev}$  (Capteur radiative- Capteur non radiative- Fission).

Emission spontanée et retardée des neutrons :

Il existe deux (2) type de émis après fission

## Généralité sur les neutrons

**a/neutron spontanées** : émis immédiatement après déformation du noyau et formation des particules de fission.

**b/neutron retardé** : émis par les particules de fission après un parcours dans la matière.[5]

# Chapitre II : Les types de détecteurs

---

## Chapitre 2

### Les types de détecteurs

#### 2.1. Introduction

Nous avons vu dans le chapitre précédent que la désintégration des noyaux atomiques est suivie très souvent par l'émission de photons gamma qui les caractérisent. Leurs interactions avec le détecteur se traduisent par un dépôt d'énergie total ou partiel.

A partir de l'énergie déposé, il est possible de remonter à la dose présent dans l'échantillon analysé.

En revanche, la qualité d'un spectromètre est liée à sa capacité d'une part à détecter des raies parfois peu intenses (critère d'efficacité) et d'autre part à les distinguer entre elles (critère de résolution). Cette section présente les différents critères généralement utilisés pour caractériser et comparer les performances des spectromètres.

Les trois types de détecteurs suivant :

-Détecteur à ionisation

-Détecteur à semi-conducteur

-Détecteur à stillation

Sont toujours utilisés en dosimétrie pour la quantification de la dose totale et du débit de dose total.

#### 2.2. Détection des rayonnements

Il est nécessaire de savoir que la détection des particules incidentes repose sur l'interaction rayonnement matière. Le but est de convertir les rayonnements et les particules invisibles émis par les éléments radioactives en un signal mesurable [6].

En effet, les détecteurs suivant utilisée pour la détection des rayonnements ionisent sont : les détecteurs à semi-conducteurs, les scintillateurs et les détecteurs à ionisation.

### 2.2.1. Les détecteurs à ionisation (chambre d'ionisation, GM, CP)

Les détecteurs à ionisation à gaz comme la chambre d'ionisation, les compteurs proportionnels et Geiger-Muller ont été parmi les premiers détecteurs employés au laboratoire mais aussi sur le terrain, notamment pour chercher les gisements d'uranium [6]. Lorsqu'une particule chargée passe à travers le gaz de la chambre d'ionisation, elle ionise et excite les molécules tout au long de sa trajectoire. Il en résulte notamment la formation de paires électron-ion (ou, plus simplement des paires d'ions). Les molécules du gaz sont ionisées, formant ainsi des ions positifs. Ceci se déplacent jusqu'aux électrodes sous l'effet du champ électrique appliqué et un signal électrique est alors délivré (Figure 2.1).

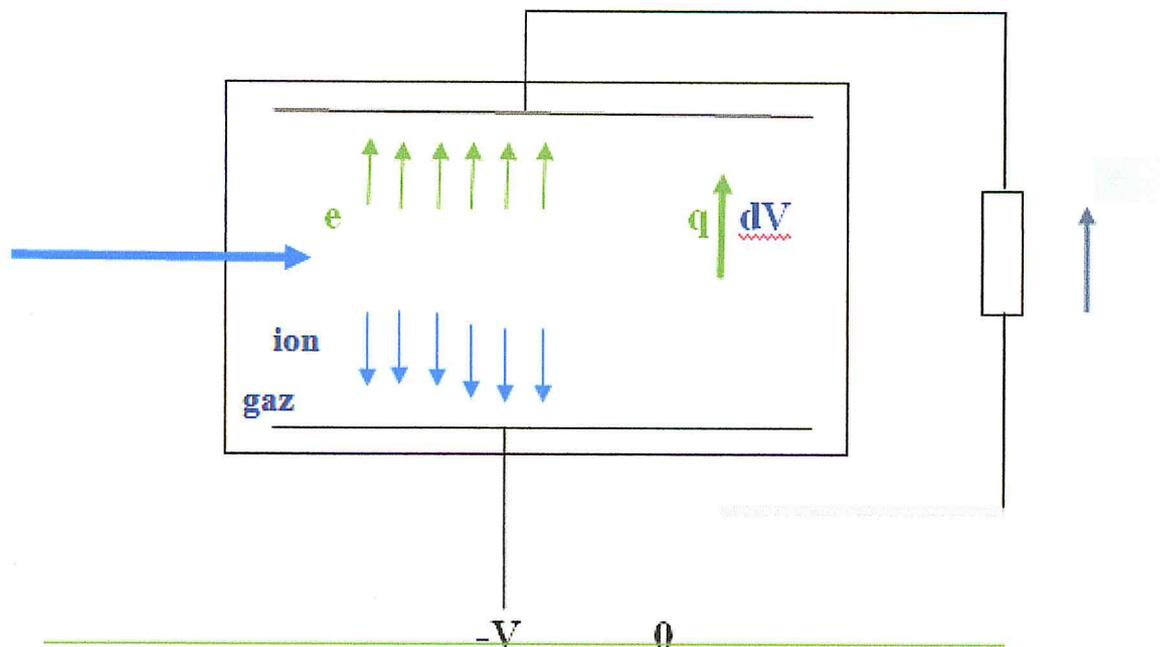


Figure 2.1 : une chambre d'ionisation

En raison de la grande différence de masse entre électrons et ions, la vitesse de déplacement des électrons est de l'ordre de 10.000 fois plus grande que celle des ions. La charge collectée en fonction du temps croît donc d'abord très rapidement (collection des électrons) puis beaucoup plus lentement (collection des ions). Si le détecteur avait une capacité  $C$  infinie, la charge collectée resterait constante. Dans le cas contraire, elle va se décharger avec la constante de temps  $T = RC$  dans la résistance  $R$ . La faible densité des gaz confère cependant à ces détecteurs une mauvaise efficacité aux photons  $X$  et  $\gamma$  ; ils sont en général utilisés pour la détection des particules chargées ou la mesure des flux importants de rayonnements gamma. Les détecteurs à ionisation sont utilisés comme des moniteurs de radiation en radioprotection, ainsi que pour les mesures directe du taux d'exposition.

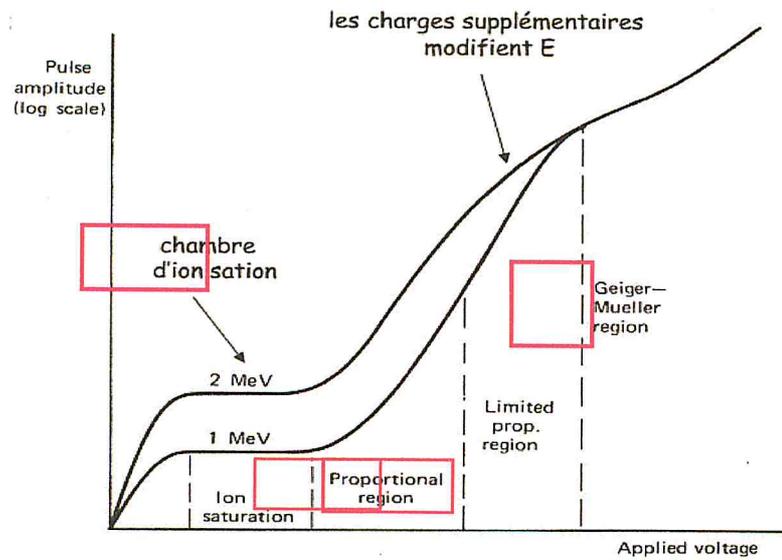


Figure 2.2 : recambinont les détecteurs à gaz

### 2.2.2. Les détecteurs à semi-conducteurs

Les semi-conducteurs sont des matériaux dont la conductivité des électrons se trouve entre celle des conducteurs et celle des isolants. Dans ce type des détecteurs, le gaz est remplacé par un solide (le semi-conducteur) ; lorsqu'une radiation incidente d'énergie  $E$  interagit avec le semi-conducteur, elle transfère de l'énergie au milieu. Cela a pour effet de créer des paires électron-trou (Figure2.3).

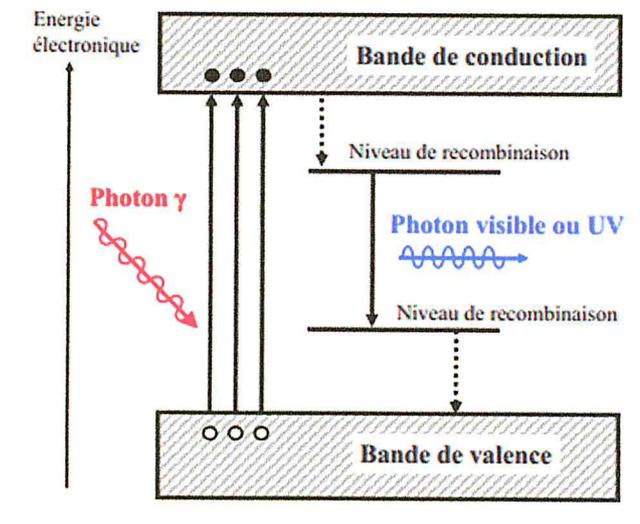


Figure2.3 : Principe de semi-conducteur

Le nombre  $n$  d'électrons-trous produit est donné par la relation :

$$n = \frac{E}{w} \quad (2.1)$$

Avec  $w$ , l'énergie moyenne nécessaire pour la création de la paire électron-trou.

Le nombre élevé des paires électron-trou créées permet d'avoir une meilleure résolution en énergie du détecteur. Une charge proportionnelle à l'énergie déposée dans le semi-conducteur est alors collectée aux électrodes, amplifiée puis mise en forme par la chaîne d'acquisition.

Il existe deux types de détecteurs germanium : les détecteurs compensés au lithium Ge(Li) sont fabriqués de la même façon que les détecteurs silicium compensés au lithium (Si(Li)). Ce type de détecteur ne peut être utilisé à température ambiante car le lithium diffusant à température à cette température. Ce type de détecteur a été commercialisé depuis le début des années 60 jusqu'au début des années 80.

