



REPUBLIQUE ALGERIENNE DEMOCRATIQUE ET POPULAIRE
MINISTERE DE L'ENSEIGNEMENT SUPERIEUR ET
DE LA RECHERCHE SCIENTIFIQUE
UNIVERSITE DES FRERES MENTOURI
FACULTE DES SCIENCES EXACTES
DEPARTEMENT DE PHYSIQUE



N° d'ordre :
Série:

THESE
PRÉSENTÉE POUR OBTENIR LE DIPLOME DE DOCTORAT EN SCIENCE
EN PHYSIQUE

SPECIALITÉ
RAYONNEMENT ET APPLICATIONS
Par
LAKEHAL CHAOUKI

QUANTIFICATION DES RADIONUCLEIDES NATURELS ET
ARTIFICIELS DANS L'ENVIRONNEMENT PAR LA
SPECTROMETRIE GAMMA : MESURES EXPERIMENTALES
ET SIMULATION PAR LE CODE GEANT3

SOUTENUE LE : 22 octobre 2020

Devant le jury

| <u>Qualité</u> | <u>Nom Prénom</u> | <u>Grade</u> | <u>Université</u> |
|----------------|-------------------|--------------|--|
| Président | K. AIT MOUSSA | Professeur | Université des frères Mentouri, Constantine 1 |
| Rapporteur | M. RAMDHANE | Professeur | Université Grenoble Alpes (France) |
| Co-rapporteur | H. AISSAOUI | Professeur | Université des frères Mentouri, Constantine 1 |
| Examineurs | N. KEGHOUCHE | Professeur | Université des frères Mentouri, Constantine 1 |
| | M. BELGAID | Professeur | Université des sciences et de la technologie Houari-Boumediène (USTHB), Alger |
| | A. AZBOUCHE | M. Recherche | Centre de recherche nucléaire d'Alger |

إلى روح أبي الغالي عمار لكحل
الذي لطالما تمنى أن يحضر
مناقشة هذه الرسالة

إلى روح صديقي سليم خالد
الذي كان مثال للجد في العمل و
حسن الخلق

جعلكما الله من أهل الجنة و
رزقكما رفقة النبي محمد في
أعلى جنات الفردوس
أمين

Je dédie ce manuscrit à

- *Mes parents Ammar et Naima et mes frères que dieu les garde tous*
- *Ma femme Asma qui m'a soutenu pour finir ce travail.*
- *A mes fils Mohamed Iyed et Imed Eddine que je les souhaite une vie pleine de bonheur, de réussite et de bonne santé.*

Remerciements

La finalisation de cette thèse était faite grâce à l'appui de plusieurs personnes.

Je voudrais adresser toute ma gratitude à Monsieur M. RAMDHANE, Professeur à l'université Grenoble Alpes (France), d'avoir accepté la direction de cette thèse durant toutes ces années.

Je tien à remercier Monsieur H. Aissaoui, Professeur à l'université des frères Mentouri – Constantine 1, d'avoir accepté la Co-direction de cette thèse et de son soutien moral pour finaliser le travail.

À toute l'équipe du laboratoire CENBG-France, je présente mes remerciements, mon respect et ma gratitude d'avoir accepté la réalisation des mesures au niveau de leurs laboratoire.

Je tiens à exprimer mes vifs remerciements à Monsieur K. AIT MOUSSA, Professeur à l'université des frères Mentouri - Constantine1 d'avoir accepté d'être président du jury de ma thèse.

Mes reconnaissances vont tout particulièrement s'adresser à Madame N. KEGHOUCHE Professeur à l'université des frères Mentouri - Constantine1, pour sa contribution efficace est inoubliable à ma formation aux cycles graduation et poste graduation (première année Magister), et d'être membre du jury de thèse en tant que rapporteurs.

J'exprime mes remerciements les plus respectueux à Monsieur M. BELGAID Professeur à l'université USTHB Alger 1, de participer au jury de cette de doctorat en tant que rapporteurs.

Je suis très honoré à l'acceptation de rapporter et de juger ce manuscrit par Monsieur A. AZBOUCHE maitre de recherche au centre de recherche nucléaire d'Alger.

Je tiens à remercier particulièrement mes chères collègues S. BENATALAH et S. KAIM pour leurs soutien inconditionnel et leurs encouragement quotidien.

A toutes l'équipe de mon laboratoire LPMPS sans exception et notamment le Professeur N. MEBARKI, j'exprime mes chaleureux sentiments.

Table des matières

| | |
|---|-----------|
| Introduction générale | 1 |
| 1 Les Rayonnements Ionisants : Origine et Effets Biologiques | 3 |
| 1.1 Origine du rayonnement | 3 |
| 1.1.1 Le rayonnement alpha (α) | 3 |
| 1.1.2 Le rayonnement bêta (β) | 5 |
| 1.1.3 Le rayonnement gamma (γ) | 7 |
| 1.2 Effets biologiques des rayonnements ionisants | 9 |
| 1.2.1 Effet des rayonnements ionisants sur la matière vivante | 9 |
| 1.2.2 Unités utilisées en dosimétrie et en radioprotection | 10 |
| 2 Spectrométrie Gamma | 13 |
| 2.1 Interactions des rayonnements gamma avec la matière | 13 |
| 2.1.1 Effet photoélectrique | 13 |
| 2.1.2 Diffusions Rayleigh | 14 |
| 2.1.3 Diffusions Compton | 15 |
| 2.1.4 Effet de matérialisation (la création de paires) | 16 |
| 2.2 La spectrométrie gamma : principe et instrumentation | 17 |
| 2.2.1 Définition | 17 |
| 2.2.2 Principaux éléments constituant une chaîne de spectrométrie gamma | 18 |
| 3 Facteurs influants sur la détection d'un rayonnement | 26 |
| 3.1 Introduction | 26 |
| 3.2 La géométrie du détecteur et de la source radioactive | 27 |
| 3.2.1 Le milieu existant entre la source et le détecteur | 27 |
| 3.2.2 Angle solide entre la source et le détecteur | 28 |
| 3.3 Volume et densité de la source radioactive | 32 |
| 3.3.1 Auto-absorption (f_a) | 33 |
| 3.3.2 La rétrodiffusion (f_b) | 34 |
| 3.4 Les paramètres du détecteur | 35 |
| 3.4.1 La fenêtre du détecteur | 36 |
| 3.4.2 L'efficacité du détecteur (ε) | 37 |

| | | |
|----------|--|------------|
| 4 | Méthode Monte Carlo et simulation de l'interaction d'un rayonnement avec la matière avec le code GEANT3 | 39 |
| 4.1 | La méthode Monte Carlo | 39 |
| 4.1.1 | Une brève histoire de Monte-Carlo | 39 |
| 4.1.2 | Simulation d'interaction des rayonnements avec la matière | 40 |
| 4.2 | Le Code GEANT3 | 45 |
| 4.2.1 | Les utilisations de GEANT3 | 45 |
| 4.2.2 | Cadre de la simulation d'un événement | 46 |
| 5 | Simulation du détecteur GeHP par GEANT3. | 49 |
| 5.1 | Structure du détecteur | 49 |
| 5.2 | Validation du détecteur simulé | 53 |
| 5.3 | Détermination du facteur d'auto-absorption | 56 |
| 5.4 | Détermination de l'efficacité de détection | 61 |
| 6 | Mesures expérimentales | 66 |
| 6.1 | Préparation des échantillons | 67 |
| 6.1.1 | Sites de prélèvement et dénomination des échantillons . . . | 67 |
| 6.1.2 | Matériels du prélèvement | 71 |
| 6.1.3 | Réalisation de l'échantillonnage | 71 |
| 6.1.4 | Préparation et conditionnement des échantillons | 71 |
| 6.1.5 | Emballage des échantillons | 71 |
| 6.2 | Matériels et méthodes d'analyses | 72 |
| 6.3 | Analyse qualitative et quantitative des échantillons | 81 |
| 6.3.1 | L'analyse qualitative des échantillons | 81 |
| 6.3.2 | L'analyse quantitative des échantillons | 82 |
| 6.4 | Evaluation des risques radiologiques | 93 |
| | Conclusion | 107 |
| | Bibliographie | 109 |

Introduction générale

L'objectif principal de la thèse est l'évaluation de la radioactivité environnementale en utilisant la spectrométrie gamma. Ce type des mesures nécessite la détermination avec une grande précision de différents paramètres qui contribuent à l'évaluation des concentrations des radionucléides naturels (^{235}U , ^{238}U , ^{232}Th et ^{40}K) et un élément artificiel qui est le ^{137}Cs .

Les radionucléides naturels concernés sont eux même ou leurs descendants émetteurs de rayonnement gamma. De ce fait, leurs concentrations respectives dans un milieu donné peuvent être déterminées à partir des mesures de ces émissions gamma. Pour la réalisation de ce travail, nous avons prélevé des échantillons de minerais, des échantillons de différents sols et différentes roches que nous avons analysés par spectrométrie gamma au laboratoire des basses activités du CENBG de Bordeaux et au CRNA d'Alger.

Avant de procéder aux mesures des concentrations des radioéléments, le spectromètre gamma a été étalonné en énergie pour qualifier les éléments émetteurs et en efficacité de détection pour quantifier ces derniers. D'autre part il faut aussi évaluer le coefficient d'auto-absorption des rayonnements gamma dans les échantillons afin de remonter à l'activité de notre échantillon.

Dans ce genre de mesures, l'efficacité de détection de la chaîne de mesure est le paramètre le plus important à évaluer. Cette efficacité dépend de l'énergie du photon, de la géométrie du détecteur et de l'échantillon à mesurer.

De ce fait, certains paramètres utilisés dans la mesure de l'activité d'un radionucléide, il y a ceux qui sont déterminés expérimentalement, mais il existe d'autres qui ne peuvent être évalués qu'à l'aide d'un calcul numérique reposant sur une méthode de simulation Monte-Carlo.

Pour réaliser le travail de simulation, nous avons utilisé le code GEANT3 qui permet de suivre l'interaction des rayonnements à l'intérieur du détecteur. Pour cela, il est nécessaire de bien définir les propriétés physiques et la géométrie du détecteur utilisé.

Les résultats obtenus par calcul sont systématiquement comparés aux résultats obtenus expérimentalement à l'aide de sources ponctuelles jusqu'à ce que le calcul pour le modèle défini reproduise fidèlement les valeurs des résultats expérimentaux. Le modèle ainsi défini va nous permettre de déterminer l'efficacité de détection et le coefficient d'absorption des rayonnements gamma pour des

échantillons de différentes natures et différentes géométries mêmes à des énergies qui ne sont pas accessibles expérimentalement.

Chapitre 1

Les Rayonnements Ionisants : Origine et Effets Biologiques

1.1 Origine du rayonnement

Un rayonnement ou une radiation est un quantum d'énergie. Lorsqu'il rencontre un milieu, il y'aura une interaction avec ce dernier. Au cours de cette interaction, le rayonnement cède une partie ou la totalité de son énergie au milieu. Ce dépôt d'énergie se traduit par certains effets comme les processus d'ionisation ou l'excitation des atomes du milieu. La détection du rayonnement est basée sur la détection de ses effets.

On dit qu'un rayonnement est ionisant s'il arrive à ioniser la matière. L'énergie d'ionisation minimale doit être supérieure ou égale à 13.6 eV qui est l'énergie de liaison de l'atome d'hydrogène. Le processus d'ionisation peut être direct ou indirect.

Les rayonnements nucléaires les plus connus sont : les rayonnements alpha, bêta, gamma.

1.1.1 Le rayonnement alpha (α)

La particule alpha est un noyau d'hélium composé de deux protons et de deux neutrons. Ce type de rayonnement (Fig 1.1) est généralement émis par des noyaux lourds, Il y a aussi des émetteurs alpha avec $Z < 83$. [GI95].

Le rayonnement alpha est le résultat de la transformation d'un noyau ${}^A_Z X$ en un autre noyau ${}^{A-4}_{Z-2} Y$ (stable ou non) selon l'équation 1.1. Il est parfois suivi par

l'émission des rayonnements gamma.

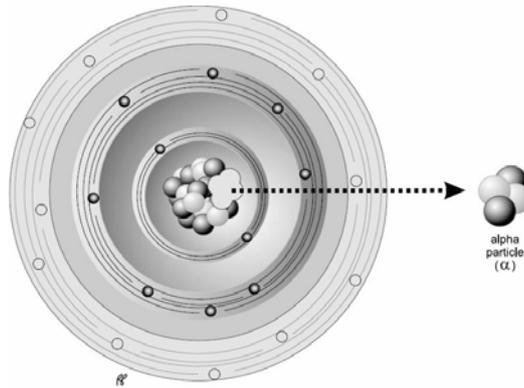
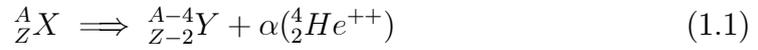


FIG. 1.1 – Emission alpha

En générale, les énergies des rayonnements α sont comprises entre 4 et 9 MeV.

Chaque émetteur alpha a ses propres alphas ayants des énergies caractéristiques. À titre d'exemple le ${}^{228}\text{Th}$ possède cinq rayonnements alpha d'énergies différentes, Figure 1.2 [GI95].

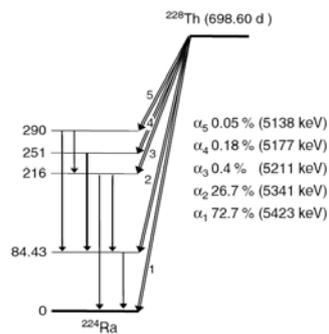


FIG. 1.2 – Décroissance du ${}^{228}\text{Th}$

La vie moyenne de la plupart des radionucléides qui décroissent par émission α est relativement longue, elle peut atteindre des milliards d'années.

Le pouvoir de pénétration de ce rayonnement est faible. Son parcours n'est que de quelques centimètres dans l'air et quelques dizaines de microns dans l'eau et les tissus de l'organisme. Une simple feuille de papier suffit à l'arrêter.

1.1.2 Le rayonnement bêta (β)

Il correspond à l'émission d'un électron chargé négativement (β^-) ou positivement (β^+). Cette émission est caractéristique des noyaux contenant un excès de neutrons ou de protons par rapport à l'isotope stable.

À cause de leur faible masse par rapport au rayonnement alpha, le pouvoir de pénétration des rayonnements β est plus important. Son parcours est de plusieurs mètres dans l'air et quelques millimètres dans l'eau.

a. Le rayonnement β^-

L'émission β^- concerne les noyaux qui ont un excès de neutrons. Elle est due à la transformation d'un neutron en un proton dans le noyau, dans ce cas Z augmente d'une unité.



L'émission de la particule β^- est associée à une particule appelée antineutrino électronique $\bar{\nu}_e$.

La découverte de l'antineutrino a permis d'expliquer très bien le spectre en énergie de la particule β^- qui est un spectre continu, (Figure 1.3). L'énergie totale de la décroissance radioactive est partagée entre les deux particules.

Le noyau émetteur des β^- peut alimenter directement l'état fondamental ou les états excités du noyau fils avec un rapport d'embranchement donné. Les états excités reviennent à l'état fondamental par émission des rayonnements γ (cas du ^{137}Cs et ^{60}Co à titre d'exemple, Figure 1.4).

b. Décroissance β^+

Le rayonnement β^+ est un électron chargé positivement (e^+) appelé Positron. L'émission β^+ aura lieu lorsque le noyau possède un excès de protons nécessitant

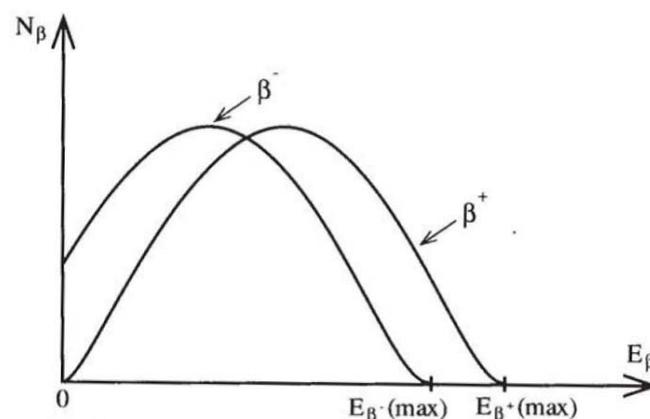


FIG. 1.3 – Spectre en énergie des émissions β^- et β^+ .

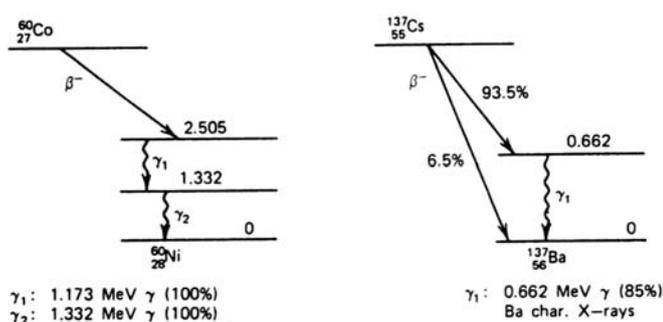


FIG. 1.4 – Décroissance du ^{60}Co et ^{137}Cs

la transformation d'un proton en un neutron pour aller à la stabilité. Dans ce cas, le numéro atomique Z diminue d'une unité.



L'émission du rayonnement β^+ est associée à l'émission d'un neutrino électronique ν_e (Figure 1.5). Comme l'énergie de recul du noyau fils est très petite devant l'énergie totale de la décroissance radioactive. L'énergie de la désintégration est partagée entre les β^+ et ν_e .

La particule β^+ est de l'antimatière, dans son parcours et après avoir perdu toute son énergie cinétique, va rencontrer un électron et le processus d'annihili-

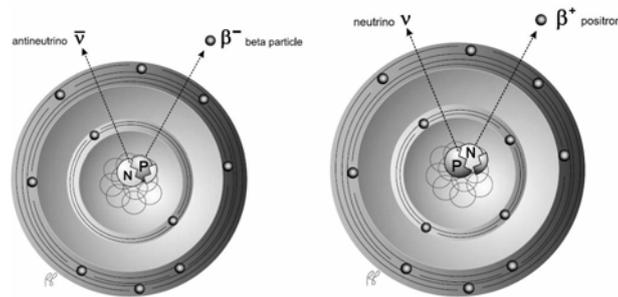


FIG. 1.5 – Emission bêta

lation aura lieu donnant naissance a deux gammas d'énergie 511 keV chacun (Figure 1.6).

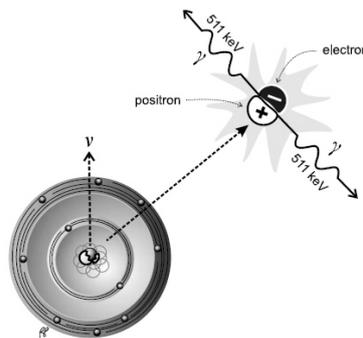


FIG. 1.6 – Processus d'annihilation

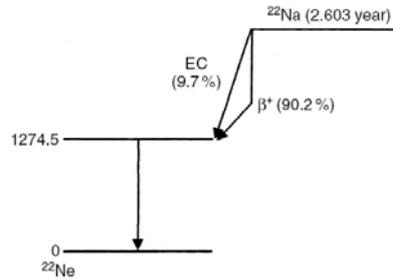
Un des émetteurs du rayonnement β^+ est le ^{22}Na illustré par la figure 1.7.

1.1.3 Le rayonnement gamma (γ)

C'est l'émission des rayonnements électromagnétiques appelés photons. Contrairement à l'émission α et β , la décroissance γ ne change ni Z ni A du radionucléide, seul l'état énergétique de l'élément change.

Le noyau passe spontanément d'un état excité à un état moins excité ou à l'état fondamental, l'excédent d'énergie du noyau est alors libéré sous forme d'un quanta de rayonnement de courte longueur d'onde, Fig 1.8.

Ce processus peut accompagner aussi les émissions de particules α et surtout β . L'énergie des rayonnements émis à la suite d'une désintégration alpha ne

FIG. 1.7 – Décroissance ^{22}Na

dépasse généralement pas 0,5 MeV, tandis que celle des rayonnements gamma émis à la suite d'une désintégration bêta peut dépasser 2,5 MeV.

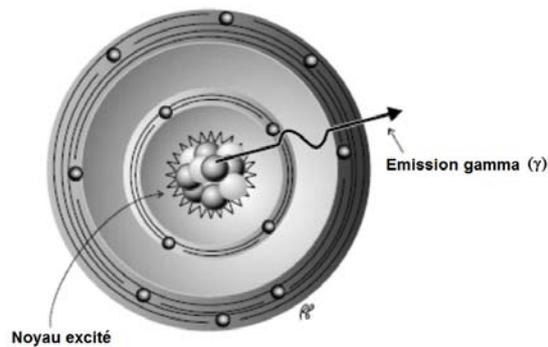


FIG. 1.8 – Emission gamma

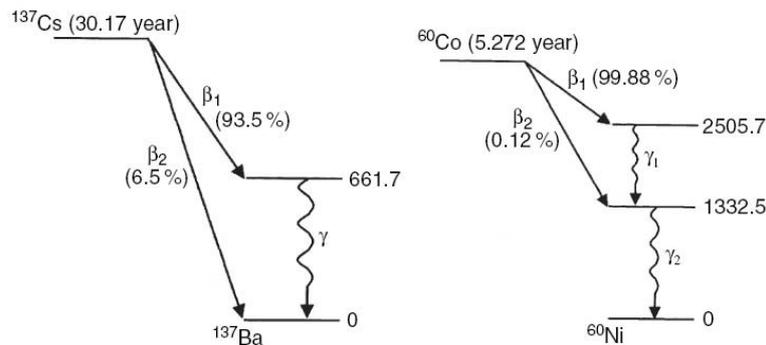
Le bilan énergétique de l'émission gamma est donné par l'équation 1.6, où E_R est l'énergie de recul du noyau.

$$E = E_\gamma + E_R \quad (1.6)$$

Les énergies des rayons gamma émis par les noyaux sont caractéristiques du radionucléide émetteur. À titre d'exemple ^{60}Co ($E_{\gamma 1} = 1132,51 \text{ keV}$ et $E_{\gamma 2} = 1173,23 \text{ keV}$), ^{137}Cs ($E_\gamma = 661,7 \text{ keV}$), Figure 1.9.

Leurs pénétrations dans la matière est très importante par rapport aux rayonnements α et β . Pour les atténuer il faut utiliser des matériaux denses comme le plomb avec des épaisseurs importantes.

La durée de vie de l'état excité du noyau est généralement brève au point d'être difficilement mesurable. Mais dans certains cas, l'état excité peut durer

FIG. 1.9 – Décroissance du ^{60}Co et ^{137}Cs

des secondes, des heures ou des années.

1.2 Effets biologiques des rayonnements ionisants

La dualité **Rayonnement-Effet** a été toujours un point essentiel dans la recherche scientifique (Effet de faibles doses, de fortes doses, . . . etc).

Aujourd'hui, on est arrivé à bien comprendre les mécanismes d'action des rayonnements sur la matière.

1.2.1 Effet des rayonnements ionisants sur la matière vivante

Le rayonnement peut produire deux effets sur la matière vivante :

1- Effets déterministes :

Les effets déterministes sont ceux qui apparaissent impérativement quand un organe est exposé à une dose de rayonnement supérieure à un niveau seuil. Ce dernier dépend de tissu biologique de chaque organe.

Si une partie de notre corps humain est irradié en une seule fois avec de fortes doses, on observe des réactions cutanées, elles varient selon la quantité des rayonnements ionisants reçue (Erythème à partir de 5 Gy, Phlyctène à partir de

| | Effets déterministes | Effets stochastiques (Aléatoires) |
|------------------------|---|--|
| Seuil | Mise en évidence | Mise en évidence |
| Sévérité de l'atteinte | Proportionnelle à la dose | Indépendante de la dose |
| Type d'effet | Spécifique du tissu | Type cancer - Pas spécifique |
| Occurrence | Survient toujours si dose supérieure au seuil | Probabilité proportionnelle à la dose |
| Période de latence | Courte ou longue en fonction du tissu | Plusieurs années voire dizaines d'années |
| Réversibilité | Possible en fonction du tissu et de la dose | Non réversible |

TAB. 1.1 – Effets stochastiques et effets déterministes : Quelques différences.

10 Gy et Nécrose à partir de 25 Gy). Si le corps humain est entièrement irradié par des doses uniques fortes, on observe des lésions internes pouvant entraîner la mort (Syndrome hématopoïétique dès 1 Gy, à 12 Gy des syndrome gastro-intestinal, des syndrome neurovasculaires à partir de 20 Gy)

2- Effets stochastiques (aléatoires) :

Les effets stochastiques, ne dépendent plus de la dose limite, ils peuvent apparaître à n'importe quelle valeur de dose.

Les expositions à des doses plus ou moins élevées de rayonnements ionisants peuvent avoir des effets à long terme sous la forme de cancers et de leucémies. La probabilité d'apparition de l'effet augmente avec la dose, et le délai d'apparition après l'exposition est de plusieurs années.

Il existe deux types d'effets stochastiques :

- Si la mutation porte sur un gène d'une cellule somatique, les effets concernent l'individu exposé. Ce sont les effets cancérogènes.
- Si la mutation porte sur un gène d'une cellule germinale, les effets concernent l'individu exposé mais peuvent également se transmettre. Ce sont les effets héréditaires.

Le tableau 1.1 montre les différences entre les effets stochastiques et les effets déterministes [CEA] :

1.2.2 Unités utilisées en dosimétrie et en radioprotection

- La dose absorbée $D(\text{Gy})$

C'est la quantité l'énergie E du rayonnement déposée dans un corps de masse m . Elle s'exprime en Gray.

$$D = \frac{E}{m} \tag{1.7}$$

● **Le débit de dose absorbée D' (Gy/s)**

Le débit de dose mesure la dose absorbée par unité de temps.

$$D' = \frac{D}{t} \tag{1.8}$$

● **La dose équivalente H (Sv)**

C'est une grandeur de protection, elle tient compte des nocivités des rayonnements. Elle se définit comme la dose absorbée corrigée d'un facteur de pondération radiologique du rayonnement W_R . L'unité de mesure est le Sievert.

$$1 \text{ Sv} = 1 \text{ J/kg} = 100 \text{ rem}$$

$$1 \text{ mrem} = 0,01 \text{ mSv} = 10 \text{ } \mu\text{Sv}$$

$$H = D \times W_R$$

$W_R = 1$ pour rayons X, rayons gamma, rayons beta

$W_R = 5$ pour protons à énergie supérieure à 2 MeV, pour neutrons à énergie supérieure à 20 MeV ou inférieure à 10 keV

$W_R = 10$ pour neutrons à énergie comprise entre 10 et 100 keV ou entre 2 et 20 MeV

$W_R = 20$ pour neutrons à énergie comprise entre 0,1 et 2 MeV et pour rayons alpha ou noyaux plus lourds.

● **La dose efficace H_E**

Elle tient compte :

1. De la nocivité des différents rayonnements.
2. De la radiosensibilité des tissus et organes.

Elle s'exprime aussi en Sievert.

Elle est calculée par la somme de tous les produits entre la dose équivalente H_T pour le tissu T et un facteur de pondération tissulaire W_T qui tient compte de la radiosensibilité des différents organes. Les organes ont une radiosensibilité différente (en termes de risque de cancer ou d'affections héréditaires). Pour tenir compte de ce fait, et dans le but de définir une échelle unique sur laquelle on

peut quantifier les risques, indépendamment si le corps entier ou une partie du corps a été exposée, on a introduit un facteur de pondération tissulaire W_T , ce facteur n'a pas d'unité.

$$\begin{aligned} H_E &= \sum W_T \times H_T \\ &= W_{poumon} \times H_{poumon} + W_{gonades} \times H_{gonades} + \dots \\ &\dots(\text{pour tout organe ou tissu T exposé}) \end{aligned}$$

| Facteur W_T | Organe |
|---------------|--|
| 0,12 | Colon, poumons, estomac, moelle osseuse |
| 0,05 | Seins, vessie, foie, oesophage, thyroïde |
| 0,1 | Os, peau |
| 0,05 | Reste de l'organisme |
| 0,2 | Gonades |

Chapitre 2

Spectrométrie Gamma

2.1 Interactions des rayonnements gamma avec la matière

Lorsqu'un rayonnement arrive sur la matière, il peut interagir par quatre processus : l'effet photoélectrique, la diffusion Compton, la diffusion Rayleigh (diffusion cohérente) et la création des paires. La probabilité de chaque interaction dépend de l'énergie du photon incident et du numéro atomique Z du matériau. La Figure 2.1 montre l'atténuation du rayonnement gamma dans le germanium [PI06].

2.1.1 Effet photoélectrique

Lorsqu'un rayonnement interagit avec la matière, il peut y avoir une absorption totale du photon incident portant une énergie $E = h\nu$ par un des électrons du cortège électronique. Cette absorption est suivie par l'émission d'un photoélectron ayant une énergie cinétique E_{e^-} (Figure 2.2) :

$$E_{e^-} = E - E_R - E_L \quad (2.1)$$

E_L : L'énergie de liaison du photoélectron dans l'atome.

E_R : L'énergie de recul de l'ion.

La section efficace de ce processus est donnée par la formule suivante [BO98] :

$$\sigma_{Photo} \propto (h\nu)^{-3.5} . Z^5 \quad (2.2)$$

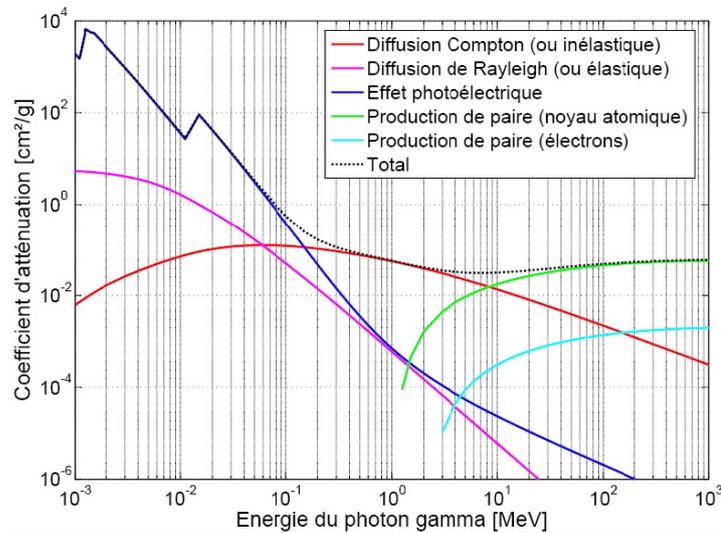
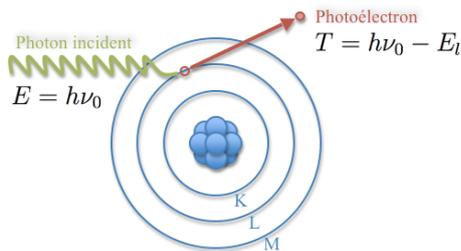
FIG. 2.1 – Atténuation des photons γ dans le germanium

FIG. 2.2 – L'effet photoélectrique

La formule 2.2 montre que la section efficace de l'effet photoélectrique est fortement liée à l'élément avec lequel a interagit le photon. Quand Z augmente, la section efficace d'interaction augmente rapidement. C'est le cas inverse pour l'énergie du photon incident.

Après l'éjection du photoélectron de l'atome, il y aura un réarrangement électronique dans l'atome accompagné par l'émission des rayons X ou des électrons Auger.

2.1.2 Diffusions Rayleigh

C'est la diffusion d'un photon de faible énergie sur l'atome dans sa globalité où tous les électrons du cortège participent de manière cohérente (Fig 2.3).

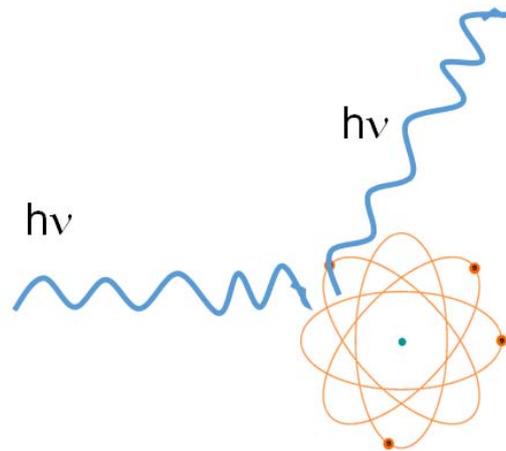


FIG. 2.3 – Diffusion Rayleigh

2.1.3 Diffusions Compton

Contrairement à la diffusion Rayleigh, la diffusion Compton est incohérente, le photon incident interagit avec un électron périphérique de l'atome à qui il cède une partie de son énergie [ER05] (Figure 2.4)

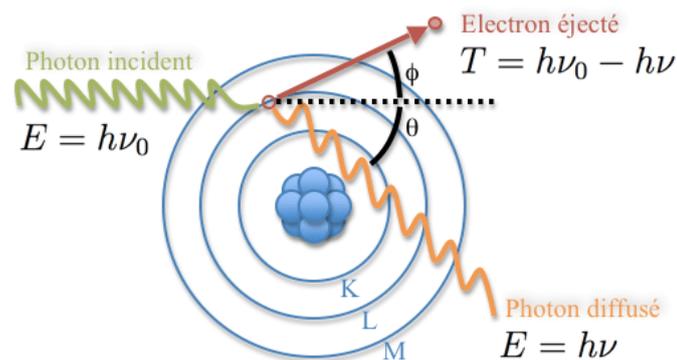


FIG. 2.4 – La diffusion Compton

L'énergie du photon diffusé \acute{E} est donnée par la formule suivante :

$$\acute{E} = \frac{E}{1 + \frac{E}{m_{e^-} \cdot c^2} \cdot (1 - \cos \theta)} \quad (2.3)$$

m_{e^-} : La masse de l'électron au repos.

E : L'énergie du photon incident.

la section efficace du photon diffusé est donnée par la formule suivante [CH06] :

$$\frac{d\sigma}{d\Omega} = Z \cdot r_0^2 \left(\frac{1}{1 + \alpha(1 - \cos\theta)} \right)^2 \left(\frac{1 + \cos^2\theta}{2} \right) \left(1 + \frac{\alpha^2(1 - \cos\theta)^2}{(1 + \cos^2\theta)(1 + \alpha(1 - \cos\theta))} \right) \quad (2.4)$$

$\alpha = h\nu/m_{e^-}$ et r_0 est le rayon classique de l'électron.

2.1.4 Effet de matérialisation (la création de paires)

Ce processus n'aura lieu que si l'énergie du photon incident est supérieure à $2 \times m_0c^2$ (soit 1.022 MeV). Le photon incident interagit avec le champ électrique créé par le noyau ou l' e^- (plus rarement), il disparaît en créant une paire électron-positon. Le surplus d'énergie est partagé entre les deux particules créées sous forme d'énergie cinétique, Figure 2.5.

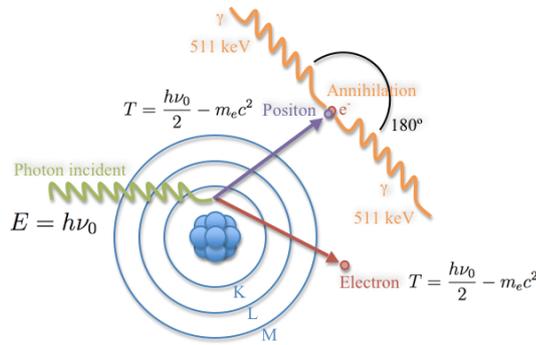


FIG. 2.5 – Création de paire

Rapidement et après avoir perdu toute son énergie cinétique, le positron va interagir avec l'un des électrons du cortège électronique en créant deux photons gamma qui sont émis dans deux directions opposées et d'énergie $E = 511 \text{ keV}$.

2.2 La spectrométrie gamma : principe et instrumentation

2.2.1 Définition

La spectrométrie gamma est une technique de mesure très utilisée en physique nucléaire qui permet d'une part de mesurer exactement l'énergie d'un photon gamma émis et d'autre part de comptabiliser le nombre des photons gamma pendant une certaine durée. On peut alors identifier les radioéléments présents et déterminer leurs activités, à l'opposé de la technique utilisant un compteur Geiger qui ne peut déterminer que la présence du rayonnement sans pouvoir fournir une information sur la nature et l'énergie du rayonnement détecté.

L'analyse d'un échantillon par spectrométrie gamma donne naissance à un spectre (Fig 2.6), ce dernier est un histogramme du nombre de photons détectés en fonction de leurs énergies. Le spectre est caractérisé par un fond continu (bruit de fond + plateau Compton) décroissant avec l'énergie avec la présence de plusieurs pics. Chaque pic correspond à un rayonnement gamma issu de la désexcitation des noyaux radioactifs présents dans l'échantillon.

- Par les positions des pics qui signifie l'énergie des photons, on détermine les radioéléments présents dans l'échantillon analysé.
- Par les surfaces des pics qui montrent le nombre d'événements, on détermine pour chaque radioélément son activité en becquerels ramenée à la masse ou au volume de l'échantillon (Bq/kg sec ou Bq/L).

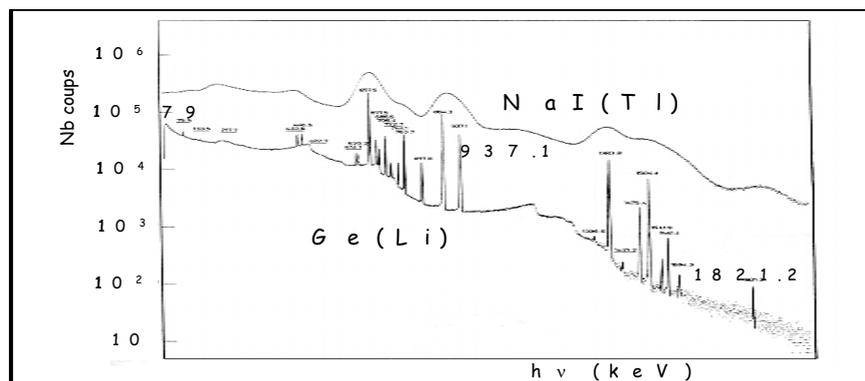


FIG. 2.6 – Spectres de rayonnements gamma obtenus par les détecteurs Ge(Li) et NaI(Tl) [KN89].

Les critères de qualité d'un spectre sont :

- **Résolution en énergie** : Elle est mesurée par la largeur à mi-hauteur du pic, elle représente la capacité du détecteur à séparer deux pics d'énergies très proches. Figure 2.7.

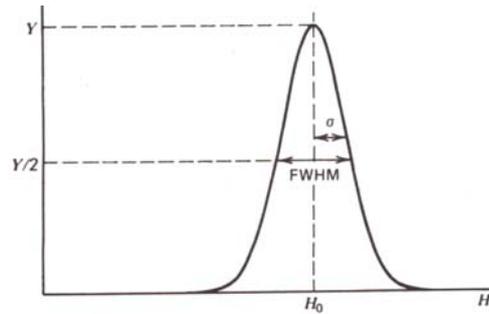


FIG. 2.7 – Distribution gaussienne d'un pic

- **Efficacité de détection** : il y'a deux types d'efficacité pour une chaîne de mesure :

- *Efficacité intrinsèque* : C'est le rapport du nombre de photons détectés au nombre de photons arrivants à la fenêtre du détecteur.