Le deuxième type est les détecteurs au germanium hyper pur (GeHP) dont les performances sont équivalentes pour un même volume actif qui peut être ramené à température ambiante entre les mesures. Il s'agit d'un cristal de germanium pur dont la concentration en impureté a été abaissée de  $10^{13}$  à  $10^{10}$  atomes/cm<sup>3</sup>.

Les semi-conducteurs offrent l'avantage de présenter une énergie nécessaire à la création d'une paire électrons-trous très faible : elle est de 2.94 eV dans le germanium et 3.61 eV dans le silicium [7].

Les détecteurs germanium hyper pure existent sous trois configurations géométriques : planaire, coaxiale et puits (Figure 2.4).

### a. Géométrie planaire

Dans la géométrie planaire les contacts électriques sont posés sur les deux surfaces parallèles. Ils sont obtenus par les techniques d'implantation ionique, par l'utilisation des accélérateurs ou par évaporation ou diffusion. La méthode d'implantation a pour avantage de produire des contacts très fins qui favorisent une bonne détection à faibles énergies [8].

Avec cette géométrie la réponse du détecteur est effectuée à basse énergie (de 1 KeV à 1 MeV). C'est avec cette configuration que la résolution est la meilleure. L'épaisseur du volume actif peut aller jusqu'à 1 ou 2 cm, ce qui donne un volume de  $10$  à  $30$  cm<sup>3</sup>, ce qui est relativement faible.

### b. Géométrie coaxiale

Pour cette géométrie les contacts électriques sont disposés le long de la surface externe et tapissent l'intérieur du cristal, avec une fenêtre d'entrée qui peut être en aluminium. Ils ont des gros volumes peut atteindre  $750 \text{ cm}^3$  qui permettent d'optimiser les efficacités pour les hautes énergies [8,9]. Par contre, la réponse en énergie se trouve décalée vers les hautes énergies : de 10 KeV à 10 MeV. Donc elle est moins bonne qu'avec la géométrie planaire.

### c. Géométrie puits

Avec la géométrie puits la réponse du détecteur est dans le même intervalle en énergie que la géométrie coaxiale mais du fait que l'on peut introduire un échantillon à l'intérieur du détecteur, cela améliore la détection. La résolution à basse énergie est moins bonne qu'avec une géométrie coaxiale mais à haute énergie la résolution est meilleure avec la géométrie puits.

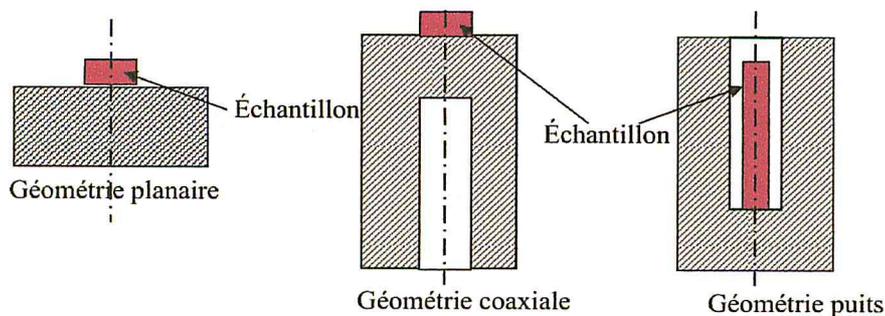


Figure2.4 : les différentes configurations géométriques des détecteurs germanium.

Les détecteurs germanium sont les détecteurs qui présentent les meilleures performances pour la détection de photons dans un large intervalle d'énergie (20 KeV à 1.5 MeV). Parmi les différentes configurations, c'est la géométrie puits qui est la plus intéressante.

### 2.2.3. Les scintillateurs

Un détecteur à scintillation également appelé compteur à scintillation ou plus souvent un scintillateur, est un instrument composé d'un matériau qui émet de la lumière à la suite d'un dépôt d'énergie par interaction d'un rayonnement (Figure I.5) [11]. Les détecteurs à scintillation sont la propriété d'émettre des photons lumineux suite à l'absorption des rayonnements ionisants (fluorescence). La récupération de ces photons lumineux et leurs transformations en signal électrique rend ainsi possible la détection et le comptage des photons gamma arrivent au détecteur.

On trouve deux familles de scintillateurs : les scintillateurs organique et inorganique (minéraux).

Les scintillateurs organiques (cristal, liquide plastique, gaz) sont composés principalement d'hydrogène, oxygène et de carbone. Leur fluorescence est d'origine moléculaire. Ces scintillateurs possèdent une réponse rapide mais leur faible  $Z$  les rend peu adaptés à la spectrométrie gamma. Ils sont en revanche très adaptés à la détection des rayonnements bêta et les neutrons rapides (haute teneurs en hydrogène) [12].

Les scintillateurs minéraux (cristal, verre, gaz) présentent une fluorescence d'origine cristalline. Ces scintillateurs possèdent une réponse moins rapide que les homologues organique mais leurs densité et leurs  $Z$  élevés les rendent particulièrement adaptés sont efficaces pour la détection des particules chargées mais aussi des photons pour la spectrométrie gamma. Les scintillateurs sont couplés à des photo-détecteurs qui transforment la lumière émise par le scintillateur en électrons qui viendront former le signal utile (courant). Ces transformateurs de lumière sont appelés photomultiplicateurs, ils produisent des électrons à partir de la lumière et jouent un rôle d'amplificateur de ces électrons, qui sont produits initialement en très faible nombre. Le but d'un photomultiplicateur est de convertir les photons de scintillation en un signal électrique, qui peut être ensuite traité électroniquement (amplificateur...). Le PM nécessite une haute tension pour l'accélération des électrons, en général entre 500 et 2000 V. Le préamplificateur nécessite une tension continue de l'ordre de quelques volts, typiquement +24 V, -24 V ou +15 V.

Derrière la photocathode se trouve une série d'électrodes appelées dynodes (pouvant aller de dix à quatorze), formées d'un alliage particulier, souvent du CuBe, portées à des potentiels électriques croissants. Les photoélectrons émis par la photocathode sont accélérés et focalisés sur la première dynode, en arrachant 2 à 5 électrons par photo-électron, amplifiant ainsi le

signal électrique. Le même mécanisme d'amplification se reproduit sur chacune des dynodes successives, produisant un gain pouvant atteindre  $10^7$  après 14 étages (Figure 2.5).

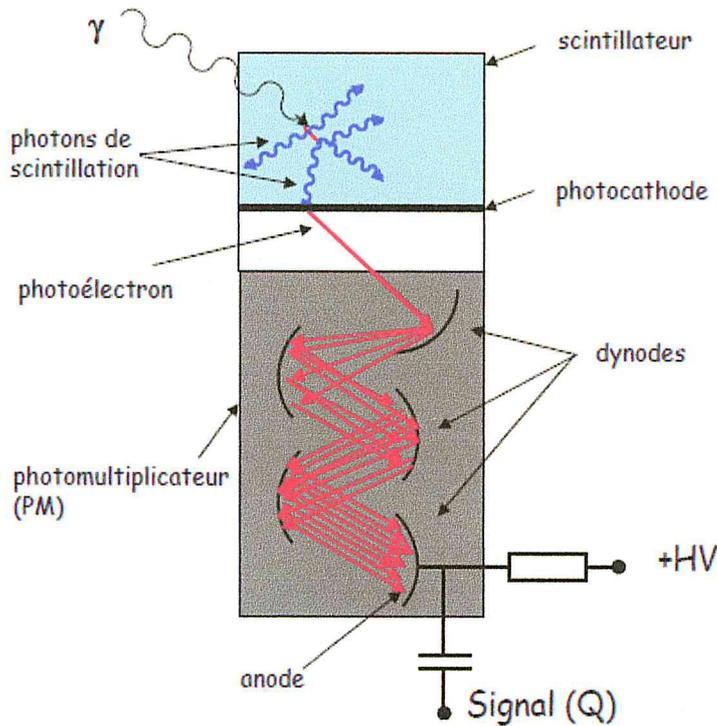


Figure2.5 : détecteur à scintillation

Les scintillateurs sont également largement utilisés pour la spectrométrie gamma, notamment l'iodure de sodium (NaI) et le germant de bismuth (BGO). Ces détecteurs ont pour avantage d'être rapides, facile à mettre en œuvre et permettent d'obtenir de très bons rendements de détection, car leur volume peut aller facilement jusqu'au litre. Cependant, leur résolution est bien moindre que celle atteinte par un détecteur germanium [10].

### 2.3. Dispositif d'acquisition et d'analyse

L'ensemble de détection permet de mesurer un signal issu de l'interaction des rayonnements ionisants avec la partie active de détecteur, de l'amplifier et de le mettre en forme en vue d'une analyse ultérieure. La chaîne d'acquisition est composée de quatre parties (Figure2.6) : le détecteur, le préamplificateur, l'amplificateur, ainsi que l'analyseur multi-canaux (MCA).

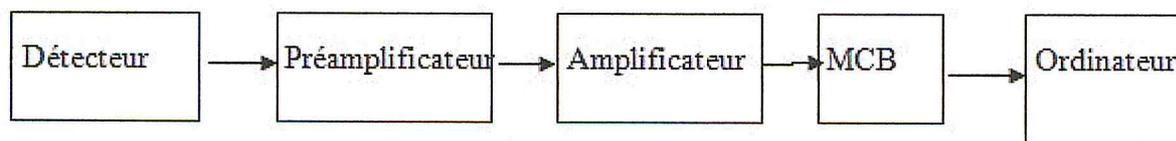


Figure2.6 : schéma de principe de l'ensemble de détection.

En revanche, Le rôle essentiel de l'électronique est d'assurer l'amplification, la mise en forme et l'acquisition du signal délivré par le spectromètre gamma.