- *Efficacité absolue* : C'est le rapport du nombre de photons détectés au nombre de photons émis par la source.

- **Le temps mort** : C'est le temps nécessaire pour traiter un événement.

2.2.2 Principaux éléments constituant une chaîne de spectrométrie gamma

Dans une mesure de spectrométrie gamma, les principaux éléments qui composent une chaîne de mesure sont montrés dans la Figure 2.8 :

En général, un détecteur délivrant une information électrique peut fonctionner en mode impulsion ou en mode faible courant. Ce dernier est difficile à mesurer avec des électromètres classiques. On utilise alors des montages électrométriques qui permettent de transformer le faible courant en tension continue assez grande pour être mesurée par un voltmètre classique. Un des systèmes les plus sensibles et les plus utilisés est l'électromètre à condensateur vibrant, qui

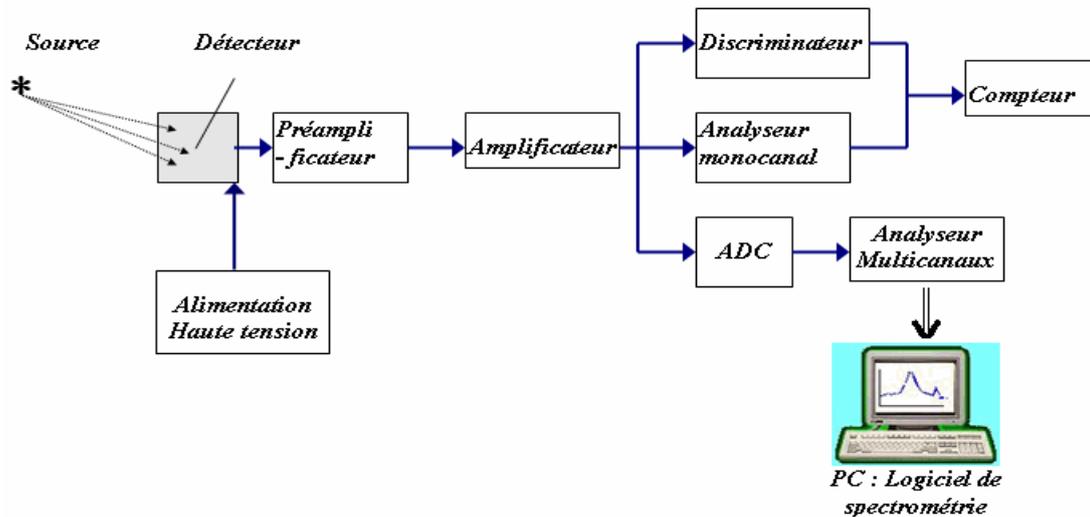


FIG. 2.8 – Chaîne de mesure de spectrométrie gamma

est fondé sur le principe que toute modification de capacité, a pour conséquence une variation de tension.

Les impulsions à traiter en électronique nucléaire ayant une occurrence aléatoire (le phénomène de la radioactivité étant statistique) : elles ne se suivent donc pas avec une fréquence donnée comme en électronique conventionnelle. Elles sont souvent rapides (durée totale de l'ordre de 10 ns pour les scintillateurs plastiques, de 100 ns pour les jonctions et de 100 μ s pour les détecteurs gazeux). Les systèmes électroniques utilisés doivent avoir une large bande passante.

De façon générale, tous les éléments qui composent une chaîne de détection et qui contribuent à la proportionnalité entre l'énergie cédée et l'impulsion finale doivent être stables et linéaires.

1 - Détecteurs Semi-conducteurs Pour Spectrométrie Gamma

Le détecteur à semi-conducteur est un type particulier de détecteurs à ionisation. Une particule chargée ou un rayonnement gamma traversant un semi-conducteur crée des paires d'électron-trous quasi-libres dans la bande passante. Il faut seulement à peu près 3 eV pour créer une paire (comparé à 30 eV en gaz pour une ionisation). Les charges ainsi créées peuvent être collectées en appliquant un champ électrique, comme dans d'autres types de détecteurs d'ionisation.

- Caractéristiques d'un détecteur Germanium Hyper Pur (GeHP) :



FIG. 2.9 – Détecteur GeHP

a/ L'efficacité de détection :

Elle dépend de nombreux facteurs : l'énergie du rayonnement incident, la géométrie du détecteur, la densité et le numéro atomique du matériau.

Les détecteurs semi-conducteurs étant solides et donc relativement denses, ils sont à géométrie égale plus efficaces que les détecteurs à gaz.

b/ La résolution en énergie :

Dans les semi-conducteurs, quelques eV suffisent à créer une paire électron-trou, ce qui est environ 10 fois moins que dans un gaz, et 100 fois moins qu'avec un scintillateur. Cela se traduit par une meilleure résolution en énergie, puisque la statistique sur le nombre de charges élémentaires créées est plus favorable. La fluctuation du nombre de charges collectées est donc moins importante, d'où une meilleure résolution intrinsèque.

c/ La linéarité :

Les détecteurs à semi-conducteur ont une bonne linéarité, la fonction de réponse du détecteur reste linéaire en fonction de l'énergie.

d/ Le courant de fuite :

Même si la jonction est inversement polarisée, il existe un très faible courant à travers la jonction de l'ordre du nA.

e/ Le temps de montée

Les détecteurs à semi-conducteurs peuvent être très rapides. La durée du signal correspond au temps de transit des porteurs ou à leur durée de vie. Il peut aller de la nanoseconde à la microseconde selon la géométrie du détecteur et l'intensité du champ électrique.

- Les détecteurs HPGe peuvent être en trois géométries possibles, Fig 2.10 :

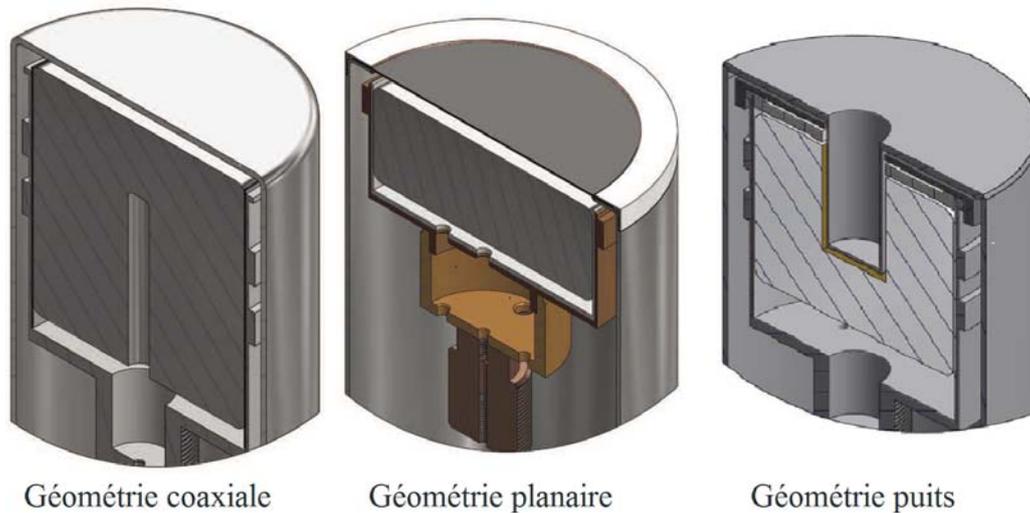


FIG. 2.10 – Différentes géométries d'un détecteur HPGe

- Chaque type de détecteur Germanium est adapté à un type d'échantillon ou de radionucléides à mesurer par spectrométrie gamma.

Si l'échantillon est de faible volume, il est préférable de le mesurer avec un détecteur de type puits, qui permet d'obtenir une grande efficacité géométrique.

S'il est volumineux, le détecteur de type coaxial est le plus adapté.

De même, si l'on souhaite mesurer ^{210}Pb qui émet un γ de 46 keV, il faut utiliser un détecteur planaire ou puits car ils possèdent une zone morte négligeable, contrairement au détecteur coaxial de type p [CENB].

- Lorsqu'on réalise une expérience de spectrométrie γ , on a toujours le problème du bruit de fond due aux rayonnements γ produits par l'environnement qui entoure le détecteur.

Pour réduire le bruit de fond provoqué par des sources autres que l'échantillon, on entoure le détecteur par un blindage (**shielding**). Ce dernier est constitué d'un matériau dense (tel que le plomb) qui absorbe une grande partie des rayonnements gamma venant de l'extérieur. Le blindage est généralement conçu aussi de manière à réduire au minimum la rétrodiffusion des rayonnements gamma sur les matériaux qui entourent le détecteur.

Le blindage en plomb est généralement associé avec deux types de matériaux

tel que l'étain et le cuivre pour atténuer les rayons X, et de polyéthylène boré qui permet de thermaliser et de capturer les neutrons rapides.

2 - La haute Tension

L'alimentation de haute tension est un élément indispensable pour un détecteur. Il sert à la collection des charges produites par les rayonnements à l'intérieure du détecteur.

Dans la très grande majorité des cas, on utilise des alimentations électroniques qui doivent remplir les conditions suivantes :

- Être réglable pour les tensions imposées par les détecteurs (jusqu'à 5000 Volts pour certaines jonctions) ;
- Ne pas présenter de dérive au cours du temps.
- Avoir un bruit très faible.

3 - Préamplificateur

C'est un module installé avant l'amplificateur. Son rôle principal n'est pas l'amplification du signal issu du détecteur mais de transformer les charges électriques libérées par le détecteur en un signal électrique faible prêt à être amplifié par un amplificateur installé juste après.

Le préamplificateur doit être installé le plus près possible du détecteur (Fig 2.11) afin de :

- Récupérer le maximum du signal.
- Réduire le bruit.
- Minimiser les effets capacitifs et terminer la capacité rapidement et donc maximiser le rapport signal/bruit.

Il existe trois types de préamplificateurs [GI95] :

- Préamplificateurs sensible à la tension.
- Préamplificateurs sensible à la charge.
- Préamplificateurs sensible à la courant.

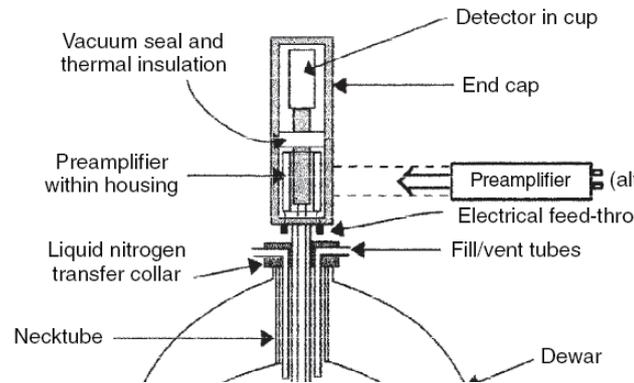


FIG. 2.11 – Détecteur GeHP avec son préamplificateur

4 - Amplificateur

Sa fonction principale est l'amplification et la mise en forme du signal en vue de son analyse ou de son traitement. Son gain doit être linéaire sur la totalité de la dynamique des signaux d'entrée.

La mise en forme des impulsions est très importante pour améliorer les paramètres tels que la résolution en temps, résolution en énergie, rapport signal sur bruit et pouvoir traiter les signaux dans les modules électroniques.

Les impulsions engendrées par l'amplificateur peuvent être bipolaires, ou unipolaires, négatives ou positives. Pratiquement, en spectrométrie gamma on utilise des impulsions unipolaires positives.

L'amplificateur permet également la mise en oeuvre de la restauration automatique de la ligne de base, le rejet des empilements et le réglage de la compensation de pôle zéro.

Une bonne mise en forme de signaux permet de minimiser les empilements (superpositions d'impulsions temporellement proches) qui viennent perturber le dénombrement des impulsions ainsi que la mesure de leur amplitude, dans le cas des mesures à fortes activités.

5 - Analyseur Multicanaux

En spectrométrie afin de bien observer la structure particulière dans les spectres en énergie, il faut que la largeur du canal (fenêtre de mesure) soit faible, sinon il risque de ne pas pouvoir restituer correctement la forme des pics. On utilise alors des analyseurs multicanaux que l'on peut en théorie considérer comme

une somme de nombreux analyseurs monocanaux contigus bien qu'ils soient quasiment toujours conçus sur un principe complètement différent. Un analyseur multicanaux comprend un codeur analogique-numérique, une mémoire divisée en segments, aussi appelés canaux, et un écran de visualisation.

Ces éléments permettent respectivement de convertir les tensions électriques en nombres, de classer ces nombres dans les canaux de mémoire, et de visualiser les contenus de l'ensemble des canaux c'est à dire la représentation du spectre sur l'écran. Cette visualisation finale s'effectue grâce à un système incorporé ou bien en liaison avec un micro-ordinateur.

Cette dernière solution, tendance actuelle, permet la mise en oeuvre de fonctions élaborées de travail sur les pics, les étalonnages, calculs, identifications de nucléides, etc. La stabilisation de spectres par surveillance des pics est également possible.

Les analyseurs multicanaux peuvent aussi fonctionner en multi échelle (enregistrement d'événements dans les canaux mémoire dont la largeur de chacun correspond à un intervalle de temps donné).

Le nombre de canaux mémoire va couramment de 512 à 16384 ou plus 32 k. Le choix de ce nombre doit résulter du compromis entre la précision souhaitée dans le spectre et le temps d'acquisition nécessaire.

6 - Autres Eléments

Générateurs de signaux de test (carrés, sinusoïdaux, triangulaires, etc.) permettent de caractériser les performances globales et locales de la chaîne et de vérifier leur constance dans le temps (bande passante, résolution, rapport signal sur bruit, etc.).

Oscilloscope : pour visualiser les signaux, notamment synchronisés (fonction trigger). Celui-ci doit avoir une bande passante suffisante pour les signaux rapides, et surtout un écran particulièrement lumineux, notamment dans le cas de sources faibles.

Câbles coaxiaux : blindés pour se protéger des perturbations électromagnétiques, sont utilisés lors du transport des courants et impulsions. Si les signaux à transmettre sont très rapides, on observe quelques déformations en ligne, mais relativement faibles. La vitesse de propagation de signal est environ $2/3$ de la vitesse de la lumière dans le vide. Le temps de transit est de 5 ns.m^{-1} .

Ces câbles ont une capacité linéique de 50 à 100 pF.m⁻¹ et, en très grande majorité, une impédance caractéristique de 50 ohms. Ils doivent supporter des tensions de quelques milliers de volts. La transmission par les câbles nécessite d'adapter les impédances à chacune de leur extrémité ; d'où la nécessité de bouchons adaptateurs mais également d'atténuateurs, de séparateurs et d'inverseurs.

Le standard NIM (**N**uclear **I**nstrument **M**odule) : C'est actuellement le plus répandu (il existe également le standard **CAMAC** (**C**omputer **A**utomated **M**easurement **A**nd **C**ontrol). Les modules se présentent sous forme de tiroirs de largeurs normalisées destinés à être insérés dans un châssis auto-alimenté avec des tensions continues également standardisées. Ces châssis permettent notamment d'obtenir plus facilement une masse de référence unique pour réduire le bruit. Les normes définissent également des caractéristiques pour les impulsions tant logiques qu'analogiques [KN89].

Chapitre 3

Facteurs influants sur la détection d'un rayonnement

3.1 Introduction

La détection d'un rayonnement peut être influencée par plusieurs facteurs qui peuvent changer les résultats souhaités.

Donc, évaluer avec exactitude ces facteurs est indispensable pour obtenir des résultats très fiables.

Dans ce chapitre, on va s'intéresser aux principaux facteurs qui peuvent influencer les résultats d'une mesure par spectrométrie gamma et qui sont essentiellement [TS95] :

- 1. La géométrie du détecteur et de la source radioactive.**
- 2. Le volume et la densité de la source radioactive.**
- 3. Les paramètres du détecteur.**

Soit une source radioactive isotrope située à une distance (d) d'un détecteur, Fig. 3.1.

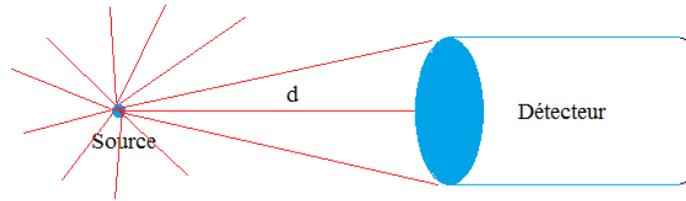


FIG. 3.1 – Détecteur avec une source ponctuelle isotropique

Le taux de comptage N net, corrigé par le temps mort et le bruit de fond, est donné par l'équation (3.1), avec N_0 le taux de particules émises par la source et les f_i les facteurs correctifs.

$$N = f_1 \times f_2 \times f_3 \times \cdots \times f_n \times N_0 \quad (3.1)$$

3.2 La géométrie du détecteur et de la source radioactive

La géométrie du détecteur et/ou de la source peuvent affecter la mesure de deux façons :

- Premièrement, le milieu existant entre la source et le détecteur peuvent disperser et/ou absorber des rayonnements.
- Deuxièmement, la taille et la forme de la source et du détecteur et la distance entre eux déterminent la fraction de rayonnements qui rentre dans le détecteur.

3.2.1 Le milieu existant entre la source et le détecteur

Pour une source radioactive située à une distance (d) d'un détecteur. Le milieu existant entre la source et le détecteur est généralement de l'air qui a un facteur d'absorption négligeable pour les photons et les neutrons.

Dans le cas d'une source émettant des particules chargées, toutes les particules subissent une perte d'énergie et certaines d'entre elles peuvent être dispersées à l'intérieur ou à l'extérieur du détecteur. Si cet effet est important dans une mesure, on peut l'éliminer en plaçant la source et le détecteur à l'intérieur d'une

chambre à vide. Si cette solution n'est pas disponible, des corrections appropriées devraient être appliquées.

3.2.2 Angle solide entre la source et le détecteur

Pour illustrer l'effet de l'angle solide, en considérant une source radioactive isotrope à une certaine distance d'un détecteur de rayonnement.

Angle solide entre une source ponctuelle isotrope et un détecteur avec une ouverture circulaire

Le cas le plus fréquemment rencontré est l'angle entre une source ponctuelle se trouvant à une distance d d'un détecteur à géométrie circulaire de rayon R (Fig. 3.2).

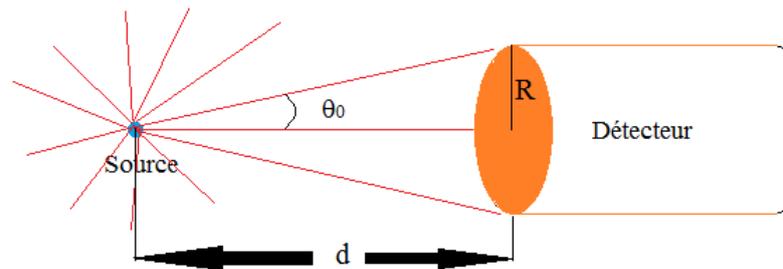


FIG. 3.2 – Source ponctuelle placée à une distance d du détecteur

Dans ce cas, l'expression de l'angle solide est donnée par l'équation 3.2 [KN89] :

$$\Omega = \frac{1}{2} \left(1 - \frac{d}{\sqrt{d^2 + R^2}} \right) \quad (3.2)$$

De la Fig. 3.2, on a :

$$\cos \theta_0 = \frac{d}{\sqrt{d^2 + R^2}} \quad (3.3)$$

L'équation 3.2 devient :

$$\Omega = \frac{1}{2} (1 - \cos \theta_0) \quad (3.4)$$

Si $R \ll d$, l'expression de l'angle solide prend la forme [TS95] :

$$\Omega = \frac{R^2}{4d^2} = \frac{\pi R^2}{4\pi d^2} \quad (3.5)$$

Angle solide entre une source disque parallèle à un détecteur avec une ouverture circulaire

On considère une source de forme disque parallèle à un détecteur d'ouverture circulaire (Fig. 3.3).

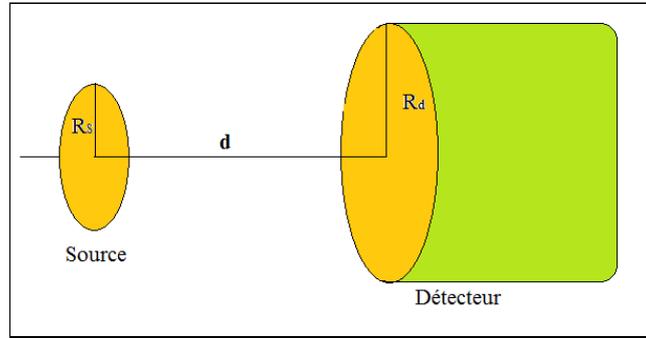


FIG. 3.3 – Angle solide entre une source de forme disque et un détecteur d'ouverture circulaire

L'expression algébrique de l'angle solide est [TS95] :

$$\Omega = \frac{\omega^2}{4} \left\{ 1 - \frac{3}{4} (\psi^2 + \omega^2) + \frac{15}{8} \left(\frac{\psi^4 + \omega^4}{3} + \psi^2 \omega^2 \right) - \frac{35}{8} \left[\frac{\psi^6 + \omega^6}{4} + \frac{3}{2} \psi^2 \omega^2 (\psi^2 + \omega^2) \right] \right\} \quad (3.6)$$

Où $\Psi = R_s/d$
 $\omega = R_d/d$

Angle solide entre une source ponctuelle isotrope et un détecteur avec une ouverture rectangulaire

Considérant la géométrie de la Fig. 3.4 avec une source ponctuelle isotrope à une distance d du détecteur.

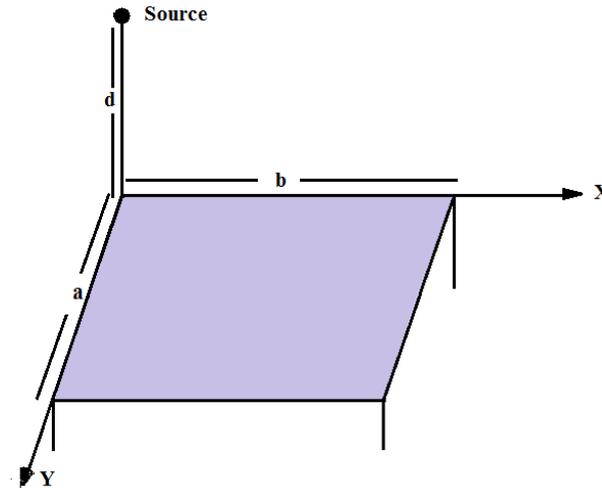


FIG. 3.4 – Angle solide pour une source ponctuelle et un détecteur à ouverture rectangulaire

L'angle solide est donné par :

$$\Omega = \frac{1}{4\pi} \arctan \frac{ab}{d\sqrt{a^2 + b^2 + d^2}} \quad (3.7)$$

Si la source est localisée à un point arbitraire au-dessus du détecteur de forme rectangulaire, ce dernier peut être divisé en quatre rectangles comme le montre la Figure 3.5. Donc on obtient quatre rectangles semblables à celui montré par la Figure 3.4.

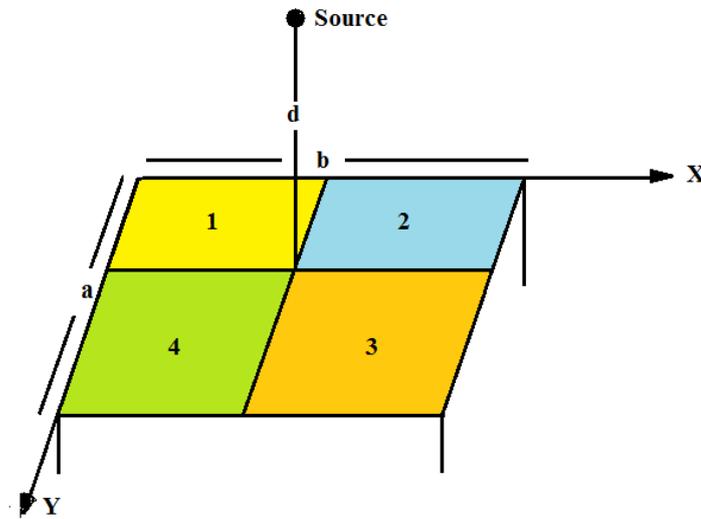


FIG. 3.5 – Angle solide pour une source ponctuelle localisée à un point arbitraire au-dessus du détecteur de forme rectangulaire.

L'angle solide est alors :

$$\Omega = \Omega^1 + \Omega^2 + \Omega^3 + \Omega^4 \quad (3.8)$$

Où Ω pour $i = 1, \dots, 4$ est donné par l'Eq 3.7 pour les rectangles correspondants.

Angle solide entre une source de forme disque et un détecteur avec une ouverture rectangulaire

On considère la géométrie montrée dans la Fig. 3.6, où la source est localisée à une distance d au-dessus d'un détecteur.

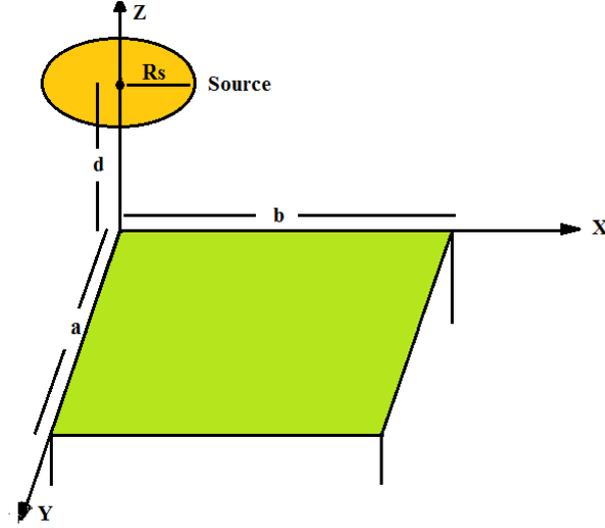


FIG. 3.6 – Angle solide entre une source disque et un détecteur de face rectangulaire

La formule de l'angle solide dans ce cas est la suivante [TS95] :

$$\Omega = \frac{\omega_1 \omega_2}{4\pi} \left[\begin{array}{l} 1 - \frac{3}{4}\psi^2 - \frac{1}{2}(\omega_1^2 + \omega_2^2) + \frac{1}{8}(5\psi^4 + 3\omega_1^4 + 3\omega_2^4) \\ + \frac{5}{4}\psi^2(\omega_1^2 + \omega_2^2) - \frac{35}{64}\psi^6 + \frac{5}{12}\omega_1^2\omega_2^2 - \frac{35}{16}\psi^4(\omega_1^2 + \omega_2^2) \\ - \frac{7}{32}\psi^2(9\omega_1^4 + 9\omega_2^4 + 10\omega_1^2\omega_2^2) - \frac{7}{16}\omega_1^2\omega_2^2(\omega_1^2 + \omega_2^2) \\ - \frac{5}{16}(\omega_1^6 + \omega_2^6) \end{array} \right] \quad (3.9)$$

Où

$$\begin{aligned} \omega_1 &= a/d \\ \omega_2 &= b/d \\ \psi &= R_S/d \end{aligned}$$

Si la source est localisée à un point arbitraire au-dessus du détecteur, l'angle solide est la somme de quatre termes comme montré dans la Fig. 3.5.

3.3 Volume et densité de la source radioactive

Deux effets seront discutés dans cette section : *l'auto-absorption* du rayonnement par la source elle-même et *l'effet de rétrodiffusion*.

3.3.1 Auto-absorption (f_a)

Les substances radioactives sont déposées sur un support (backing material), d'une certaine épaisseur finie et qui peut absorber les rayonnements émis par la source radioactive. On considère la source d'épaisseur t montrée dans la Fig. 3.7.

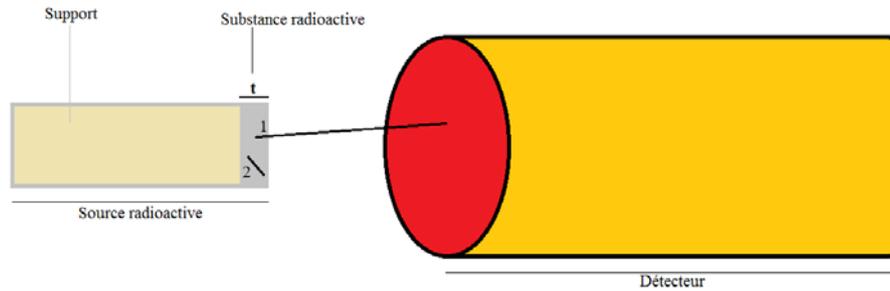


FIG. 3.7 – Auto-absorption d'une source radioactive

- La particule 1 a traversé la couche de la substance radioactive et pénètre dans le détecteur. La particule 2 est absorbée à l'intérieur de la substance radioactive, donc elle ne sera pas comptée. L'auto-absorption produira une diminution du taux de comptage r .

- L'auto-absorption peut être réduite à une quantité insignifiante mais elle ne peut pas être éliminée complètement.

- L'auto-absorption est très importante dans le cas des particules chargées lourdes.

- En plus de la diminution du nombre de particules qui arrivent au détecteur, l'auto-absorption peut changer aussi l'énergie des particules.

La particule 1 de la Fig. 3.7 quitte la substance radioactive en perdant une partie de son énergie dans le dépôt.

Une correction de l'auto-absorption peut être obtenue si la loi d'atténuation est bien connue.

Dans ce cas, on peut définir un facteur d'auto-absorption f_a qui est égal à :

$$f_a = \frac{\text{Le nombre de particules sortantes de la source avec l'auto-absorption}}{\text{Le nombre de particules sortantes de la source sans auto-absorption}} \quad (3.10)$$

Mathématiquement, la formule du facteur de l'auto-absorption f_a est donnée par :

$$f_a = \frac{1}{t \cdot \mu} (1 - e^{-\mu t}), \quad \text{Sachant que } 0 \leq f_a \leq 1 \quad (3.11)$$

t : L'épaisseur de la substance radioactive

μ : Le coefficient d'atténuation linéique

3.3.2 La rétrodiffusion (f_b)

Le matériau du support de la source radioactive est habituellement construit d'une matière très mince, elle peut rétrodiffuser les rayonnements vers le détecteur (Fig. 3.8).

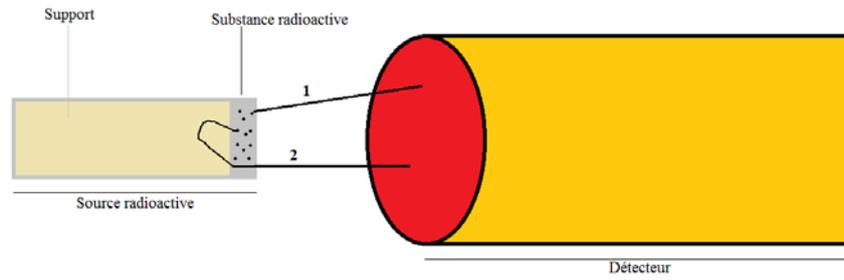


FIG. 3.8 – Rétrodiffusion de la particule 2 par le matériau support

Le facteur rétrodiffusion (f_b) est défini par :

$$f_b = \frac{\text{Le nombre de particules comptées avec rétrodiffusion}}{\text{Le nombre de particules comptées sans rétrodiffusion}} \quad (3.12)$$

Tel que : $2 > f_b \geq 1$

Le facteur de rétrodiffusion dépend de trois variables :

1. L'épaisseur (\mathbf{b}) du matériau du support
2. L'énergie cinétique de la particule (\mathbf{T})
3. Le numéro atomique du matériau support (\mathbf{Z})

La dépendance de f_b à l'épaisseur (\mathbf{b}) est montré dans la Fig. 3.9.

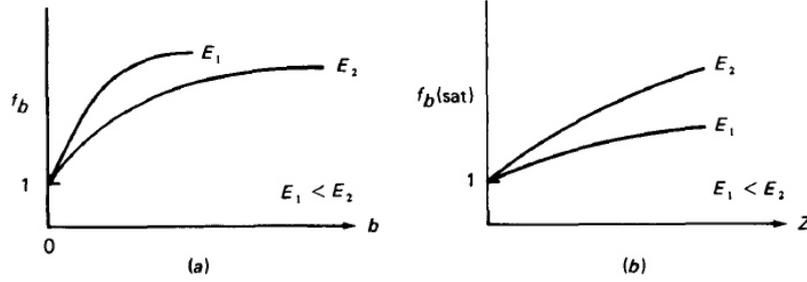


FIG. 3.9 – (a) Le facteur rétrodiffusion f_b en fonction de l'épaisseur b du matériau-support. (b) Le facteur saturation de la rétrodiffusion en fonction du numéro atomique Z du matériau-support.

Quand $b \rightarrow 0$, $f_b \rightarrow 1$. Pour des grandes épaisseurs, f_b atteint une valeur de saturation.

La dépendance du facteur saturation de la rétrodiffusion pour un e^- en fonction de son énergie cinétique et du numéro atomique du matériau est donnée par l'équation empirique suivante [TS95] :

$$f_b(sat) = 1 + \frac{b_1 \exp(-b_2 Z^{-b_3})}{1 + (b_4 + b_5 Z^{-b_6}) \alpha^{(b_7 - b_8/Z)}} \quad (3.13)$$

où les constantes b_i pour $i = 1, 2, \dots, 8$ ont les valeurs suivantes :

$$\begin{array}{lll} b_1 = 1,15 \pm 0,06 & b_5 = 15,7 \pm 3,1 & \alpha = \frac{T}{mc^2} \\ b_2 = 8,35 \pm 0,25 & b_6 = 1,59 \pm 0,07 & \\ b_3 = 0,525 \pm 0,02 & b_7 = 1,56 \pm 0,02 & \\ b_4 = 0,0185 \pm 0,0019 & b_8 = 4,42 \pm 0,18 & \end{array}$$

Figure 3.10 montre la variation du $f_b(sat)$ en fonction de l'énergie cinétique T pour quatre éléments.

3.4 Les paramètres du détecteur

Le détecteur peut affecter la mesure de deux façons :

- Premièrement, si la source est localisée à l'extérieur du détecteur (qui est le cas habituel), les particules peuvent être dispersées ou absorbées par la fenêtre extérieure de la paroi du détecteur.

- Deuxièmement, le rayonnement qui rentre dans un détecteur, peut ne pas produire de signal

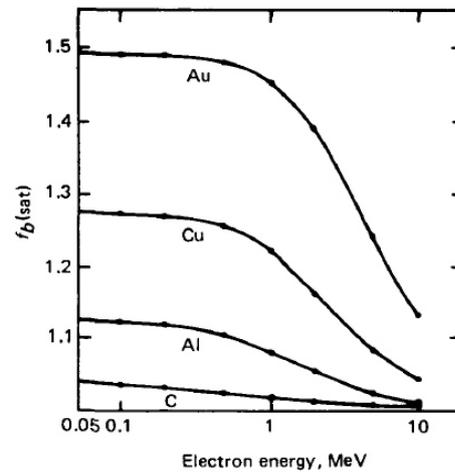


FIG. 3.10 – Le facteur rétrodiffusion en fonction de l'énergie pour C, Al, Cu, et Au. Les courbes sont obtenues en utilisant l'Eq. 3.13

3.4.1 La fenêtre du détecteur

Les rayonnements arrivant au détecteur peuvent être dispersés ou absorbés par la fenêtre du détecteur (Fig. 3.11). Ceci est particulièrement important pour les particules chargées.

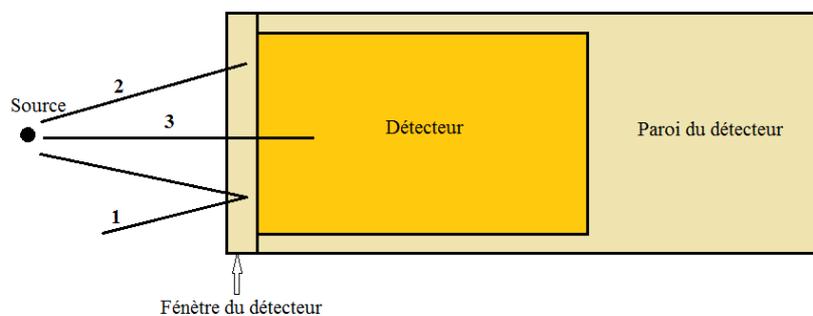


FIG. 3.11 – La fenêtre du détecteur peut absorber ou diffuser des particules incidentes

Il n'y a aucune façon directe pour corriger les effets de la fenêtre. Les détecteurs commerciaux sont réalisés avec les fenêtres très minces, mais l'utilisateur devrait examiner l'importance de l'effet de la fenêtre sur les mesures.

Il faut noter, que la correction du nombre de particules dû à l'effet d'absorption de la fenêtre est prise en compte dans la courbe d'efficacité du détecteur.

3.4.2 L'efficacité du détecteur (ε)

Parmi tous les rayonnements émis par une source radioactive dans toutes les directions, seulement une fraction de ce nombre sera comptée par le détecteur.

Il y'a deux types d'efficacités :

◦ Efficacité Intrinsèque ε_{int} :

C'est le rapport entre le nombre de rayonnements enregistrés et le nombre rayonnements arrivant au détecteur.

◦ Efficacité absolue ε_{abs} :

C'est le rapport entre le nombre de rayonnements enregistrés et le nombre total de rayonnements sortants de la source.

La relation entre les deux efficacités absolue et intrinsèque est donnée par l'équation 3.14 :

$$\varepsilon_{int} = \varepsilon_{abs} \cdot \frac{4\pi}{\Omega} \quad (3.14)$$

Ω : Angle solide entre la source radioactive et le détecteur.

Donc, si on a un nombre N de rayonnements détectés, le nombre des rayonnements émis par une source radioactive N_0 sera :

$$N_0 = N \cdot \frac{4\pi}{\varepsilon_{int} \cdot \Omega} \quad (3.15)$$

L'efficacité du détecteur dépend de :

1. La densité et la taille du matériau du détecteur
2. Le type et l'énergie du rayonnement
3. L'électronique associée

a) La densité et la taille du matériau du détecteur

L'efficacité d'un détecteur augmente si la probabilité d'interaction entre le rayonnement incident et le matériau augmente. Plus la taille du détecteur est

grande plus la probabilité d'interaction augmente. Mais d'un autre coté, l'augmentation de la taille du détecteur augmente proportionnellement le bruit du fond.

La probabilité d'interaction par unité de distance parcourue est proportionnelle à la densité du matériau. La densité des solides et liquides est plus grande d'environ de millier de fois que la densité des gaz à pression et température normales. Par conséquent, des détecteurs solides ou liquides sont plus efficaces que les détecteurs à gaz.

b) Le type et l'énergie du rayonnement.

Dans un milieu, les particules chargées cèdent rapidement leurs énergies aux électrons du milieu. Comme la probabilité d'interaction est très importante, l'efficacité de détection des particules chargées sera presque de 100%.

Pour les particules chargées, l'efficacité du détecteur est pratiquement indépendante des énergies des particules à l'exception des très basses énergies, où les particules peuvent être arrêtées par la fenêtre du détecteur.