En effet, Pour diminuer le bruit électronique, le préamplificateur doit être placé le plus près possible du détecteur et il est solidaire du cryostat. Le préamplificateur est isolé de la haute tension par une capacité. Le signal à l'entrée du préamplificateur n'est pas forcément proportionnel à l'énergie déposée dans le cristal. Par contre l'intégrale de ce signal est égale à la charge collectée qui dépend de l'énergie déposée. C'est pourquoi, dans la plupart des applications spectroscopiques sont utilisés des préamplificateurs "sensibles à la charge".

Il s'agit d'un montage intégrateur dont le signal de sortie est proportionnel à la charge en entrée de celui-ci et indépendant de la capacité du détecteur. Le temps de montée du signal de sortie est relié au temps de collection de charge alors que le temps de descente lui ne dépend que de la constante de temps RC du montage intégrateur.

L'amplificateur réalise deux tâches essentielles : la mise en forme du signal et son amplification. Il s'agit de filtrer le signal de manière à avoir le meilleur rapport signal sur bruit. Le signal de sortie du préamplificateur étant assez lent, avant qu'il atteigne zéro volt, il est possible qu'un autre signal arrive [10]. Pour éviter ceci, le signal de sortie du préamplificateur est différencié pour éliminer la composante lente. Cela a pour effet de préserver uniquement l'information relative aux caractéristiques du détecteur contenue dans la constante de temps du signal montant. Ensuite, le signal est intégré pour réduire le bruit et on obtient un signal quasiment gaussien.

A la sortie de l'amplificateur, on a un signal continu. Pour l'acquisition, il est préférable de travailler avec des grandeurs discrètes, c'est-à-dire qui ne peuvent prendre qu'un ensemble fini de valeurs. C'est pourquoi on utilise un convertisseur analogique-numérique (ADC), qui transforme l'amplitude du signal électrique fourni par l'amplificateur en un nombre qui est alors proportionnel à l'énergie déposée dans le cristal. Cette opération nécessite entre 0,8 et 6  $\mu$ s [13]. La sortie de l'ADC est enregistrée dans une mémoire qui

possède autant d'adresses que le maximum de numéro de canaux servant à découper le spectre final [10]. Il y a au total 8192 canaux disponibles pour l'acquisition. L'analyseur multi-canaux sert à collecter et enregistrer les événements issus de l'ADC en les classant. Dès qu'un signal a été analysé par l'ADC, l'adresse mémoire dans laquelle il a été enregistré est bloquée et son contenu est incrémenté d'un coup [10]. Cela permet d'obtenir un histogramme en temps réel dans lequel l'énergie déposée dans le cristal est reliée au numéro de canal (plus l'énergie est élevée, plus le numéro de canal est grand) et le nombre de coups dans un canal donné est proportionnel au nombre de photons ayant déposé la même énergie dans le cristal.

### 2.4. Types de détecteurs de neutrons.

#### 2.4.1 Schéma du détecteur

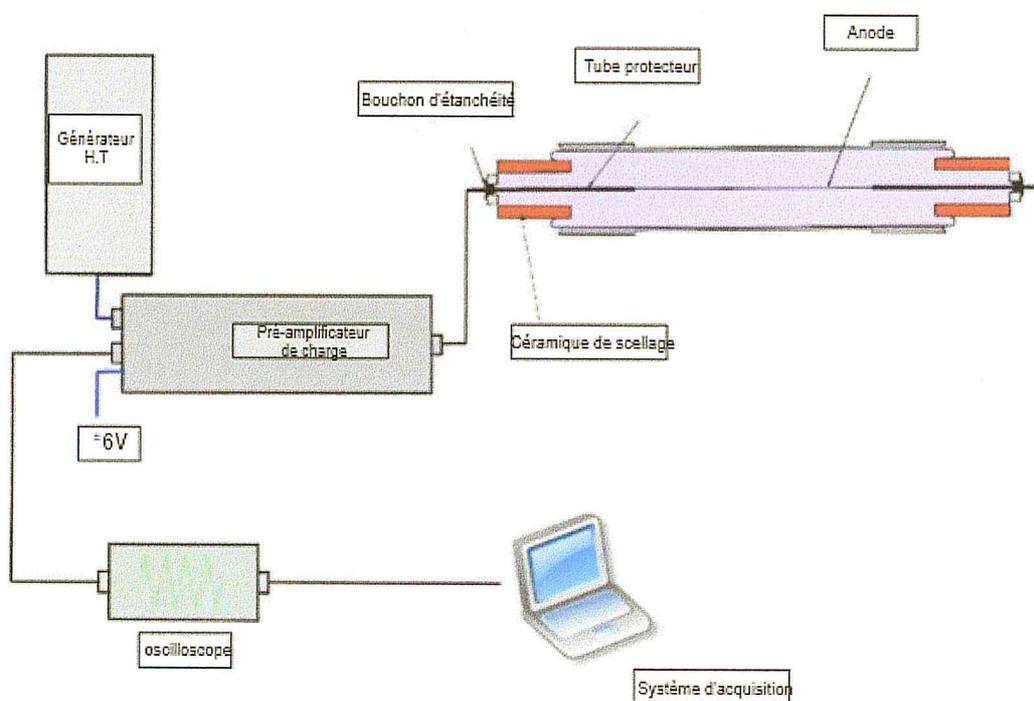


Figure 2.7 : Vision d'ensemble : Différents étages d'un système d'acquisition

Comme nous le voyons ci-dessus, le détecteur est constitué en premier lieu d'un tube puis d'un système électronique. Le tube contient un gaz qui permet, par une réaction avec les neutrons, de créer un signal électrique qui est ensuite amplifié et traité par le système électronique. Nous allons étudier ces deux étapes ci-dessous.[14]

## 2.5. Les Gaz

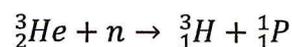
Le composant principal de ce détecteur de neutrons cosmiques est le gaz contenu dans le tube. C'est grâce aux différentes propriétés de celui-ci que les neutrons sont détectés. Il est donc fondamental de bien le choisir. Actuellement, il existe deux gaz différents pouvant être utilisés dans ce type de détecteur : l'hélium 3, noté  ${}^3_2\text{He}$ , et le trifluorure de bore, noté  $\text{BF}_3$ . Afin de privilégier l'un de ces deux gaz, voyons leurs propriétés plus en détail.[14]

### 2.5.1. L'hélium 3 ( ${}^3\text{He}$ ):

L'isotope de l'hélium 3 est un matériau particulièrement effectif pour la détection des neutrons, car  ${}^3\text{He}$  réagit en absorbant les neutrons thermiques, émettant un  ${}^1_0\text{n}$  et un  ${}^3_1\text{H}$ . Sa sensibilité aux rayons  $\gamma$  est négligeable, ce qui en fait un détecteur de neutrons très utilisé. Cependant, les ressources en  ${}^3\text{He}$  sont limitées et sont obtenues comme sous-produit de la désintégration du tritium (qui a une durée de vie moyenne de 12,3 ans)[1]

Que se passe-t-il lorsque ce gaz est en présence d'un neutron ?

Le neutron prend alors la place d'un proton du noyau de l'hélium 3 suivant une réaction de type  $(n, p)$ . Une nouvelle particule est alors formée : un tritium. Ce dernier est un isotope de l'hydrogène composé de deux neutrons et d'un proton. Il est noté  ${}^3_1\text{H}$ :



Lors de cette réaction, une partie de la masse du système est convertie en énergie selon la célèbre relation d'Einstein :  $E=mc^2$ . Cette énergie est alors dissipée par la mise en mouvement des deux particules créées. Elles partent dans deux directions diamétralement opposées conservant ainsi la quantité de mouvement  $p$ . Dans notre cas, l'atome avant réaction peut être considéré comme immobile si on le prend comme référentiel. On a donc  $P_i = 0$ . Par le principe de la conservation de la quantité de mouvement, on en déduit que la somme des quantités de mouvements des deux particules créées  $P_1$  et  $P_2$  est égale à la quantité de mouvement initiale  $P_i$  :

$$\begin{aligned}\vec{P}_i &= \vec{P}_1 + \vec{P}_2 = \vec{0} \\ m_1 \cdot \vec{V}_1 + m_2 \cdot \vec{V}_2 &= \vec{0} \\ m_1 \cdot \vec{V}_1 &= -m_2 \cdot \vec{V}_2\end{aligned}$$

On déduit de cette égalité que  $\vec{V}_2$  et  $\vec{V}_1$  des deux particules suivent deux trajectoires opposées.

Notons que, dans ce cas, ces deux corpuscules ne se déplacent pas dans le vide mais dans un gaz. Ils vont donc se heurter aux différents nuages électroniques des atomes d'hélium 3 se trouvant sur leur trajectoire. La force de cette collision va pouvoir arracher des électrons aux atomes qui vont alors se retrouver libres. Le détecteur sera par la suite capable de capter ces électrons libres. [14]

### 2.5.2. Le trifluorure de bore BF<sub>3</sub>

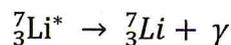
comme l'élément bore n'est pas gazeux, les détecteurs de neutrons à base de bore peuvent utiliser du trifluorure de bore (BF<sub>3</sub>) enrichi à 96 % de <sup>10</sup>B (le bore naturel contient environ 20 % de <sup>10</sup>B et 80 % de <sup>11</sup>B)[4];

Les détecteurs à bore se comportent de façon similaire aux détecteurs proportionnels à BF<sub>3</sub>. La différence est que les parois du détecteur sont recouvertes de <sup>10</sup>B. Comme la réaction n'a lieu que sur une surface, seule une des deux particules émises par la réaction est détectée.[1]

Le principe de la réaction entre cette molécule et un neutron est le même que celui vu pour l'hélium à quelques différences près. Notons que le réactif est l'atome de bore et non la molécule entière. De la même manière que précédemment, le bore absorbe un neutron, mais il devient alors instable. Il se casse donc en formant deux nouveaux noyaux : un lithium (Li) et un hélium 4 (<sup>4</sup>He). Les deux noyaux de ces particules contiennent respectivement trois et deux protons ainsi que quatre et deux neutrons. Il y a alors deux réactions possibles :[14]



On remarque la création d'un noyau d'hélium également appelé particule  $\alpha$  qui est stoppée par le gaz ou absorbée par la paroi du tube. Le lithium 7 n'est, quant à lui, laissé à l'état fondamental que dans 7% des cas. Remarquons que dans la plupart des cas (93%), le noyau de Lithium est excité. Pour revenir à son état fondamental, il va émettre un photon  $\gamma$  :[14]



Le photon émis possède alors une énergie de 478 keV, énergie correspondant à un rayonnement gamma.