Les photons et les neutrons qui traversent un milieu donné, subissent une atténuation exponentielle, ce qui signifie qu'il existe toujours une probabilité non nulle pour un photon ou un neutron de traverser toute l'épaisseur du matériau sans interaction.

De ce fait, les détecteurs des photons ou des neutrons ont une efficacité inférieure à 100% indépendamment de la taille du détecteur et l'énergie de la particule.

c) L'électronique associée

L'électronique associée au détecteur influe indirectement sur l'efficacité du détecteur. Si une particule interagit dans le détecteur et produit un signal, cette particule sera comptée seulement si le signal est enregistré, et ceci ne sera que s'il est supérieur au niveau de discrimination (qui est déterminé par le bruit électronique du système de comptage).

Chapitre 4

Méthode Monte Carlo et simulation de l'interaction d'un rayonnement avec la matière avec le code GEANT3

4.1 La méthode Monte Carlo

4.1.1 Une brève histoire de Monte-Carlo

En physique, on pose souvent la question : quel est le résultat obtenu si on exerce telle action sur un tel élément ?

Il y'a deux moyens pour répondre à cette question :

- La première : tenter de faire une expérience pour pouvoir observer ou mesurer pour avoir le résultat.

- La deuxième : chercher un autre moyen qui remplace l'expérience, parce que dans de nombreux cas, l'expérience est irréalisable ou trop chère. On parle alors de la simulation, un outil utilisé pour étudier les résultats d'une action sur un élément sans le réaliser réellement.

Vue la complexité des expériences dans les différents domaines et notamment de la physique, les simulations deviennent de plus en plus demandées.

La simulation Monte-Carlo est une méthode de prévision algorithmique visant à calculer une quantité numérique en utilisant des nombres aléatoires.

C'est une représentation abstraite d'un système ou d'un problème, elle permet

d'étudier l'évolution de ce modèle sans faire fonctionner le système réel.

Cette méthode a prit son nom en référence aux jeux de hasard des casinos de Monte-Carlo, Monaco.

John von Neumann et Stanislaw Ulam ont été les premiers à développer cette méthode lors de la seconde guerre mondiale. Ils ont utilisé ces méthodes probabilistes pour résoudre des équations aux dérivées partielles dans le cadre du MCNP (la Monte-Carlo N-Particle transport).

Actuellement, La simulation Monte-Carlo est appliquée à un très large éventail de problèmes dans presque tous les domaines comme la physique, l'électronique, la médecine, l'architecture, la biologie, ...etc.

4.1.2 Simulation d'interaction des rayonnements avec la matière

Processus d'interaction des photons

Les processus d'interaction des photons qui doivent être modélisés par une méthode de Monte-Carlo conçu pour les applications d'interaction rayonnement-matière sont les suivants :

- Effet photoélectrique et de la production de photoélectrons.
- Diffusion Compton .
- Création de paires dans les domaines nucléaire et atomique.
- Diffusion de Rayleigh dans les champs atomiques et moléculaires.

L'importance relative des différents processus impliqués pour des matériaux communs sont maintenant pris en compte. À titre d'exemple, pour l'eau et l'os, le libre parcours moyen d'un photon (la distance moyenne d'un photon se déplace avant d'interagir via l'un des processus d'interaction) en fonction de son énergie est illustré par la Figure 4.1.

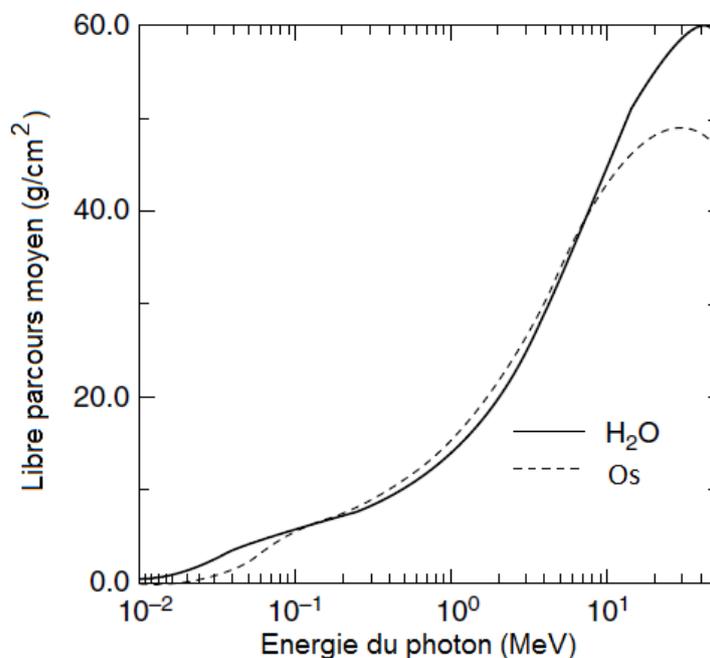


FIG. 4.1 – Libre parcours moyen d'un photons dans l'eau et dans l'os [NE85].

Le libre parcours moyen dans l'os est presque le même que celui dans l'eau entre 100 keV et 10 MeV, mais il est moins en dehors de cette gamme. Ces différences peuvent être assez facilement modélisés par des méthodes de Monte Carlo.

La Figure 4.2 est une illustration schématique d'une historique réelle des photons qui interagissent avec la matière. L'historique commence à la position 1 dans le vide (les photons sont indiqués par des pistes sinusoïdales et les électrons secondaires par des lignes droites).

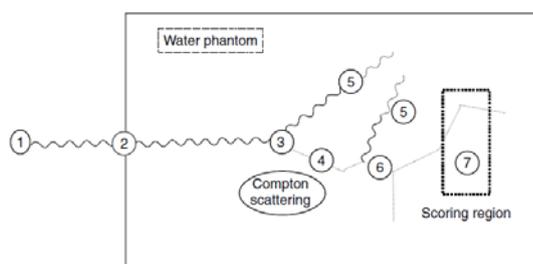


FIG. 4.2 – Une illustration schématique de l'historique de l'interaction d'un photon avec l'eau faite par Monte Carlo

La simulation est faite en plusieurs étapes (ici, les étapes de 1 à 7 sont explicitement marquées sur la figure 4.2) :

1. Choisir l'énergie des photons, la direction et la position du départ sur la base de l'échantillonnage à partir de la distribution des photons incidents, et le transport des photons pour la première approche.

2. Choisir la distance par rapport à la première interaction des photons et le transport à ce point d'interaction.

3. Choisir le type d'interaction (diffusion Compton, effet photo-électrique, création de paire, la diffusion de Rayleigh).

4. Choisir la direction, l'énergie, ...etc. de la nouvelles particules (comme les électrons Compton, électrons Auger, ...etc). Les mettre sur l'empilement (une liste de particules secondaires à suivre plus tard).

5. Transporter le photon dispersé jusqu'à ce qu'il quitte la géométrie, ou qu'il atteigne une certaine énergie prédéterminée.

6. Transporter les électrons secondaires. Gardez une trace de tous les électrons et les photons de Bremsstrahlung produits.

7. Marquer l'énergie déposée dans la région d'intérêt.

8. Répéter les étapes de 1 à 7 pour les autres photons jusqu'à ce que les quantités marquées atteignent une incertitude statistique suffisamment basse.

Processus d'interaction des électrons

Les processus d'interaction des électrons et des positrons qui doivent être modélisés par la méthode de Mont-Carlo sont les suivants :

1. Diffusion Müller des électrons (à partir des électrons atomiques).

2. Diffusion Bhabha de positrons à partir des électrons atomiques.
3. Création de photon de Bremsstrahlung dans les champs nucléaires et atomiques.
4. Annihilation de positons par des électrons atomiques.
5. Diffusion élastique des électrons et des positrons sur les noyaux.
6. L'excitation des atomes et des molécules par les électrons et les positrons

La Figure 4.3 présente le libre parcours moyen d'un électron pour différents processus dans l'oxygène.

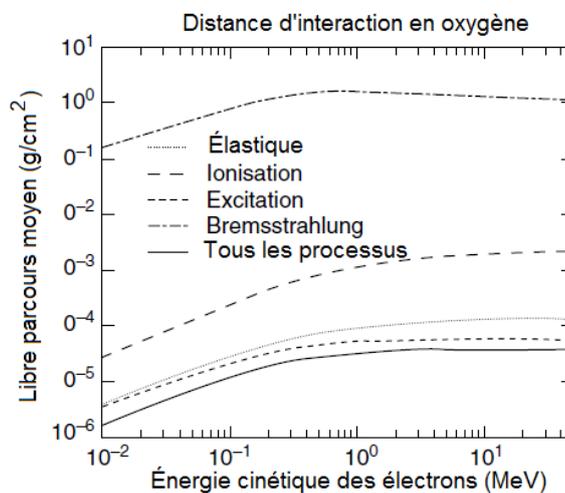


FIG. 4.3 – Libre parcours moyen en fonction de l'énergie cinétique d'un électron issu de différents processus : électrons élastique, ionisation, excitation, et le rayonnement continu de freinage-bremsstrahlung. (milieu d'interaction : l'oxygène) [PE91].

Transport du couple Electron–Photon

Le processus du transport du couple Electron–Photon est représenté dans la Figure 4.4.

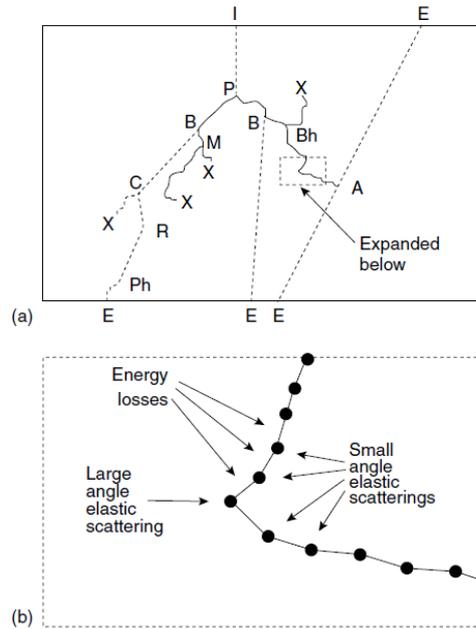


FIG. 4.4 – (a) Schéma global du transport des électrons. Les photons sont représentés par les lignes en pointillés droites; des électrons et des positons par courbes solide, (b) Le zoom de la partie sélectionnée en (A)

Dans la Figure 4.4a, la géométrie de simulation est représentée par la boîte extérieure rectangulaire. Les photons sont représentés par des lignes en pointillés, électrons et positons par des courbes solides.

la simulation du photon commence au point I dans la géométrie de la simulation. Il subit une interaction en P, produisant une paire e^-e^+ si l'énergie du photon gamma est supérieure à 1022 keV. Sinon si E_γ est inférieure à 1022 keV, il donne son énergie à un électron. La voie d'électron (à gauche) subit une interaction Bremsstrahlung en B. En suivant le photon, on peut voir qu'il ya une interaction Compton en C. L'électron résultant est ensuite transporté jusqu'à épuisement de l'énergie à X.

Le photon est soumis à une interaction de Rayleigh en R, et il est ensuite absorbé dans un événement photoélectrique au point Ph (Fig 4.4). Un photoélectron échappe de la géométrie de la simulation en E. L'électron initial subit une interaction Müller à définir en M. L'électron et ses induits sont ensuite transportés jusqu'à leurs fin de parcours en X. Le positron qui est né dans la création de paire à P subit une interaction Bremsstrahlung en B, suivie d'une interaction

Bhabha au Bh. L'électron de B atteint sa fin de parcours à X. Le positron s'annihile par la suite, en produisant deux photons d'annihilation (180° entre eux) qui s'échappent de la géométrie de simulation en E.

4.2 Le Code GEANT3

Le Code GEANT est un des programmes utilisés en simulation Monté-Carlo. la version qui nous interesse dans le cadre de ce travail est la version GEANT 3.

4.2.1 Les utilisations de GEANT3

Cette brève partie contient des généralités sur le code GEANT3 ainsi que les principales commandes utilisées par la bibliothèque du CERN [GE93].

Le code GEANT3 est un programme fait par des chercheurs du CERN. Il simule le passage des particules élémentaires à travers la matière. Initialement conçu pour les expériences de physique des hautes énergies. Aujourd'hui il est appliqué dans différents domaines tels que les sciences médicales et biologiques, la radio-protection et l'astronautique.

Les principales utilisations du GEANT3 dans la physique des hautes énergies sont :

- Le transport des particules à travers un dispositif expérimental pour la simulation de la réponse du détecteur.
- La représentation graphique des trajectoires des particules.

Les deux fonctions sont combinées dans la version interactive de GEANT. Cela est très utile, car l'observation directe de ce qui se passe pour une particule à l'intérieur du détecteur rend la correction plus facile et peut révéler des faiblesses éventuelles de la configuration.

En tenant compte de ces deux fonctions, le code GEANT nous permet de :

- Décrire un montage expérimental par une structure de volumes géométriques. Le MEDIUM NUMBER est assigné à chaque volume par l'utilisateur (GEOM). Différents volumes peuvent avoir le même MEDIUM NUMBER, ce dernier est défini par les paramètres dits TRACKING MEDIUM qui comportent une référence au matériau du remplissage du volume (CONS).

- Accepter des événements simulés par des générateurs de Monte-Carlo (KINE).
- Transporter des particules à travers les différentes régions du modèle simulé, en tenant compte des limites des volumes géométriques et des effets physiques en fonction de la nature des particules, leurs interactions avec la matière et le champ magnétique (TRAK), (PHYS).
- Enregistrer les trajectoires des particules et la réponse des détecteurs (TRAK), (HITS).
- Visualiser la détection et les trajectoires des particules (DRAW), (XINT).

4.2.2 Cadre de la simulation d'un événement

La simulation d'un événement par GEANT3 passe par plusieurs étapes qui sont :

1. Initialisation
2. Traitement des événements
3. Terminaison

Dans chacune des trois phases, le programmeur peut mettre en place son propre code dans les sous-routines appropriées.

1. Initialisation

◦ Initialisation de la mémoire, de la structure des données, et de la phase graphique.

◦ Définition des matériaux qui constituent le système de détection (Source-Détecteur) tout en introduisant la composition, la forme, et les dimensions de chaque élément du système [NAC3].

L'initialisation est contrôlée par l'utilisateur dans la sous-routine UGINIT qui a la responsabilité d'appeler les routines appropriées. Il est composé des étapes suivantes, la plupart d'entre elles effectuées par le biais d'appels aux sous-routines de GEANT :

GINIT : Pour initialiser les blocs communs de GEANT avec des valeurs par défaut.

GFFGO : Pour lire les enregistrements de données de format libre, soit pour modifier les options par défaut, ou de fournir des informations sur l'exécution.

GZINIT : Pour initialiser le gestionnaire de mémoire, les zones de référence JRUNG.

GDINIT : Pour initialiser le package de dessin (DRAW), appeler cette routine sans avoir initialisé le logiciel graphique via un appel à IGINIT ou HPLINT fera avorter GEANT.

GPART : (où GSPART) Pour remplir la structure de données JPART avec les propriétés des particules (CONS).

GMATE : (où GSMATE) Pour remplir de la structure de données JMATE avec les caractéristiques des matériaux utilisés (CONS).

L'utilisateur du code est responsable de :

- Définir la géométrie des différents composants de l'installation (GEOM), stockée dans les structures de données JROTM et JVOLUM.

- Définir le suivi des paramètres moyennes "medium parameters" (CONS, TRAK), stocké dans la structure de données JTMED.

- Spécifier les éléments de la configuration géométrique qui doit être considéré comme détecteurs sensibles, ce qui donne une réponse lorsqu'il est frappé par une particule (HITS).

- Habituellement, tout est fait dans une routine d'utilisateur appelée UGEOM.

GGCLOS : Pour traiter toutes les informations géométriques fournies par l'utilisateur et se préparer pour le transport de particules.

GBHSTA : Pour réserver les histogrammes standard de GEANT s'il est exigé si nécessaire par l'utilisateur avec les données enregistrent HSTA.

GPHYSI : Pour calculer la perte d'énergie et de la section-efficace et les stocker dans la structure de données JMATE (CONS, PHYS).

2. Traitement des événements

- Cinématique de la particule reposant sur le générateur Monte Carlo.
- Suivi du transport de la particule à travers les différentes régions du détecteur, en tenant compte des différents effets physiques intervenants.

- Stockage des informations obtenues par le suivi pour faire le comptage. Seule la particule stoppée dans le germanium sera comptée comme particule détectée [NAC3].

La phase de traitement est déclenchée par un appel à la subroutine GRUN où, pour chaque événement à traiter, donne le contrôle à des sous-routines :

GTRIGI : Pour initialiser le traitement des événements et créer l'événement JHEAD (header bank) .

GTRIG : Pour traiter un événement.

GTRIGC : Pour nettoyer la partie de la mémoire utilisée par l'événement et s'assurer que suffisamment de temps est laissé pour le prochain événement.

GTRIG : Pour appeler les sous-routines utilisées suivantes.

GUKINE : Pour générer ou lire la cinématique de l'événement et la stocker dans la structure de données JVERTEX et JKINE.

GUTREV : Appelant GTREVE qui effectue les opérations suivantes pour chaque vertex, à leur tour :

1. Déplace toutes les particules attachées au vertex de la structure permanente JKINE à la structure temporaire JSTAK.

2. Contrôle la propagation de chaque particule en appelant GUTRAK / GTRACK (TRAK) ; chaque particule est suivie à son tour et quand un détecteur sensible est traversé, l'utilisateur peut stocker toutes les informations utiles dans les structures de données JHITS via les routines (HITS).

La structure de données JXYZ, contenant les coordonnées des points de l'espace le long des voies, peut être rempli par l'utilisateur lors de la poursuite (TRAK).

GUDIGI : Simuler les réponses des détecteurs pour l'événement, en utilisant les informations enregistrées dans les JHITS de structure de données en cours de transport de particules, et de stocker les résultats dans la structure de données JDIGI (HITS).

GUOUT : Effectuer tout le traitement à la fin de l'événement et de sortie des structures de données correspondantes (IOPA).

3. Terminaison

La phase finale est sous le contrôle de l'utilisateur via la routine GULAST. Dans les cas simples, il peut se composer d'un appel à la sous-routine GLAST qui calcule et imprime quelques informations statistiques (temps par cas, l'utilisation de la mémoire dynamique, ...etc).

Chapitre 5

Simulation du détecteur GeHP par GEANT3.

Dans ce nouveau chapitre, Nous allons présenter les résultat de la simulation du détecteur GeHP utilisé au niveau du laboratoire de CENBG (France). Les informations sur les composantes du détecteur et leurs dimensions ont été fournies par le constructeur.

On doit citer que ces informations ne sont pas complètes, et le constructeur n'a donné que peu d'informations sur le détecteur et notamment sur la zone morte du cristal du germanium. C'est pour cette raison, la zone morte du germanium ne sera pas prise en compte dans le cadre de cette simulation.

L'objectif de cette simulation c'est de déterminer quelques paramètres, qu'on ne peut pas déterminer expérimentalement, notamment le facteur d'auto-absorption (Self-absorption) qui nous aide à recalculer les activités spécifiques de nos échantillons avec précision.

5.1 Structure du détecteur

Le détecteur GeHP est constitué principalement de trois matériaux :

- * Le cristal du Germanium
- * L'aluminium
- * Le Teflon

- Le cristal du germanium a une forme cylindrique d'un diamètre $\Phi = 55,5$ mm et une hauteur $h = 26,5$ mm. Le cristal est percé au centre par un trou

de diamètre 8,0 mm et d'une profondeur de 9,0 mm. Il est maintenu par une chemise d'aluminium qui sert à protéger le cristal et aussi un contact thermique pour le refroidissement.

- Le fond du cristal est relié à un contact entouré d'un isolant en téflon ($(C_2F_4)_n$), servant à amener la haute tension pour polariser le cristal d'une part, et d'autre part à cause de la faible distance entre le cristal et le capot d'aluminium, il se produit des effets de retour de champ [ME04] qui ont pour conséquence que la trajectoire des porteurs de charge situés en haut du cristal ne finissent pas sur les électrodes mais sortent du cristal lui-même. Pour éviter cela, un isolant en téflon est disposé entre le cristal et le capot [CO07].
- L'ensemble est maintenu sous vide pour assurer l'isolation thermique grâce à une enveloppe en aluminium, Figure 5.1.

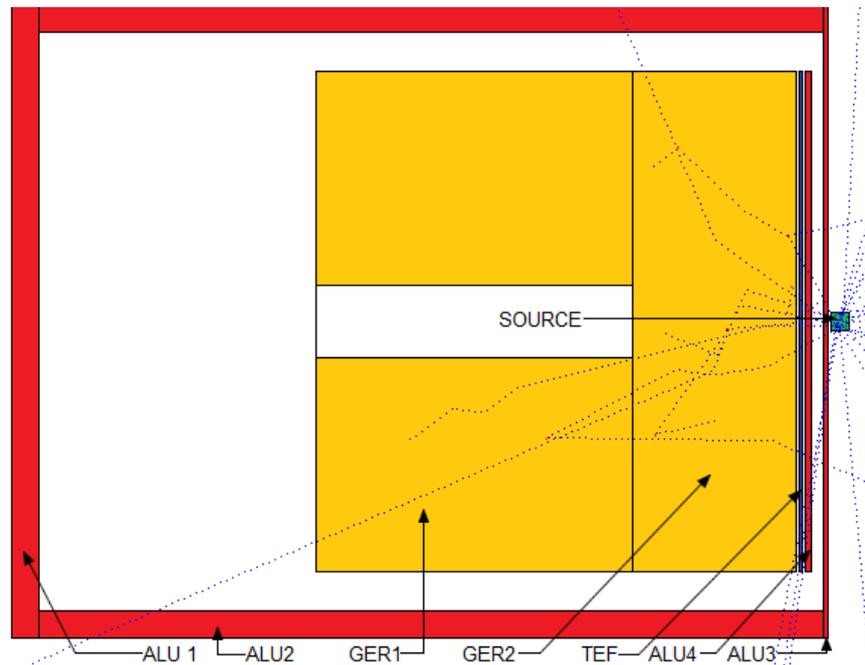


FIG. 5.1 – Les composants du détecteur

- La reconstruction du détecteur par simulation commence par le choix de type du matériau, remplir ce dernier dans un volume de géométrie et de

dimensions bien déterminées, assigner des propriétés physiques du matériau et puis rassembler tous les volumes en les plaçant dans le repère orthonormé OXYZ. Le tout est mit dans un box sous vide.

- Tous les volumes ont des géométries cylindriques, dont les dimensions sont données par le tableau 5.1.

| | Volume | $R_{\text{int}}(cm)$ | $R_{\text{ext}}(cm)$ | $h(cm)$ |
|-------------------------------|--------|----------------------|----------------------|---------|
| Cristal en germanium | GER1 | 0,4 | 2,775 | 3,5 |
| | GER2 | 0,0 | 2,775 | 1,8 |
| Fenêtre en téflon | TEF | 0,0 | 2,775 | 0,04 |
| Capot interieure en aluminium | ALU4 | 0,0 | 2,775 | 0,06 |
| Capot Interieure en aluminium | ALU1 | 0,0 | 3,5 | 0,30 |
| Fenêtre en aluminium | ALU3 | 0,0 | 3,5 | 0,05 |
| Enveloppe en aluminium | ALU2 | 3,2 | 3,5 | 8,65 |

TAB. 5.1 - Les dimensions des volumes qui constituent le détecteur

Où :

R_{int} , R_{ext} et h sont : le rayon intérieur, le rayon extérieur et la hauteur du cylindre respectivement.

Les positions des éléments dans le repère OXYZ sont données par le tableau 5.2.

| | Volume | $X(cm)$ | $Y(cm)$ | $Z(cm)$ |
|-------------------------------|--------|---------|---------|---------|
| Cristal en germanium | GER1 | 0,0 | 0,0 | -0,475 |
| | GER2 | 0,0 | 0,0 | -3,125 |
| Fenêtre en téflon | TEF | 0,0 | 0,0 | -4,075 |
| Capot interieure en Aluminium | ALU4 | 0,0 | 0,0 | -4,155 |
| Capot Interieure en Aluminium | ALU1 | 0,0 | 0,0 | 4,475 |
| | ALU3 | 0,0 | 0,0 | -4,35 |
| Enveloppe en Aluminium | ALU2 | 0,0 | 0,0 | 0,0 |

TAB. 5.2 - Positions des volumes dans le repère OXYZ

- Dans le code Geant3, il existe deux types de volumes, simple et complexe :
 - Les volumes de géométries simples ayants des formes géométriques de base comme la sphère, le cylindre, le parallélépipède, le trapèze, ... etc.
 - Les volumes de géométries complexes peuvent être décrits à partir des volumes simples en utilisant des opérations booléennes (union, intersection,

soustraction) Fig 5.2.

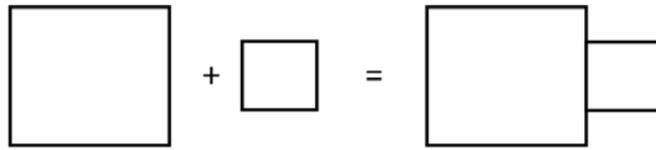


FIG. 5.2 – Construction d'un volume unifié par l'union de deux volumes

La forme finale de notre détecteur est donnée par les figures 5.3 et 5.4.

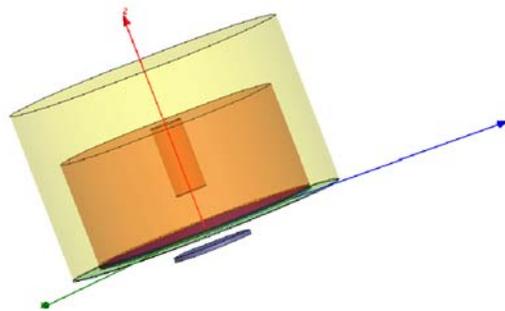


FIG. 5.3 – Vue en 3D du détecteur simulé

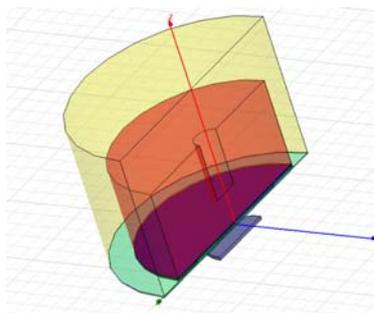


FIG. 5.4 – Vue de l'intérieure du détecteur en 3D

5.2 Validation du détecteur simulé

Après avoir construit le modèle qui représente notre détecteur, il faut d'abord le valider en comparant les données obtenues par simulation avec des valeurs expérimentales et de la bibliographie, pour pouvoir ensuite faire les autres calculs.

Dans un premier test, nous avons calculé les coefficients d'atténuations linéiques μ_{Sim} de l'eau (masse volumique $\rho = 1 \text{ g.cm}^{-3}$) en utilisant une source ponctuelle de plusieurs raies gamma que nous avons comparé à ceux donnés par la bibliographie μ_{Ref} [AR05].

Le coefficient $\mu(\text{cm}^{-1})$ est calculé en utilisant la formule suivante :

$$I = I_0 \cdot \exp^{-\mu x} \quad (5.1)$$

Où :

I : l'intensité du faisceau transmis

I_0 : l'intensité du faisceau incident

$x(\text{cm})$: Epaisseur de l'échantillon

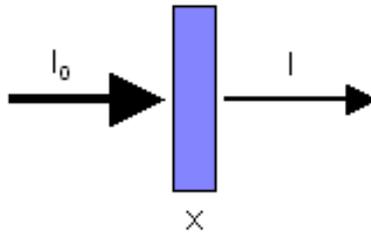


FIG. 5.5 – Atténuation d'un faisceau lumineux par un matériau d'épaisseur X

Le tableau 5.3 et la figure 5.6 montrent les résultats obtenus :

| E (keV) | $\mu_{Sim} (\text{cm}^{-1})$ | $\mu_{Ref} (\text{cm}^{-1})$ | $\frac{\mu_{Sim}}{\mu_{Ref}}$ |
|---------|------------------------------|------------------------------|-------------------------------|
| 100 | 0,1451 | 0,1670 | 0,87 |
| 200 | 0,1389 | 0,1390 | 1,00 |
| 400 | 0,1135 | 0,1090 | 1,04 |
| 800 | 0,0771 | 0,0786 | 0,98 |
| 1500 | 0,0674 | 0,0575 | 1,17 |

TAB. 5.3 - Coefficient d'atténuation linéique simulé et de référence de l'eau [AR05]

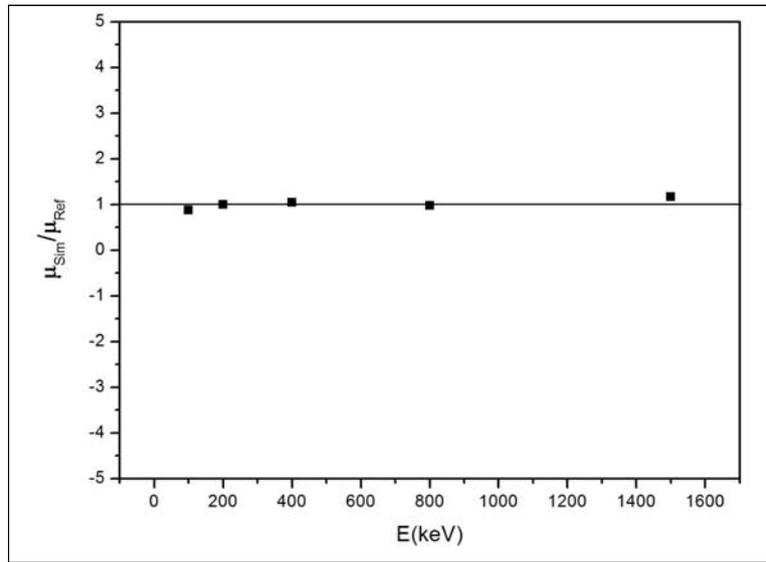


FIG. 5.6 – Variation du rapport (μ_{Sim} / μ_{Ref}) avec l'énergie du rayonnement gamma

Le tableau 5.3 et la figure 5.6 montrent qu'il y'a une bonne correspondance entre les valeurs obtenues par la simulation et celles données par les références, à l'exception des deux énergies extrêmes $E = 100$ keV et 1500 keV où on remarque une légère différence entre les deux valeurs.

La deuxième remarque, c'est que toutes les valeurs de la simulation sont supérieures légèrement à celles de la bibliographie ($\frac{\mu_{Sim}}{\mu_{Ref}} > 1$) sauf pour $E = 100$ keV où on a trouvé que la valeur de μ_{Sim} est légèrement inférieure à celle de la bibliographie.

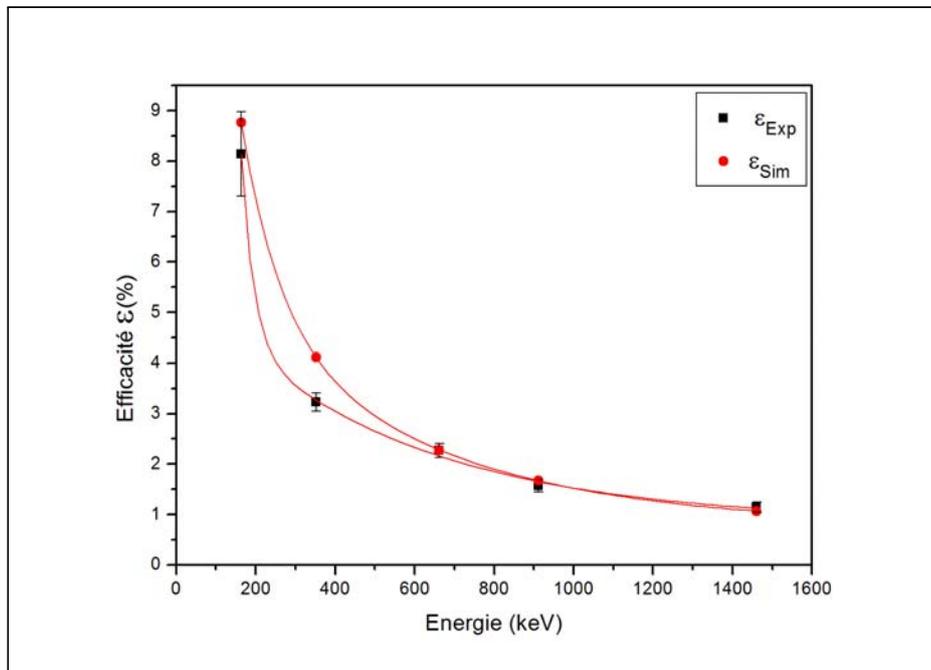
Le deuxième test, c'est de simuler l'efficacité du détecteur et la comparer avec les valeurs expérimentales.

Pour cela, la source utilisée en simulation possède une forme cylindrique de même dimensions que celles des échantillons mesurés. ($R = 2,2$ cm et $h = 1,7$ cm) et de même masse volumique ($\rho = 0,5$ g.cm⁻³).

Les résultats sont donnés par le tableau 5.4 et la figure 5.7.

| E (keV) | $\varepsilon_{\text{Sim}}(\%)$ | $\varepsilon_{\text{Exp}}(\%)$ | $\frac{\varepsilon_{\text{Sim}}(\%)}{\varepsilon_{\text{Exp}}(\%)}$ |
|---------------------------|--------------------------------|--------------------------------|---|
| 163 (^{235}U) | 8,765 | $8,141 \pm 0,836$ | 1,08 |
| 352 (^{214}Pb) | 4,113 | $3,231 \pm 0,181$ | 1,27 |
| 662 (^{137}Cs) | 2,283 | $2,268 \pm 0,137$ | 1,01 |
| 911 (^{228}Ac) | 1,673 | $1,566 \pm 0,118$ | 1,07 |
| 1461 (^{40}K) | 1,067 | $1,142 \pm 0,101$ | 0,93 |

TAB. 5.4 - Rapport entre l'efficacité simulée et expérimentale

FIG. 5.7 – Variation du ε_{Sim} et ε_{Exp} en fonction de l'énergie du rayonnement

Les résultats obtenus montrent que le rapport $\frac{\varepsilon_{\text{Sim}}(\%)}{\varepsilon_{\text{Exp}}(\%)} \simeq 1$ pour toutes les énergies, ce qui montre que le modèle établi donne des valeurs très proches de celles obtenues expérimentalement dans cette gamme d'énergie.

Pour l'énergie $E = 352$ keV, il y a une petite différence entre l'expérience et la simulation qui nous oblige à faire des ajustements sur le détecteur simulé.

De manière générale et d'après les deux tests, on peut considérer que le détecteur simulé est valable pour déterminer les paramètres comme : le coefficient d'atténuation linéique, le facteur auto-absorption et l'efficacité de détection.

5.3 Détermination du facteur d'auto-absorption

Dans cette partie, nous allons déterminer et étudier le facteur d'auto-absorption en fonction de l'énergie du rayonnement et la densité volumique des échantillons.

Ce facteur va être utilisé dans les calculs de l'activité spécifique des échantillons du sol. Les compositions chimiques de ces derniers doivent être insérées dans le code GEANT3, cela est impossible à faire. Pour sortir de ce problème, nous avons choisi un substitut qui est l'eau, dont toutes ces propriétés physiques et chimiques existent dans la banque de données de GEANT3. Nous avons varié la masse volumique de l'eau afin qu'elle corresponde à celle des matériaux cités dans le tableau 5.5 [TA00],

| Masse volumique (g.cm ⁻³) | Matériau |
|---------------------------------------|------------------------------|
| 0,5 | Pin |
| 0,79 | Acétone |
| 1,0 | Eau à 4° C |
| 1,25 | Terre végétale |
| 1,395 | Polychlorure de vinyle (PVC) |
| 1,7 | Argile |
| 2,2 | Béton |
| 2,5 | Amiante |
| 2,75 | Ardoise |

TAB. 5.5 - Masses volumiques de diverses substances

Nous rappelons la formule de l'auto-absorption (f_a) citée dans le chapitre 03 :

$$f_a = \frac{1}{t \mu} (1 - e^{-\mu t}) \quad 0 \leq f_a \leq 1 \quad (5.2)$$

Où

t = Epaisseur de la source

μ = Coefficient d'atténuation linéique de la source.

Pour calculer le facteur f_a , il faut d'abord déterminer les coefficients d'atténuations linéique μ_{sim} de chaque matériau en fonction de l'énergie du rayonnement gamma. Cette étude a été réalisée à l'aide d'une source ponctuelle.