L'énergie récupérée par le détecteur est moins importante dans cette réaction : 2,31 MeV contre 2,79 MeV. Une partie de l'énergie est diffusée par le photon et, ce dernier trop énergétique, ne s'arrête pas dans le gaz. Nous pourrions observer cette différence d'énergie lors

de la détection. Les deux noyaux formés vont, tout comme avec l'Hélium 3, être mis en mouvement et suivre des trajectoires diamétralement opposées. Ces deux particules vont arracher des électrons au gaz environnant et ainsi l'ioniser et permettre la détection.[14]

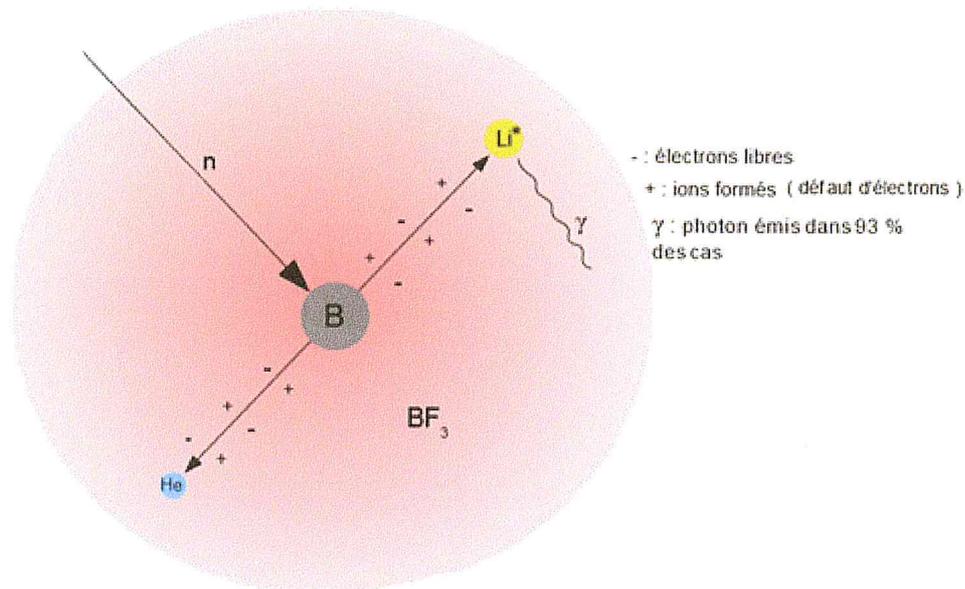


Figure2.8 Réaction d'un neutron dans le BF<sub>3</sub> dans 93% des cas

### 2.6. Détecteurs à scintillation

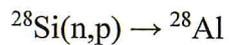
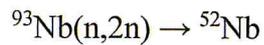
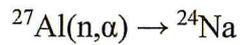
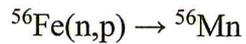
Les détecteurs de neutrons à scintillation peuvent être à base de scintillateurs organiques (liquides ou cristallins), scintillateurs inorganiques [19], de plastiques et de fibres à scintillation.

### 2.7. Détecteurs de neutrons à base de semi-conducteurs

Les semi-conducteurs ont été utilisés pour la détection de neutrons.

## 2.8. Détecteurs à activation neutronique

Des matériaux d'activation peuvent être placés dans un champ de neutrons pour caractériser leurs spectres d'énergie et intensité. Des réactions d'activation ayant plusieurs seuils d'activation peuvent être utilisées [20]



## 2.9. Détecteurs de neutrons rapides

La détection de neutrons rapides pose certains problèmes. Un détecteur de neutrons rapides directionnel a été développé en utilisant des reculs multiples de protons dans des plans séparés d'un matériau plastique de scintillation. La trajectoire des noyaux de recul créés par les collisions de neutrons est enregistrée ; la détermination de l'énergie et du moment cinétique de deux noyaux de recul permet le calcul de la direction et de l'énergie du neutron incident [1,21]

Chapitre III :  
simulation du détecteur  
à neutrons BF3 sous  
Géant4

## Chapitre 3

# Simulation du détecteur à neutrons BF3 sous Géant4

### 3.1 Introduction

Dans ce chapitre la réponse en efficacité et en flux pour les neutrons lents, thermique et intermédiaire est étudiée. Pour cela le logiciel GEANT 4 est utilisé. Le détecteur est sous forme géométrique équivalente à un tube de diamètre fixé à 2.2 cm et dont la longueur est variable. La longueur utilisée en simulation est la longueur nommée longueur active. Cette longueur est relative à l'espace chambre à gaz. La longueur totale du corps du détecteur vaut 20 cm. La pression du gaz du détecteur est variable selon la longueur active utilisée (Voir Annexe A.I).

Dans les procédures de simulation, la source est positionnée à 1cm du détecteur. Les différentes simulations avec des distances élevées n'ayant pas abouties à des résultats acceptables.

### 3.2 Le code Geant4

Dans ce sous paragraphe un bref aperçu sur les capacités du logiciel Geant4 sont exposés ainsi que le pourquoi de son utilisation dans le cadre de notre travail.

Le code Géant 4 (GEometry ANd Tracking) est un outil de simulation Monte-Carlo, développé par la communauté de physique des hautes énergies au CERN (Centre Européen pour la Recherche Nucléaire) qui sert à déterminer par calcul numérique le comportement d'un détecteur, le passage des particules à travers la matière ainsi que les interactions qui en résultent.

Il offre la possibilité d'étudier plusieurs aspects d'une expérience : géométrie du système matériaux, réponse du détecteur, visualisation du détecteur et des interactions.

Geant4 a été utilisé dans un vaste panel d'application : expériences de physique des particules, physique nucléaire, d'astrophysique et de physique médicale.

### 3.3 Mesure de l'efficacité

L'efficacité d'un détecteur est liée à sa capacité de détecter un rayonnement donné, ayant une énergie donnée. Ce paramètre traduit le rendement du détecteur. On définit deux types d'efficacité :

- Efficacité absolue : c'est le rapport entre le nombre de rayonnement détectés et le nombre de rayonnement émis par la source.[16- 18].

## Simulation du détecteur à neutrons BF3

$$\varepsilon_{abs}(E) = \frac{N_{détectés}(E)}{N_{émis}(E)}$$

$N_{détectés}(E)$  C'est le nombre de neutrons détectés.

$N_{émis}(E)$  C'est le nombre de neutrons émis par la source.

L'efficacité absolue est liée à la géométrie du détecteur qui ne permet pas d'envelopper la totalité des rayonnements émis par la source.

- Efficacité intrinsèque : elle ne tient compte que du nombre de rayonnements qui pénètrent dans la surface de détection. [17- 19]

$$\varepsilon_{int} = \frac{N_{détectés}}{N_{incident}}$$

Les deux efficacités peuvent être liées par l'entité d'angle solide  $\Omega$  (représente la surface du détecteur et la distance source-détecteur) :

$$\varepsilon_{abs} = \frac{\Omega}{4\pi} \varepsilon_{int}$$

Avec l'angle solide :  $\Omega = 2\pi \left(1 - \frac{d}{\sqrt{d^2 + a^2}}\right)$

à le rayon du détecteur et d la distance source-détecteur (figure 3.1).

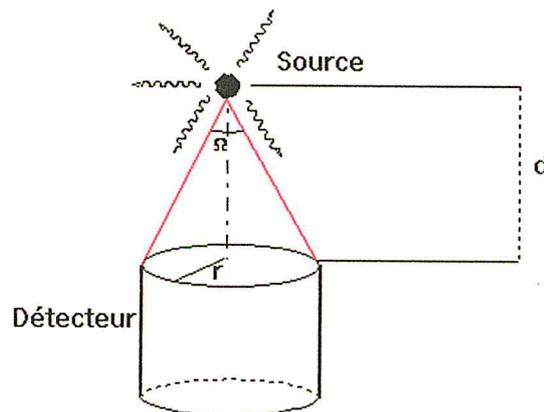


Figure 3.1 : Efficacité de détection en fonction de l'angle solide.

## 3.4 Résultats de la simulation

### 3.4.1 Résultats de simulation dans le cas des neutrons intermédiaire

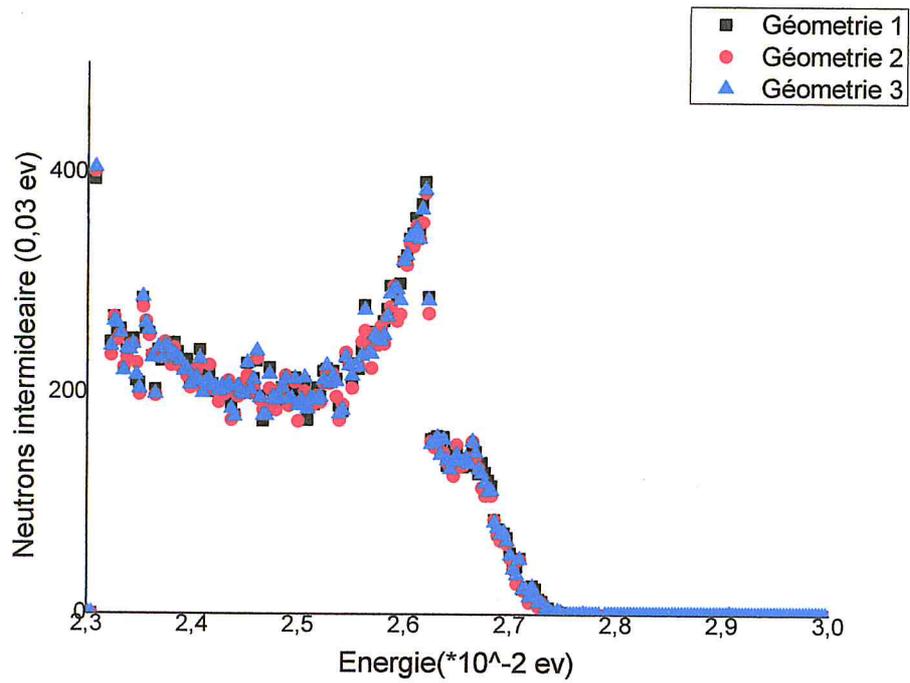


Figure3.2 : Distribution des neutrons intermédiaire pour l'énergie 0.03eV pour les trois géométrie

# Simulation du détecteur à neutrons BF3

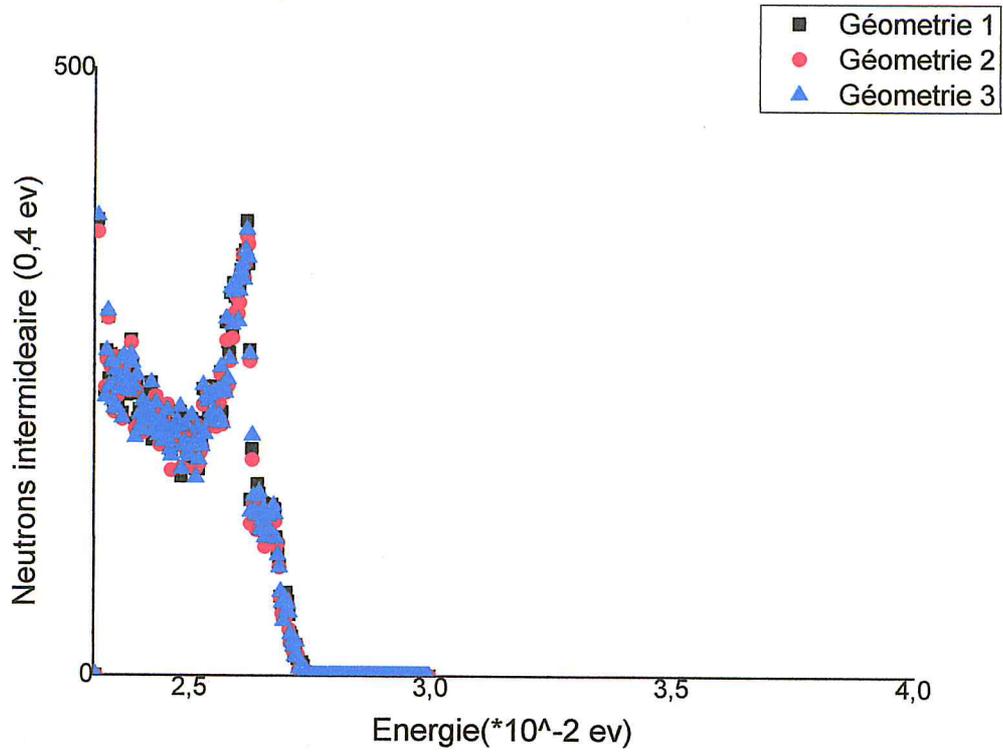


Figure3.3 : Distribution des neutrons intermédiaire pour l'énergie 0.4eV  
pour les trois géométrie

## Simulation du détecteur à neutrons BF3

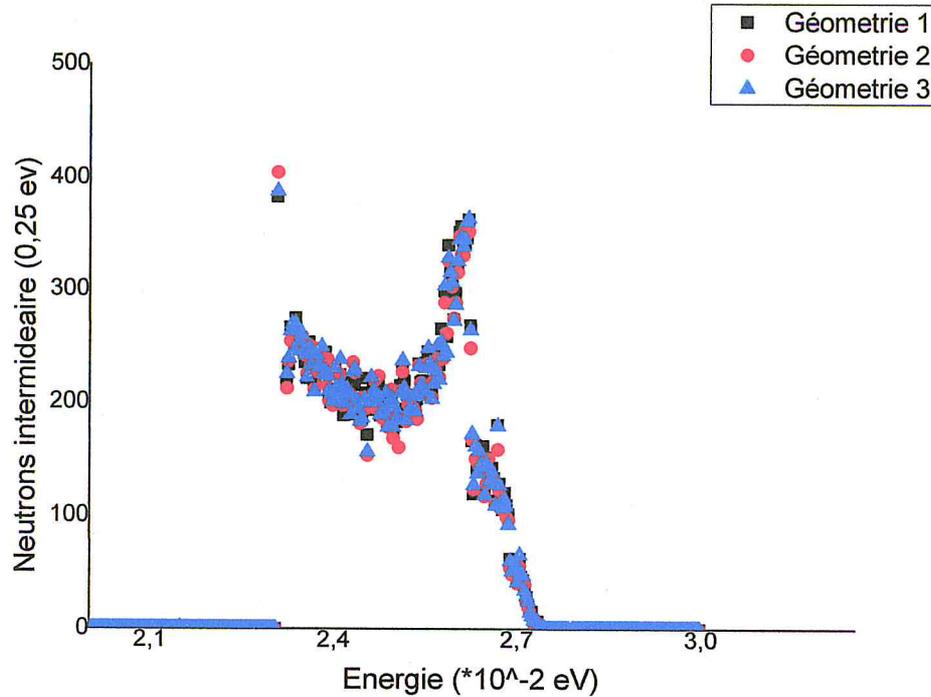


Figure3.4 : Distribution des neutrons intermédiaire pour l'énergie 0.25eV  
pour les trois géométrie

### a. Cas de la première longueur 5.09 cm.

Les résultats obtenus en termes d'efficacité moyenne et de nombre de neutrons détectés sont comme suit :

✚ Efficacité (moyenne) de détection des neutrons intermédiaires d'une longueur 5.09cm est :

$$\varepsilon_{\text{abs}} = 19.55\%$$

✚ Le flux surfacique des neutrons intermédiaire nombre initial de 1.000.000 pour la première longueur est :

$$\phi = \frac{\text{nombre des neutrons}}{s} = \frac{234648}{3.79}$$

$$\phi = 61912.401 \text{ neutrons cm}^2$$

### b. Cas de la deuxième longueur 3.92cm.

Les résultats obtenus en termes d'efficacité moyenne et de nombre de neutrons détectés sont comme suit :

✚ Efficacité (moyenne) de détection des neutrons intermédiaires d'une longueur 3.93cm est :

$$\varepsilon_{\text{abs}} = 12.01\%$$

## Simulation du détecteur à neutrons BF3

✚ Le flux surfacique des neutrons intermédiaire nombre initial de 1.000.000 pour la deuxième longueur est :

$$\phi = \frac{\text{nombre des neutrons}}{s} = \frac{141230}{3.79}$$

$$\phi = 37263.852 \text{ neutrons/cm}^2$$

### c. Cas de la troisième longueur 3.04cm.

Les résultats obtenus en termes d'efficacité moyenne et de nombre de neutrons détectés sont comme suit :

✚ Efficacité (moyenne) de détection des neutrons intermédiaires d'une longueur (3.04cm) est :

$$\varepsilon_{\text{abs}} = 12.36\%$$

✚ Le flux des neutrons intermédiaire nombre initial de 1.000.000 pour la troisième géométrie est :

$$\phi = \frac{\text{nombre des neutrons}}{s} = \frac{148496}{3.79}$$

$$\phi = 39181.002 \text{ neutrons/cm}^2$$

## Conclusion

Les figures 3.2- 3.4 représentent la distribution des neutrons intermédiaires en fonction de leur énergie. On remarque que lorsque l'énergie augmente, le nombre des neutrons détectés diminue. Ceci est dû au fait que la section efficace d'interaction est approximativement l'inverse de l'énergie.

Pour les différentes géométries on remarque que plus le volume actif est faible (la pression du gaz étant forte), le flux et le nombre d'interactions des neutrons avec les atomes (du gaz) augmentent.

### 3.4.2 Résultats de simulation dans le cas des neutrons thermiques

#### a.cas de première longueur (5.9cm)

La distribution des neutrons thermiques pour la première longueur (5.09cm) est illustrée sur la figure 3.5

Les résultats obtenus en termes d'efficacité moyenne et de nombre de neutrons détectés sont comme suit :

## Simulation du détecteur à neutrons BF3

✚ Efficacité (moyenne) de détection des neutrons thermiques d'une longueur (5.09cm) est

$$\varepsilon_{\text{abs}} = 0.0113\%$$

✚ Le flux surfacique des neutrons thermique nombre initial de 1.000.000 pour la deuxième géométrie est :

$$\phi = \frac{\text{nombre des neutrons}}{s} = \frac{65617}{3.79}$$

$$\phi = 17313.192 \text{ neutrons/cm}^2$$

### b. cas de deuxième longueur 3.92cm

La distribution des neutrons thermiques pour la deuxième longueur (3.92cm) est illustrée sur la figure 3.5

Les résultats obtenus en terme d'efficacité moyenne et de nombre détectés sont comme suit :

✚ Efficacité (moyenne) de détection des neutrons thermiques d'une géométrie -3.93/+3.93 est

$$\varepsilon_{\text{abs}} = 0.0113\%$$

✚ Le flux surfacique des neutrons thermique nombre initial de 1.000.000 pour la deuxième géométrie est

$$\phi = \frac{\text{nombre des neutrons}}{s} = \frac{65911}{3.79}$$

$$\phi = 17390.765 \text{ neutrons/s.cm}^2$$

### c. cas de la troisième longueur (3.04cm)

La distribution des neutrons thermiques pour troisième longueur (3.04cm) est illustrée sur la figure 3.5

Les résultats obtenus en termes d'efficacité moyenne et de nombre détectés sont comme suit:

✚ Efficacité (moyenne) de détection des neutrons thermiques d'une longueur 3.04cm est

$$\varepsilon_{\text{abs}} =$$

✚ Le flux surfacique des neutrons intermédiaire nombre initial de 1.000.000 pour la deuxième longueur est :

$$\phi = \frac{\text{nombre des neutrons}}{s} = \frac{65911}{3.79}$$

$$\phi = 17390.765 \text{ neutrons/cm}^2$$

Le tableau 3.1, récapitule le nombre des neutrons détectés pour les trois configurations géométriques :

# Simulation du détecteur à neutrons BF3

	Géométrie 1	Géométrie 2	Géométrie 3
Nombre des neutrons	65617	65911	65911

Tableau 3.1 : nombre des neutrons détectés dans les différentes configurations géométriques.