Le tableau 5.6 et les deux figures 5.8 et 5.9 montrent les valeurs du coefficient d'atténuation linéique simulé μ_{sim} en fonction de l'énergie du rayonnement gamma et de la masse volumique de l'échantillon.

| | Masse volumique $\rho(g.cm^{-3})$ | | | | | | | | |
|----------|-----------------------------------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|
| | 0,5 | 0,79 | 1,0 | 1,25 | 1,395 | 1,7 | 2,2 | 2,5 | 2,75 |
| 163 keV | 0,070 | 0,112 | 0,145 | 0,175 | 0,206 | 0,247 | 0,303 | 0,354 | 0,379 |
| 352 keV | 0,072 | 0,094 | 0,128 | 0,153 | 0,169 | 0,212 | 0,260 | 0,300 | 0,330 |
| 662 keV | 0,055 | 0,062 | 0,095 | 0,116 | 0,145 | 0,169 | 0,208 | 0,245 | 0,267 |
| 911 keV | 0,036 | 0,049 | 0,084 | 0,093 | 0,106 | 0,150 | 0,196 | 0,206 | 0,231 |
| 1461 keV | 0,023 | 0,053 | 0,070 | 0,090 | 0,096 | 0,130 | 0,179 | 0,193 | 0,212 |

TAB. 5.6 - Variation du coefficient d'atténuation linéique simulé en fonction de l'énergie du rayonnement gamma pour chaque masse volumique

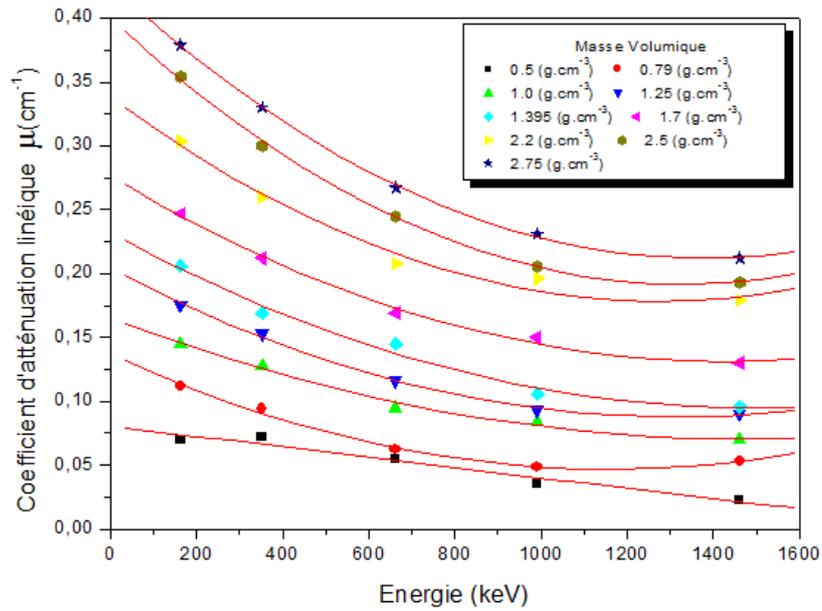
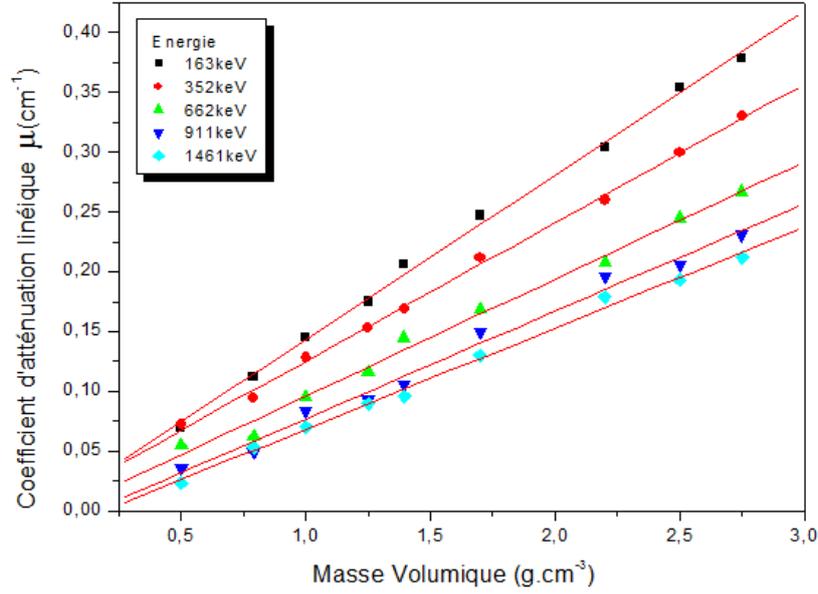


FIG. 5.8 – Variation du coefficient d'atténuation linéique μ_{sim} en fonction de l'énergie simulée E pour différents matériaux

FIG. 5.9 – Variation du coefficient μ_{sim} en fonction de ρ pour différentes énergies gamma.

| $\rho(g.cm^{-3})$ | $c (cm^{-1})$ | $b (cm^{-1}.keV^{-1})$ | $a (cm^{-1}.keV^{-2})$ |
|-------------------|---------------|---------------------------|---------------------------|
| 0.5 | 0,08076 | $-4,11414 \times 10^{-5}$ | $4,11779 \times 10^{-10}$ |
| 0.79 | 0,13716 | $-1,55039 \times 10^{-4}$ | $6,66129 \times 10^{-8}$ |
| 1.0 | 0,16535 | $-1,28488 \times 10^{-4}$ | $4,36007 \times 10^{-8}$ |
| 1.25 | 0,20426 | $-1,78393 \times 10^{-4}$ | $6,83004 \times 10^{-8}$ |
| 1.395 | 0,2322 | $-1,8405 \times 10^{-4}$ | $6,17746 \times 10^{-8}$ |
| 1.7 | 0,27608 | $-2,02468 \times 10^{-4}$ | $7,08059 \times 10^{-8}$ |
| 2.2 | 0,33854 | $-2,50069 \times 10^{-4}$ | $9,76444 \times 10^{-8}$ |
| 2.5 | 0,39954 | $-3,12967 \times 10^{-4}$ | $1,17685 \times 10^{-7}$ |
| 2.75 | 0,42604 | $-3,11889 \times 10^{-4}$ | $1,13523 \times 10^{-7}$ |

TAB. 5.7 - Variation du coefficient d'atténuation linéique en fonction de l'énergie du rayonnement gamma

En analysant les courbes de la figure 5.8, on trouve qu'il y'a une relation décroissante de type polynomiale de deuxième degré entre le coefficient d'atténuation linéique μ_{sim} et l'énergie du rayonnement gamma E , tel que :

$$\mu_{sim} = a.E^2 + b.E + c \quad (5.3)$$

a, b et c sont des constantes dont les valeurs sont illustrées dans le tableau 5.7.

Tandis que, plus la masse volumique du matériau ρ augmente plus le coefficient μ_{sim} augmente aussi.

On remarque de la Figure 5.9 aussi que le coefficient d'atténuation augmente linéairement μ_{sim} avec la masse volumique du matériau ρ suivant la relation 5.4.

$$\mu_{sim} = a.\rho + b \quad (5.4)$$

| E (keV) | b (cm ⁻¹) | a (cm ⁻¹ .g ⁻¹ .cm ⁺³) |
|---------|-----------------------|--|
| 163 | 0,00557 | 0,13786 |
| 352 | 0,00929 | 0,11604 |
| 662 | -0,00217 | 0,09809 |
| 911 | -0,01315 | 0,09012 |
| 1461 | -0,01620 | 0,08462 |

TAB. 5.8 - Variation du coefficient d'atténuation linéique en fonction de la masse volumique des matériaux

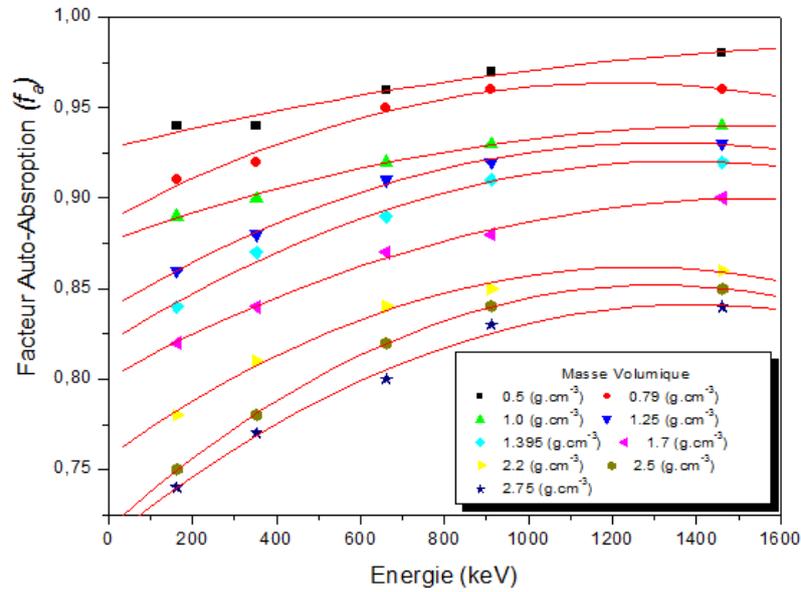
- À travers les résultats obtenus dans le tableau 5.6, nous avons calculé le facteur d'auto-absorption (f_a) en appliquant la formule 5.2. Ce facteur a été déterminé en fonction de l'énergie du rayonnement gamma et la masse volumique du matériau.

Le tableau 5.9 et les deux figures 5.10 et 5.11 montrent les résultats obtenus :

| | Masse volumique $\rho(g.cm^{-3})$ | | | | | | | | |
|----------|-----------------------------------|------|------|------|-------|------|------|------|------|
| | 0,5 | 0,79 | 1,0 | 1,25 | 1,395 | 1,7 | 2,2 | 2,5 | 2,75 |
| 163 keV | 0,94 | 0,91 | 0,89 | 0,86 | 0,84 | 0,82 | 0,78 | 0,75 | 0,74 |
| 352 keV | 0,94 | 0,92 | 0,90 | 0,88 | 0,87 | 0,84 | 0,81 | 0,78 | 0,77 |
| 662 keV | 0,96 | 0,95 | 0,92 | 0,91 | 0,89 | 0,87 | 0,84 | 0,82 | 0,80 |
| 911 keV | 0,97 | 0,96 | 0,93 | 0,92 | 0,91 | 0,88 | 0,85 | 0,84 | 0,83 |
| 1461 keV | 0,98 | 0,96 | 0,94 | 0,93 | 0,92 | 0,90 | 0,86 | 0,85 | 0,84 |

TAB. 5.9 - Variation du f_a en fonction de E(keV) pour chaque masse volumique

La figure 5.10 montre que lorsque l'énergie du rayonnement gamma augmente, l'auto-absorption du matériau augmente aussi. Cette proportionnalité est polynomiale du seconde degré, tel que :

FIG. 5.10 – Variation du facteur f_a en fonction de E pour différentes masses volumiques.

$$f_a = a.E^2 + b.E + c$$

| $\rho(g.cm^{-3})$ | c | b (keV ⁻¹) | a (keV ⁻²) |
|-------------------|---------|--------------------------|---------------------------|
| 0,5 | 0,92746 | 5,73459x10 ⁻⁵ | -1,42981x10 ⁻⁸ |
| 0,79 | 0,88782 | 1,25304x10 ⁻⁴ | -5,17287x10 ⁻⁸ |
| 1,0 | 0,87595 | 8,35567x10 ⁻⁵ | -2,70978x10 ⁻⁸ |
| 1,25 | 0,83853 | 1,39265x10 ⁻⁴ | -5,25907x10 ⁻⁸ |
| 1,395 | 0,82002 | 1,46579x10 ⁻⁴ | -5,35462x10 ⁻⁸ |
| 1,7 | 0,80074 | 1,27015x10 ⁻⁴ | -4,06531x10 ⁻⁸ |
| 2,2 | 0,75702 | 1,65476x10 ⁻⁴ | -6,53904x10 ⁻⁸ |
| 2,5 | 0,71818 | 2,05574x10 ⁻⁴ | -7,89328x10 ⁻⁸ |
| 2,75 | 0,71118 | 1,86678x10 ⁻⁴ | -6,70886x10 ⁻⁸ |

TAB. 5.10 - Variation du f_a en fonction de E(keV)

La figure 5.11 montre qu'il y'a une relation linéaire entre l'auto-absorption et la masse volumique tel que $f_a = a.\rho + b$.

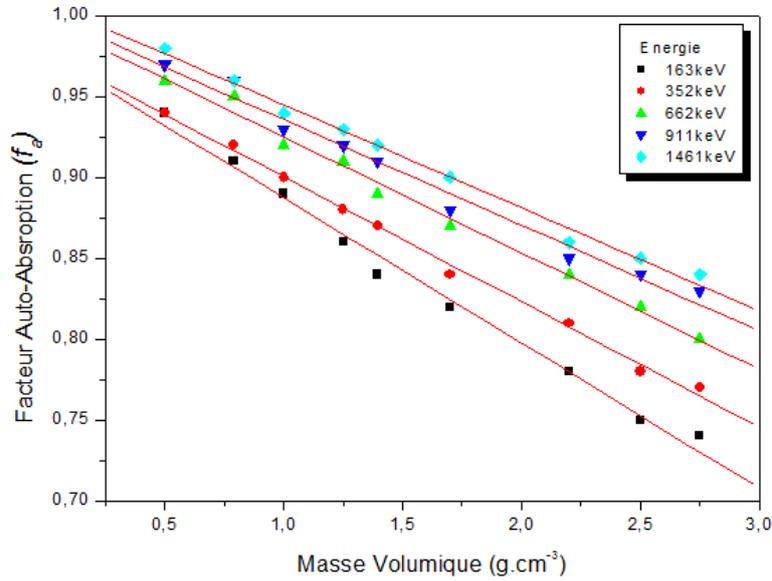


FIG. 5.11 – Variation du facteur f_a en fonction de ρ pour différentes énergies gamma.

| E (keV) | b | a ($\text{g}^{-1} \cdot \text{cm}^3$) |
|---------|---------|---|
| 163 | 0,97731 | -0,08987 |
| 352 | 0,9779 | -0,07747 |
| 662 | 0,99691 | -0,07186 |
| 911 | 1,00131 | -0,06544 |
| 1461 | 1,00839 | -0,06358 |

TAB. 5.11 - Valeurs des constantes a et b de l'équation de f_a en fonction de l'énergie du rayonnement gamma

Pour conclure, les résultats montrent que le phénomène d'absorption de l'échantillon de ses propres photons gamma, qui est représenté par le facteur d'auto absorption, est important pour les gammas de faibles énergies et pour des échantillons denses, et vis versa.

5.4 Détermination de l'efficacité de détection

Au début de ce chapitre, nous avons testé la variation de l'efficacité de détection en fonction des énergies des rayonnements gamma pour une source étendue.

Dans cette partie, on va étudier la variation de l'efficacité de détection en

fonction des dimensions de la source, de la géométrie de la source et la distance source-détecteur, sachant que le calcul est fait pour le même nombre de tirage $N = 6.10^5$ à $t = 0$.

Les résultats obtenus sont montrés dans le tableau 5.12 et la Figure 5.12 :

| Distance Source-Détecteur | $\varepsilon(\%)$ S. Ponctuelle | $\varepsilon(\%)$ S. Cylindrique R=2,2cm et h=1,7cm | $\varepsilon(\%)$ S. Cylindrique R=3,5cm et h=1,7cm |
|---------------------------|---------------------------------|--|--|
| 0 cm | 6,24 | 5,93 | 4,25 |
| 1 cm | 3,42 | 3,02 | 2,39 |
| 2 cm | 2,13 | 1,94 | 1,64 |
| 3 cm | 1,42 | 1,30 | 1,18 |
| 4 cm | 1,04 | 0,99 | 0,88 |

TAB. 5.12 - Efficacité de détection en fonction de la forme et dimensions de la source

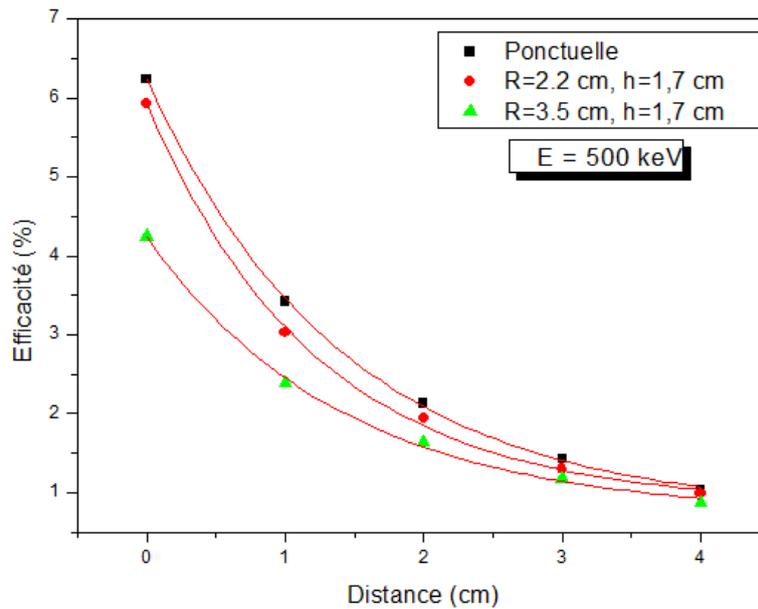


FIG. 5.12 – Variation de l'efficacité de détection en fonction de la distance source-détecteur pour des sources gamma de géométries différentes.

La figure 5.12 montre que quand la distance entre la source et détecteur augmente, l'efficacité de détection diminue. Cette relation a une forme exponentielle tel que :

$$\varepsilon(\%) = \alpha \cdot e^{-\beta \cdot x} \quad (5.5)$$

Où α et β sont des constantes qui dépendent de la distance entre la source et le détecteur.

- La deuxième remarque : à des faibles distances, plus le volume de la source est important, plus l'efficacité de détection diminue. Tandis que à des grandes distances, l'effet du volume de la source devient sans importance.

Dans la seconde partie, Nous avons étudié la variation de l'efficacité de détection en fonction de la masse volumique d'une source de forme cylindrique ($R = 2,2 \text{ cm}$ et $h = 1,7 \text{ cm}$) située à 2 cm du détecteur et en fonction des énergies des rayonnements gamma. Les résultats obtenus sont montrés dans le tableau 5.13 et les deux figures 5.13 et 5.14.

| | Masse volumique $\rho(g.cm^{-3})$ | | | | | | | | |
|----------|-----------------------------------|------|------|------|-------|------|------|------|------|
| | 0,5 | 0,79 | 1,0 | 1,25 | 1,395 | 1,7 | 2,2 | 2,5 | 2,75 |
| 163 keV | 8,77 | 8,27 | 8,05 | 7,79 | 7,18 | 7,24 | 6,62 | 6,40 | 6,12 |
| 352 keV | 4,11 | 3,90 | 3,80 | 3,75 | 3,38 | 3,54 | 3,29 | 3,17 | 3,00 |
| 662 keV | 2,28 | 2,22 | 2,15 | 2,11 | 2,03 | 1,92 | 1,80 | 1,77 | 1,70 |
| 911 keV | 1,67 | 1,61 | 1,57 | 1,50 | 1,46 | 1,44 | 1,35 | 1,31 | 1,26 |
| 1461 keV | 1,07 | 1,01 | 0,99 | 0,95 | 0,95 | 0,92 | 0,87 | 0,86 | 0,80 |

TAB. 5.13 - Variation de l'efficacité de détection en fonction de la masse volumique et de l'énergie du rayonnement gamma

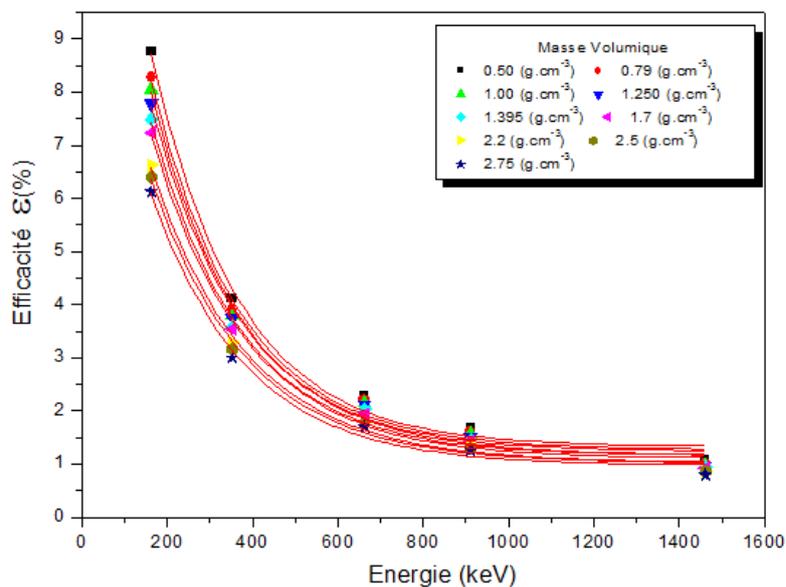


FIG. 5.13 – Variation de l'efficacité de détection en fonction de l'énergie pour différentes masses volumiques.

Dans la figure 5.13, nous avons fait varier l'efficacité de détection en fonction de l'énergie des rayonnements gamma, nous avons constaté que le fit de type polynomial passe par la majorité des points dans l'intervalle d'énergie [163 keV-1461 keV].

La deuxième remarque, nous avons constaté que l'efficacité de détection diminue quand la densité de la source augmente, cette diminution est très prononcée pour les gammas de faibles énergies.

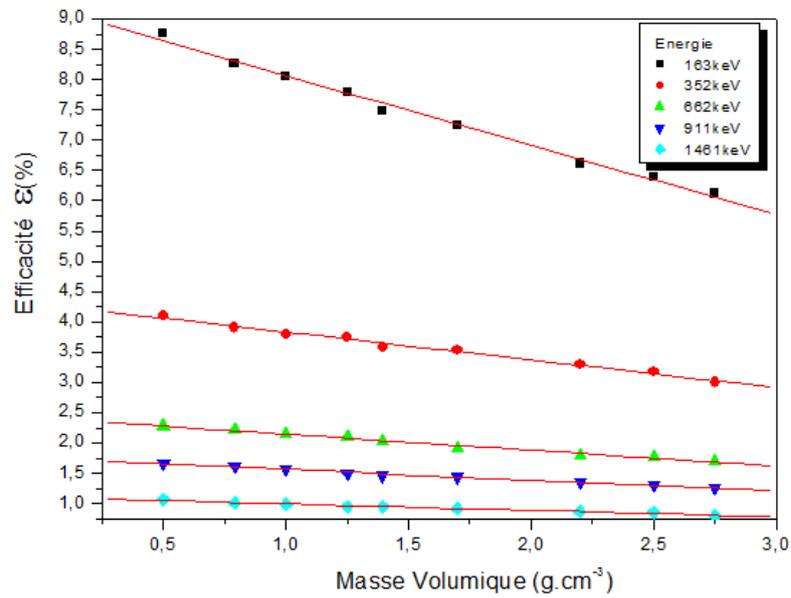


FIG. 5.14 – Variation de l'efficacité de détection en fonction de la masse volumique ρ pour différentes énergies gamma.