La figure 3.5 illustre la distribution des neutrons, dans le canal, pour les trois longueurs.

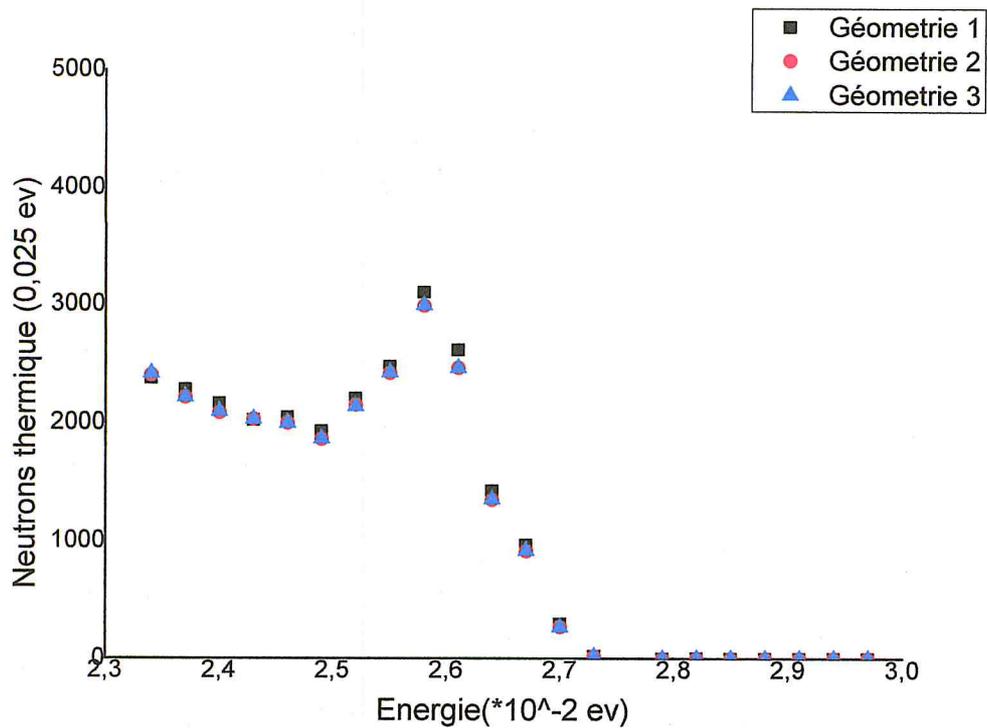


Figure 3.5 Distribution des neutrons thermique pour les trois longueurs.

## Conclusion

Pour les neutrons thermiques et pour les trois longueurs, le nombre de neutrons détectés est quasi-constant.

## 3.4.3 Résultats de simulation dans le cas des neutrons lents

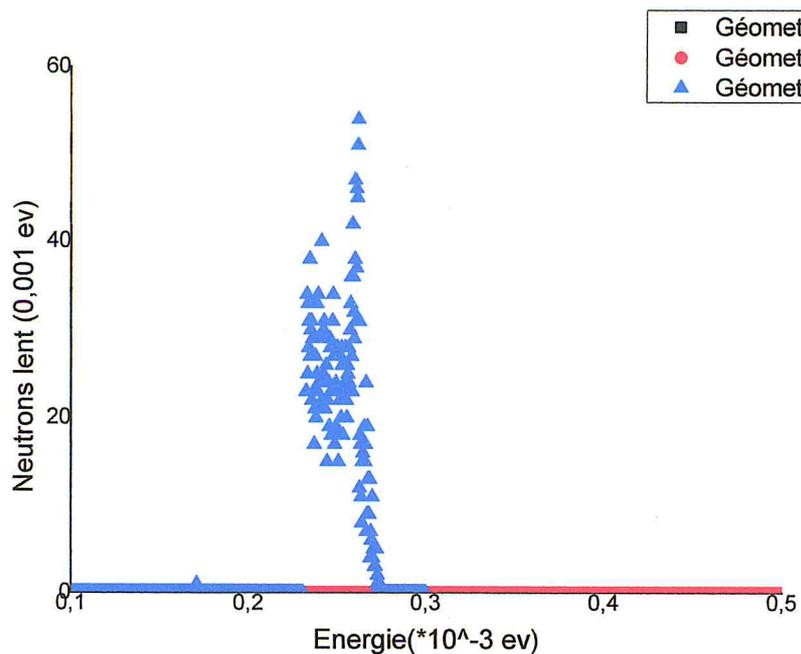


Figure 3.6 La distribution des neutrons lents pour l'énergie 0.001eV pour les trois longueurs

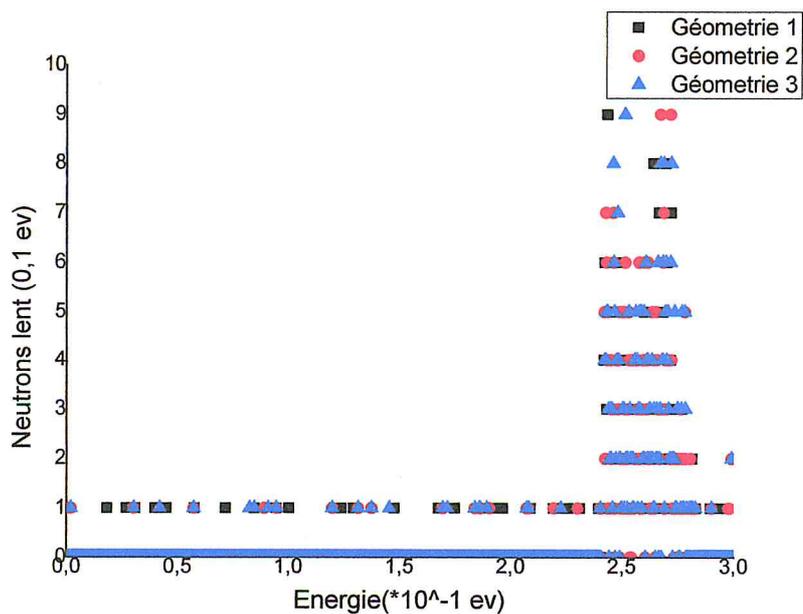


Figure 3.7 La distribution des neutrons lents pour l'énergie 0.1eV pour les trois longueurs

# Simulation du détecteur à neutrons BF3

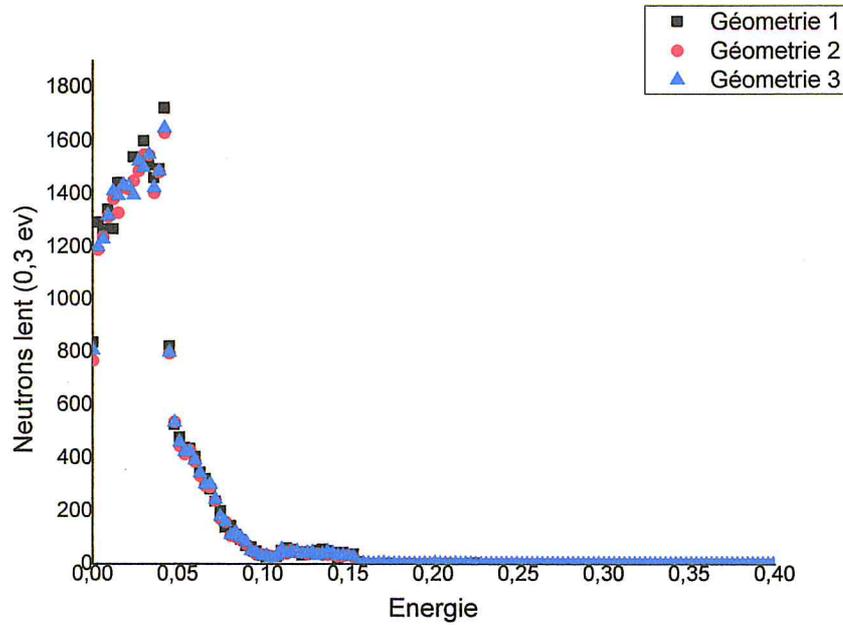


Figure 3.8 La distribution des neutrons lents pour l'énergie 0.3eV pour les trois longueurs

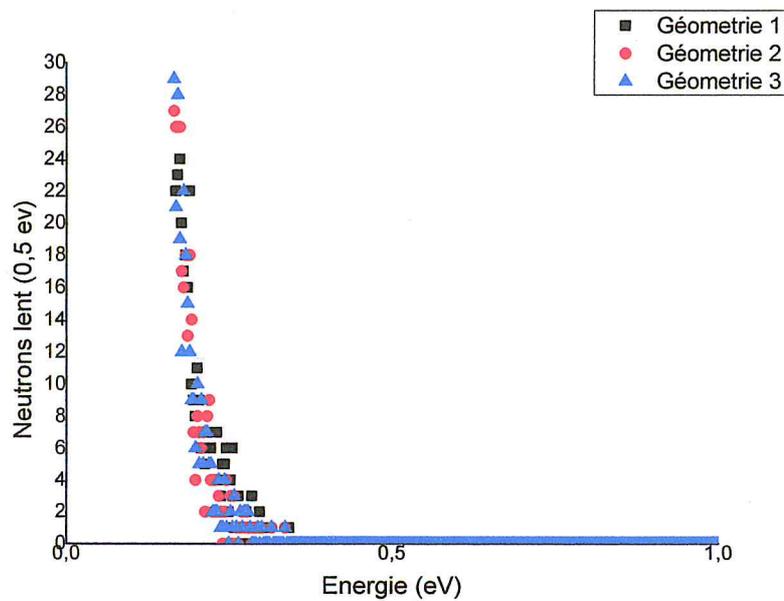


Figure 3.9 La distribution des neutrons lents pour l'énergie 0.5eV pour les trois longueurs

## a. Cas de la première longueur 5.09cm.

Les résultats obtenus en termes d'efficacité intrinsèque et de nombre de neutrons détectés sont comme suit :

## Simulation du détecteur à neutrons BF3

✚ Le flux surfacique des neutrons lents pour un nombre initial de 100.000 neutrons pour la première longueur est :

$$\phi = \frac{\text{nombre des neutrons}}{s} = \frac{100000}{3.79}$$

$$\phi = 25188.916 \text{ neutrons/cm}^2$$

### b. cas de la deuxième longueur 3.92cm

✚ Le flux surfacique des neutrons lents pour un nombre initial de 100.000 neutrons pour la deuxième longueur est :

$$\phi = \frac{\text{nombre des neutrons}}{s} = \frac{99980}{3.79}$$

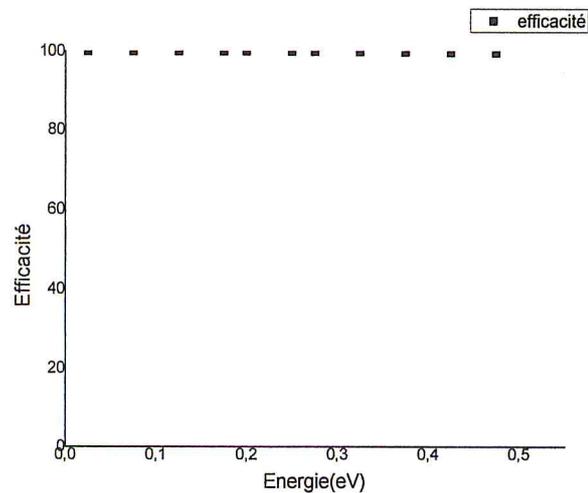
$$\phi = 977.03 \text{ neutrons/cm}^2$$

### c. cas de la troisième longueur 3.04cm

Flux surfacique des neutrons lents pour un nombre initial de 100.000 neutrons pour la deuxième longueur est :

$$\phi = \frac{\text{nombre des neutrons}}{s} = \frac{100005}{3.79}$$

$$\phi = 26386.543 \text{ neutrons/cm}^2.$$



### Conclusion générale

Dans ce mémoire le travail proposé porte sur la mesure de l'efficacité et le flux des neutrons intermédiaires, thermiques et lents dans un détecteur BF<sub>3</sub> de 2.2cm de diamètre avec une distance fixe entre la source et le détecteur, à l'aide de simulation avec le logiciel Geant4.

L'objectif de travail c'est de calculé l'efficacité absolu et le flux de neutron avec les trois type de neutron en faisant varier la longueur du canal du détecteur BF<sub>3</sub>. On a trouvé que le nombre de neutron détecté augmente si l'énergie des neutrons ou le volume du détecteur diminuent, alors on peut dire qu'il a une relation inverse avec l'énergie des neutrons et le nombre de neutrons détectés.

L'efficacité absolue de détection des neutrons changent avec de la pression du gaz et des dimensions du détecteur.

L'efficacité intrinsèque du détecteur pour les neutrons lents avec les trois longueurs est égale à 100%.

Enfin, pour une meilleure détection il faut minimiser l'énergie et le volume du détecteur pour cela on peut conclure que le détecteur BF<sub>3</sub> est mieux adapté pour les neutrons lents.

# Annexe

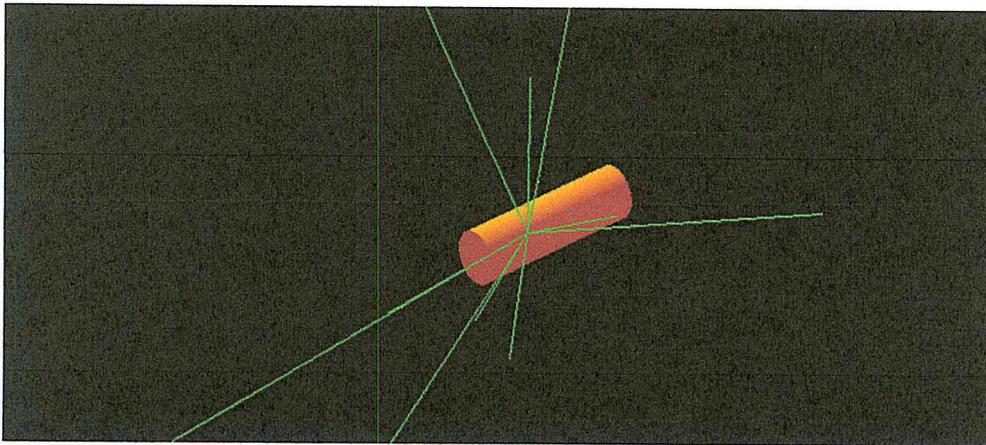
**Annexe :**

**A.I**

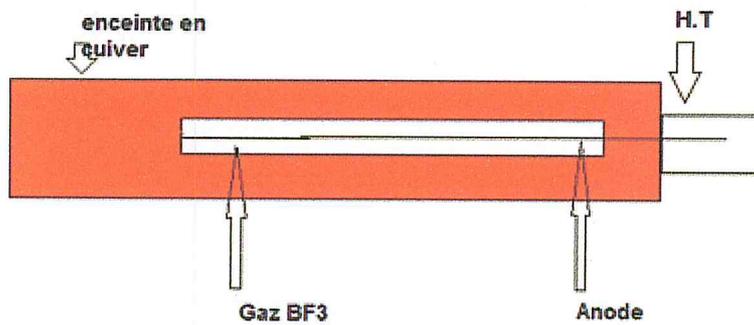
**Différentes longueurs du détecteur utilise ainsi que sa géométrie**

détecteur	Longueur (cm)	Pression (Pascal)
1	5.08	266.57
2	3.05	733
3	3.92	2133

**Visualisation de la géométrie de simulation**



**Image réelle du détecteur BF3 au niveau du laboratoire (Pavillon 14).**



**Schéma descriptif du compteur à BF3**

## A.II

### Code de Construction du détecteur BF3

```
////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////
```

```
#include "DetectorConstruction.hh"  
#include "DetectorSD.hh"
```

```
#include "G4Material.hh"  
#include "G4Box.hh"  
#include "G4Tubs.hh"  
#include "G4LogicalVolume.hh"  
#include "G4ThreeVector.hh"  
#include "G4PVPlacement.hh"  
#include "G4RotationMatrix.hh"  
#include "G4NistManager.hh"  
#include "globals.hh"  
#include "G4VisAttributes.hh"  
#include "G4SDManager.hh"  
#include "G4PhysicalConstants.hh"  
#include "G4UnitsTable.hh"  
#include "G4SystemOfUnits.hh"  
#include "G4ios.hh"  
#include "G4Colour.hh"
```

```
DetectorConstruction::DetectorConstruction() {}
```

```
DetectorConstruction::~~DetectorConstruction() {}
```

```
G4VPhysicalVolume* DetectorConstruction::Construct()  
{
```

```
  G4int  ncomponents, natoms;  
  G4double z, a, density;  
  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);
```

```
// BF3
```

```
  G4Element* B = new G4Element("Bore", "B", z= 5., a=10.81*g/mole);  
  G4Element* F = new G4Element("Bromine", "F", z= 9., a = 19.*g/mole);  
  G4Material* BF3 = new G4Material("BF3", density = 2.76*g/cm3, ncomponents=2);  
  BF3->AddElement(B, natoms=1);  
  BF3->AddElement(F, natoms=3);
```

```

// G4NistManager* nistMan = G4NistManager::Instance();
//G4Material* Air = nistMan->FindOrBuildMaterial("G4_AIR");
//G4Material* saMaterial = nistMan->FindOrBuildMaterial("G4_Al");
// G4Material* detMaterial = nistMan->FindOrBuildMaterial("G4_SODIUM_IODIDE");
G4Material* Vacuum= new G4Material("vacuum",1.,1.008*g/mole,1.e-
25*g/cm3,kStateGas, 2.73*kelvin, 2133*pascal);

```

```

G4Box* world_box = new G4Box("world", 20*cm,20*cm,20*cm);
G4LogicalVolume* world_log = new G4LogicalVolume(world_box,Vacuum, "world");
G4VPhysicalVolume* world_phys = new G4PVPlacement(0, G4ThreeVector(), world_log,
"world", 0, false, 0);

```

```

//----- Le détecteur cylindrique BF3 -----
-----

```

```

G4Tubs* BF3_tube1 = new G4Tubs("BF3-tube", 0, 11*mm,39.2*mm, 0, 360*deg);
G4LogicalVolume* BF3_log1 = new G4LogicalVolume( BF3_tube1, BF3, "BF3-tube");
//position de BF3
new G4PVPlacement(0, G4ThreeVector(0, 0,0*mm), BF3_log1, "BF3-tube", world_log,
false, 0);

```

```

G4Colour brown(0.7, 0.4, 0.1);

```

```

G4VisAttributes* BF3Attributes = new G4VisAttributes(brown);
BF3Attributes->SetForceSolid(true);
BF3_log1->SetVisAttributes(BF3Attributes);

```

```

DetectorSD* detectorSD = new DetectorSD("DetectorSD");
G4SDManager* sdMan = G4SDManager::GetSDMpointer();
sdMan->AddNewDetector(detectorSD);
BF3_log1->SetSensitiveDetector(detectorSD);

```

```

world_log->SetVisAttributes(G4VisAttributes::Invisible);

```

```
return world_phys;
}
```

```
////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////////
```

### Fichier d'exécution

```
/run/verbose 1
/event/verbose 0
/tracking/verbose 0
```

```
/vis/open OGL # OpenGL driver
/vis/drawVolume # Add world volume
/vis/viewer/flush # Visualise geometry
/vis/viewer/set/viewpointThetaPhi 120 70 # Set camera angle for OGL driver
/vis/viewer/zoom 0.5
/vis/scene/add/trajectories # Add trajectories to the visualization.
/vis/scene/endOfEventAction accumulate # Accumulate multiple events in one picture.
```

```
# Trajectory colouring scheme
```

```
/vis/modeling/trajectories/create/drawByCharge
/vis/modeling/trajectories/drawByCharge-0/set -1 blue
/vis/modeling/trajectories/drawByCharge-0/set 0 green
/vis/modeling/trajectories/drawByCharge-0/set 1 red
```

```
#/vis/modeling/trajectories/create/drawByParticleID
#/vis/modeling/trajectories/drawByParticleID-0/set e- red
#/vis/modeling/trajectories/drawByParticleID-0/set e+ blue
#/vis/modeling/trajectories/drawByParticleID-0/set proton cyan
#/vis/modeling/trajectories/drawByParticleID-0/set gamma green
#/vis/modeling/trajectories/drawByParticleID-0/set neutron yellow
#/vis/modeling/trajectories/drawByParticleID-0/set pi+ magenta
#/vis/modeling/trajectories/drawByParticleID-0/set pi- magenta
#/vis/modeling/trajectories/drawByParticleID-0/set pi0 magenta
```

```
# for drawing the tracks
```

```
#/vis/scene/add/trajectories
```

```
# (if you prefer refreshing each event, comment out next line)
```

```
/vis/scene/endOfEventAction accumulate
/run/initialize
```

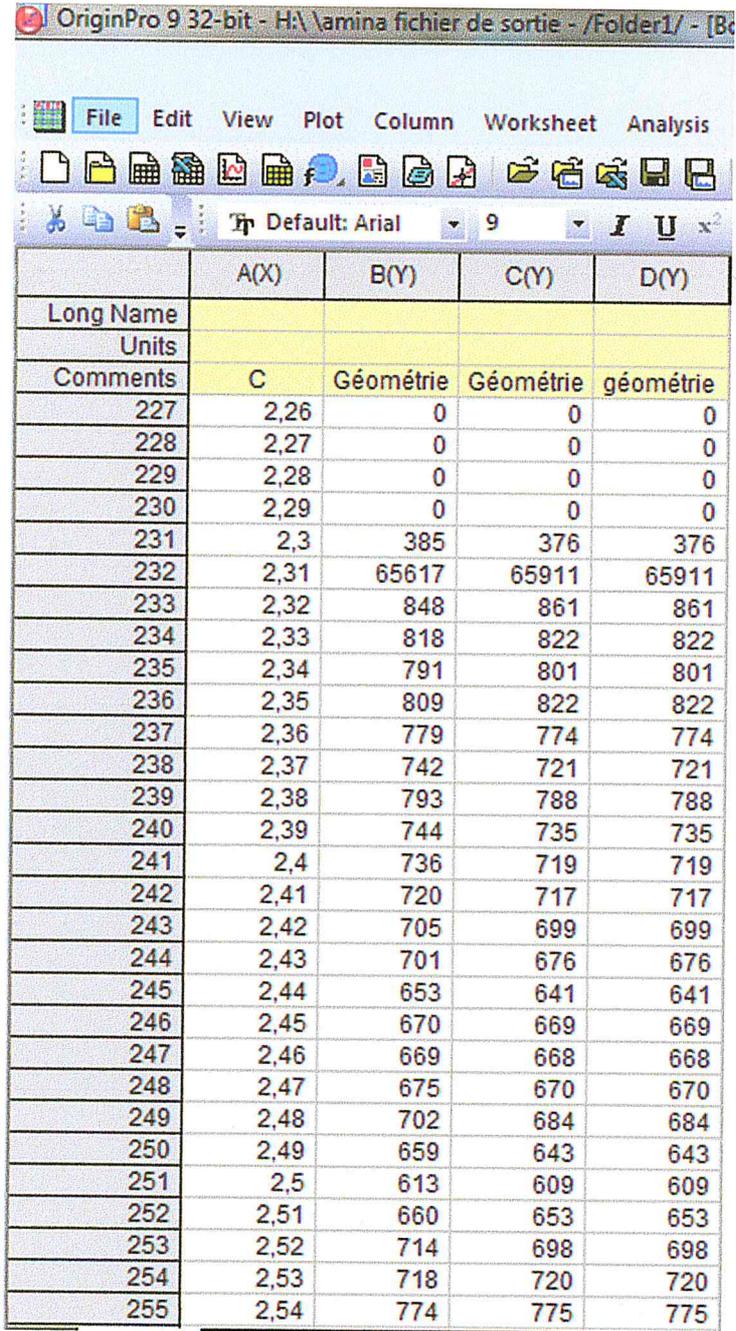
```
#/vis/disable #visualisation de la géométrie de détecteur
```

```
#!/<your executable> macro.mac | tee output.log
```

```
/gun/particle neutron
/gun/energy 1 MeV
/gun/position 0 0 -1 cm //position de la source
/gun/direction 0 0 -1
```

/run/beamOn 10

### A.III Fichier de sortie (une partie des resultats)

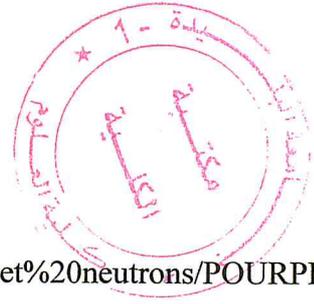


OriginPro 9 32-bit - H:\lamina fichier de sortie - /Folder1/ - [Bc

File Edit View Plot Column Worksheet Analysis

Default: Arial 9 I U x<sup>2</sup>

	A(X)	B(Y)	C(Y)	D(Y)
Long Name				
Units				
Comments	C	Géométrie	Géométrie	géométrie
227	2,26	0	0	0
228	2,27	0	0	0
229	2,28	0	0	0
230	2,29	0	0	0
231	2,3	385	376	376
232	2,31	65617	65911	65911
233	2,32	848	861	861
234	2,33	818	822	822
235	2,34	791	801	801
236	2,35	809	822	822
237	2,36	779	774	774
238	2,37	742	721	721
239	2,38	793	788	788
240	2,39	744	735	735
241	2,4	736	719	719
242	2,41	720	717	717
243	2,42	705	699	699
244	2,43	701	676	676
245	2,44	653	641	641
246	2,45	670	669	669
247	2,46	669	668	668
248	2,47	675	670	670
249	2,48	702	684	684
250	2,49	659	643	643
251	2,5	613	609	609
252	2,51	660	653	653
253	2,52	714	698	698
254	2,53	718	720	720
255	2,54	774	775	775



## Bibliographique :

- [1] <https://fr.wikipedia.org/wiki/Neutron>
- [2] [file:///C:/Users/pc/Desktop/document/Geant4PourLesMasters/det%20neutrons/POURPROJET-VoirPage54PourSimulationDetecteurNeutrons2011\\_GhaoutiBentoumi%20\(1\).pdf](file:///C:/Users/pc/Desktop/document/Geant4PourLesMasters/det%20neutrons/POURPROJET-VoirPage54PourSimulationDetecteurNeutrons2011_GhaoutiBentoumi%20(1).pdf)
- [3] <file:///C:/Users/pc/Desktop/document/1.%20Classif-character.%20neutrons%20-%202010.pdf>
- [4] Daniel Blanc professeur émérite à l'université Paul-Sabatier (Toulouse)
- [5] cour Mr A.MOUZALI neutronique. Master 2.2017-2018. Département physique
- [6] Caillot A., la radioactivité au service de l'industrie et de l'environnement, Technique et documentation, Paris, (2002), pp 62-67.
- [7] Konrad Klein knecht, "Detectors for particle radiation", Cambridge University Press, (1986).
- [8] Glenn F. KNOLL. "Radiation detection and measurement". Wiley & Son, Ltd, (1999). pp 36-38, 43 et 175.
- [9] G. Gilmore. "Practical gamma-ray spectrometry". Wiley & Son, Ltd, (2008).
- [10] Glenn. F. KNOLL. "Radiation Detection and Measurement". 3<sup>rd</sup> edition J. Wiley & Sons (2000).
- [11] Jones and Bartlette publishers, Scintillation detectors.
- [12] Costel Petrache. "DéTECTEURS à scintillation". Université Paris XI & IPN Orsay.(2007).
- [13] <http://www.canberra.com>
- [14] Les neutrons : un mètre cosmique
- [15] Spectrométrie des neutrons : étude de la réponse d'un ensemble de compteurs proportionnels : Thèse de Doctorat, Mehdi Benmosbah.
- [16] <file:///C:/Users/lenovo/Desktop/DetecteurBF3/TheseEFFICIENCY%20MODELING%20FOR%20NEUTRON%20DETECTORS%20.pdf>

[17] Métivier. Physique des semi-conducteurs et des composants Electronique. Dunod (2001).

[18] K.Amgaron ,C .Domingo. T. Bouassoule ,F.Fernandez, Monte carlo simulation of the NaI(Tl) detector reponse to mesure gold activate foils, Nuclear Instruments in physics Research B 267(2009)2944-2951