D'après la figure 5.14, on voit très bien que l'efficacité de détection diminue linéairement avec l'augmentation de la masse volumique et l'énergie des rayons gamma.

Chapitre 6

Mesures expérimentales

Le travail expérimental porte essentiellement sur la détermination des activités spécifiques des radioéléments naturels ^{40}K , ^{238}U , ^{235}U , ^{232}Th et éventuellement des éléments artificiels de durée de vie longue comme le ^{137}Cs , présents dans des échantillons de sols collectés de certaines régions de l'Est algérien.

Les radioéléments concernés ou l'un des descendants possèdent la propriété d'être émetteurs des rayonnements gamma, leurs concentrations dans un milieu donné peuvent être déterminées à partir des émissions gamma mesurées dans le laboratoire.

Un ensemble de mesures ont été effectuées à l'aide d'une chaîne de spectrométrie gamma de basse radioactivité au niveau du CENBG de Bordeaux¹ et l'analyse des données a été faite au niveau du LPMPS (Université des frères Mentouri - Constantine¹) en utilisant un logiciel d'analyse des spectres gamma développé par le CENBG de bordeaux.

Une des taches du CENBG est d'effectuer des mesures par spectrométrie gamma à ultra-bas bruit de fond, et plus généralement de proposer des expertises dans le domaine de la radioactivité environnementale.

Le centre est dotée d'un détecteur germanium de dernière génération, lui-même associé à un système de veto anti-cosmique, le tout étant situé dans un laboratoire situé au sous-sol d'un bâtiment pour diminuer au maximum l'exposition de l'installation aux rayonnements cosmiques. La sensibilité de mesure obtenue est ainsi inférieure au 1Bq/kg [CEN].

D'autres échantillons ont été analysés au niveau du centre de recherches nucléaire d'alger (CRNA).

6.1 Préparation des échantillons

Les échantillons mesurés viennent de trois environnements différents :

- 1- De trois minerais.
- 2- Des roches.
- 3- Du sol.

6.1.1 Sites de prélèvement et dénomination des échantillons

1- Etude de la radioactivité naturelle des trois minerais

Pour cette études nous avons choisi deux minerais de phosphates et un minerai de fer.

▷ Le phosphate est un élément très utilisé dans beaucoup de domaines et notamment l'agriculture comme fertilisant. Les différentes études sur le phosphate ont montré que ce dernier contient une forte concentration de radioéléments naturels. Cela signifie que la concentration des radionucléides dans le sol sera augmentée quand il sera éparpillé dans les champs à travers son utilisation en agriculture.

Pour cette raison, nous avons choisi deux échantillons prélevés de deux minerais de phosphate de Tebessa et de Bordj Bou Arreridj.

▷ Le troisième minerai est celui du fer. L'objectif est toujours l'étude d'un matériau très utilisé dans différents domaines, notamment la fabrication et la construction.

- PHT : Minerai de phosphate - Tebessa.
- PHB : Minerai de phosphate - Bordj Bou Arreridj.
- FR : Minerai de fer - Sétif.

Les coordonnées GPS des lieux de prélèvement sont montrés dans le tableau 6.1 :

| Echantillon | Latitude | Longitude |
|-------------|-----------|-----------|
| FR | 36,330887 | 5,221812 |
| PHB | 35,813010 | 4,682256 |
| PHT | 34,705504 | 7,997255 |

TAB. 6.1 - Les coordonnées GPS des trois minerais

2- Etude de l'évolution de la radioactivité naturelle sous l'effet d'altération des roches :

L'objectif de cette partie est l'étude du phénomène d'altération des roches. En géologie, l'altération est l'ensemble des processus physiques et chimiques qui transforment une roche initiale dite roche-mère en une roche altérée dite saprolite (Roche en décomposition).

L'intérêt de cette étude c'est est que toutes les maisons, les murs et même les terrains dans les vieilles villes (à titre d'exemple Mila El-Kadima, Fig 6.1) ont été construites en pierres, avec le temps ces dernières se dégradent par effet d'altération.



FIG. 6.1 – La vieille ville de Mila El-Kadima

Le but de ce travail est donc vérifier si l'effet d'altération des roches influe sur la concentration des radionucléides naturels se trouvant dans la roche (pierre).

Deux roches (mère et altérée) ont été prélevées de la zone de Bellara :

- RM : Roche mère, Bellara-Jijel.
- RA : Roche altérée, Bellara-Jijel.

Les coordonnées GPS du site de prélèvement est montré dans le tableau 6.2 :

| Echantillon | Latitude | Longitude |
|-------------|-----------|-----------|
| RM | 36,330887 | 5,221812 |
| RA | 36,330887 | 5,221812 |

TAB. 6.2 - Les coordonnées GPS des deux roches mère et altérée

3- Etude de la radioactivité du sol :

Nous avons collecté 14 échantillons de sols prélevés de différents sites de la wilaya de Constantine, le type de sol est argileux.

L'objectif principal de cette étude est l'évaluation de la concentration des radionucléides naturels dans le sol et aussi d'évaluer le niveau de la contamination du sol par des radionucléides d'origine artificielle et notamment du ^{137}Cs .

Les trois échantillons Univ1, Univ2 et Univ3 sont prélevés tout autour de l'université des frères Mentouri-Constantine 1, Fig 6.2 :



FIG. 6.2 – Sites de prélèvement de trois échantillons Univ1, Univ2 et Univ3.

- Univ1 : Sol prélevé du Côté Sud de l'université des frères Mentouri - Constantine1.
- Univ2 : Sol prélevé du Côté Nord-Ouest de l'université des frères Mentouri - Constantine1.
- Univ3 : Sol prélevé du Côté Nord de l'université des frères Mentouri - Constantine1.

Les Onze échantillons : Sol1, Sol2, ..., Sol11 ont été prélevés au bord de l'autoroute Est-Ouest (Tranche de Constantine) sur une distance de 57 km, Fig 6.3.



FIG. 6.3 – Site de prélèvement des échantillons Sol1, Sol2, ..., Sol11.

Le tableau 6.3 résume les coordonnées satellitaires des différents sites de prélèvement.

| Echantillon | Latitude | Longitude | Echantillon | Latitude | Longitude |
|-------------|-----------|-----------|-------------|-----------|-----------|
| Univ1 | 36,334318 | 6,623669 | Sol5 | 36,312263 | 6,687550 |
| Univ2 | 36,338708 | 6,627468 | Sol6 | 36,340274 | 6,696239 |
| Univ3 | 36,343552 | 6,621362 | Sol7 | 36,387783 | 6,674555 |
| Sol1 | 36,282031 | 6,523140 | Sol8 | 36,430127 | 6,666157 |
| Sol2 | 36,293004 | 6,546488 | Sol9 | 36,460728 | 6,700443 |
| Sol3 | 36,298851 | 6,585977 | Sol10 | 36,491379 | 6,725397 |
| Sol4 | 36,294785 | 6,634935 | Sol11 | 36,531467 | 6,742423 |

TAB. 6.3 - Les coordonnées GPS des sites de prélèvement du sol

6.1.2 Matériels du prélèvement

Nous avons utilisé un ensemble des outils tel que :

- Un transplantoir.
- Une Bêche.
- Sacs en plastique.
- Poudre de craie.
- Un téléphone mobile équipé d'un GPS.

6.1.3 Réalisation de l'échantillonnage

Le prélèvement des échantillons du sol, de type argileux, était surfacique (un carée d'une surface de $25 \times 25 \text{ cm}^2$ et d'une profondeur de 10 cm), dont nous avons évité les zones recouvertes d'herbe.

6.1.4 Préparation et conditionnement des échantillons

Chaque échantillon (sol ou roche) a été broyé, tamisé et mis dans un four à 80°C durant 24h jusqu'à l'élimination de l'humidité présente dans les échantillons.

6.1.5 Emballage des échantillons

Après avoir préparé les échantillons, on les a mis dans des conteneurs en plexiglas bien scellées de forme cylindrique de diamètre 44 mm et de hauteur 17 mm, Fig 6.4.

Tous les échantillons ont été laissés une période de plus de quatre semaines avant de faire les mesures afin d'avoir l'équilibre séculaire entre les radionucléides des trois familles radioactives [SI05].

6.2 Matériels et méthodes d'analyses

Source d'étalonnage (ou de calibration)

Avant de commencer à réaliser les différentes mesures, nos chaînes de mesure ont été d'abord calibrées en énergie et en efficacité.

- Dans le cas de la chaîne de mesure de CENBG, ceci était effectuée à l'aide d'une source radioactive naturelle bien calibrée contenant tous les radionucléides des trois familles radioactives naturelles ^{232}Th , ^{235}U et ^{238}U , le radionucléide naturel ^{40}K et le radionucléide artificiel ^{137}Cs . C'est un sédiment dont l'activité spécifique de chaque radionucléide est bien connue.

La droite de calibration en énergie est montrée par la courbe de la figure 6.5.

Pour éviter toute correction de géométrie entre la source de calibration en efficacité et l'échantillon mesuré sur les calculs des activités spécifiques, les deux sources de rayonnements (échantillons et source d'étalonnage) ont été mis dans des conteneurs de même forme et de même matière, Fig 6.6.

Le calcul de l'efficacité de détection est fait en utilisant la formule 6.1 :

$$\varepsilon(\%) = \frac{N}{A.P.t} \times 100 \quad (6.1)$$

$$\Delta\varepsilon = \varepsilon. \left(\frac{\Delta N}{N} + \frac{\Delta A}{A} \right) \quad (6.2)$$

Tel que :

N : Air Net du pic.

$t_c(s)$: Temps de comptage.

$A(Bq)$: Activité du radionucléide durant la période d'acquisition.

P : Rapport d'embranchement de la raie gamma.

La courbe d'efficacité de détection est montrée par la figure 6.7 et le tableau 6.4.

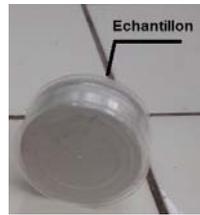


FIG. 6.4 – Conteneur de forme cylindrique (CENBG)

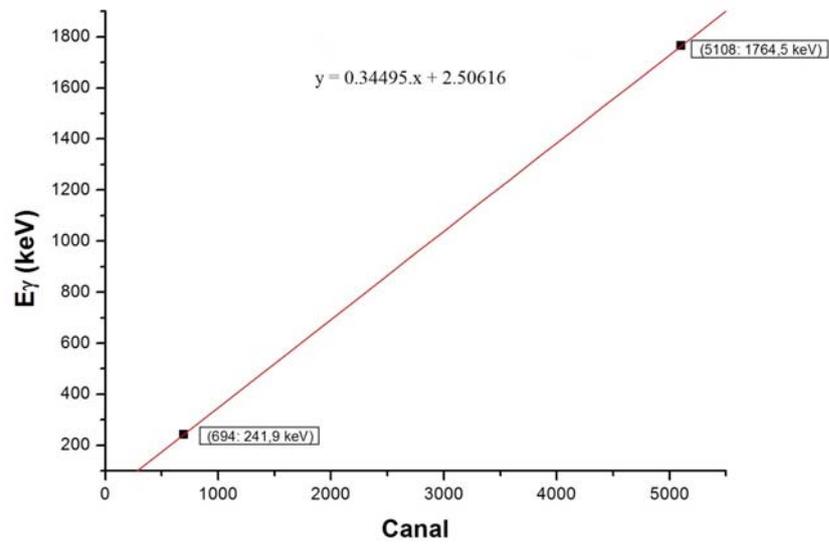


FIG. 6.5 – Courbe de calibration en énergie (CENBG)



FIG. 6.6 – Source de calibration et échantillons dans leurs conteneurs

| Eléments | E (keV) | N | ΔN | P | A(Bq) | $\Delta A(\%)$ | $t_c(s)$ | $\varepsilon(\%)$ | $\Delta\varepsilon(\%)$ |
|-----------------------------------|---------|-------|------------|--------|-------|----------------|----------|-------------------|-------------------------|
| ^{40}K | 1460,8 | 3819 | 64 | 0,104 | 9,47 | 0,68 | 339600 | 1,142 | 0,101 |
| ^{137}Cs | 661,7 | 5671 | 81 | 0,852 | 0,864 | 0,04 | 339600 | 2,268 | 0,137 |
| ^{238}U | 63,0 | 7680 | 116 | 0,048 | 36,57 | 2,8 | 339600 | 1,288 | 0,118 |
| | 1001,0 | 1657 | 46 | 0,008 | 36,57 | 2,8 | 339600 | 1,668 | 0,174 |
| ^{226}Ra | 186,0 | 7200 | 190 | 0,036 | 7,94 | 0,4 | 339600 | 7,417 | 0,569 |
| | 241,9 | 11018 | 122 | 0,075 | 7,94 | 0,4 | 339600 | 5,448 | 0,335 |
| | 295,1 | 19627 | 148 | 0,192 | 7,94 | 0,4 | 339600 | 3,791 | 0,220 |
| | 351,0 | 32327 | 185 | 0,371 | 7,94 | 0,4 | 339600 | 3,231 | 0,181 |
| | 609,3 | 20827 | 148 | 0,461 | 7,94 | 0,4 | 339600 | 1,675 | 0,096 |
| | 1120,3 | 3914 | 66 | 0,15 | 7,94 | 0,4 | 339600 | 0,968 | 0,065 |
| | 1763,5 | 3207 | 58 | 0,16 | 7,94 | 0,4 | 339600 | 0,743 | 0,051 |
| | 2204,1 | 834 | 31 | 0,05 | 7,94 | 0,4 | 339600 | 0,619 | 0,054 |
| $^{228}\text{Ac}/^{228}\text{Ra}$ | 209,4 | 1727 | 156 | 0,0389 | 2,27 | 0,13 | 339600 | 5,759 | 0,850 |
| | 270,3 | 2512 | 78 | 0,035 | 2,27 | 0,13 | 339600 | 9,310 | 0,822 |
| | 338,4 | 3711 | 75 | 0,124 | 2,27 | 0,13 | 339600 | 3,882 | 0,301 |
| | 463,1 | 1055 | 47 | 0,044 | 2,27 | 0,13 | 339600 | 3,110 | 0,317 |
| | 911,2 | 3501 | 64 | 0,29 | 2,27 | 0,13 | 339600 | 1,566 | 0,118 |
| | 969,0 | 2033 | 50 | 0,174 | 2,27 | 0,13 | 339600 | 1,516 | 0,124 |
| ^{228}Th | 238,6 | 21168 | 156 | 0,433 | 2,21 | 0,23 | 339600 | 6,514 | 0,726 |
| | 300,0 | 1401 | 57 | 0,033 | 2,21 | 0,23 | 339600 | 5,657 | 0,819 |
| | 583,0 | 5236 | 148 | 0,86 | 2,21 | 0,23 | 339600 | 2,253 | 0,298 |
| | 860,6 | 527 | 32 | 0,124 | 2,21 | 0,23 | 339600 | 1,573 | 0,259 |
| | 2614,3 | 1509 | 39 | 0,998 | 2,21 | 0,23 | 339600 | 0,560 | 0,073 |
| ^{235}U | 143,8 | 5452 | 100 | 0,138 | 1,7 | 0,12 | 339600 | 6,843 | 0,609 |
| | 163,4 | 2209 | 71 | 0,047 | 1,7 | 0,12 | 339600 | 8,141 | 0,836 |
| | 205,3 | 1902 | 71 | 0,047 | 1,7 | 0,12 | 339600 | 7,010 | 0,756 |

TAB. 6.4 - Efficacité de détection obtenue par une source calibrée d'origine sédimentaire

- Pour le cas de la chaîne de mesure du CRNA, les courbes d'étalonnage en énergie et en efficacité sont montrées par les deux figures 6.8 et 6.9.

Détecteur et Blindage (Shielding)

- Au niveau du CENBG, les mesures ont été effectuées à l'aide d'un détecteur GeHP de type P et de géométrie Coaxiale. Les propriétés du détecteur utilisé dans les mesures sont données par le tableau 6.5 :

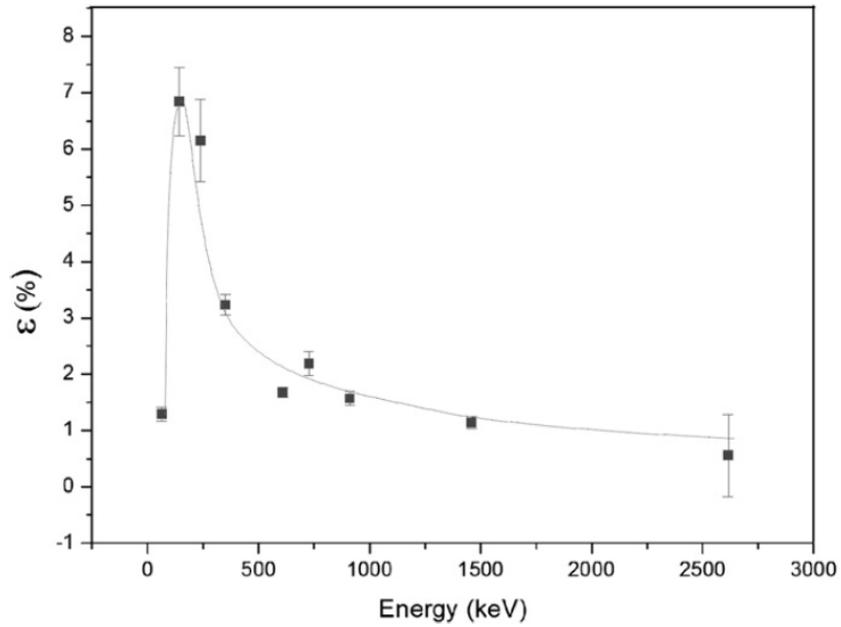


FIG. 6.7 – Courbe de l'efficacité de détection (CENBG)

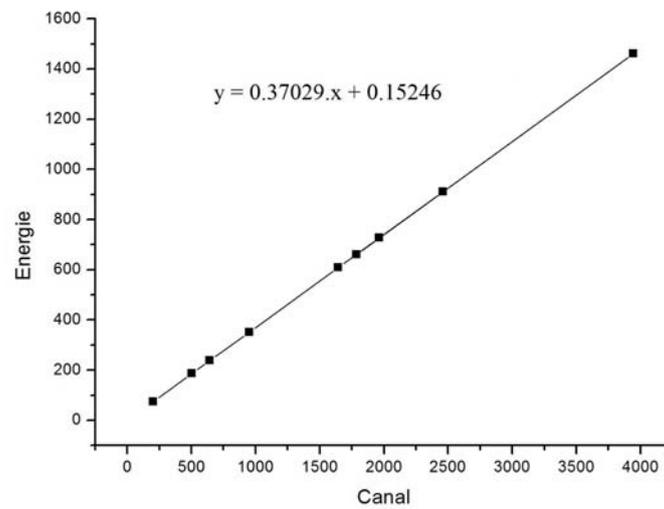


FIG. 6.8 – Droite de calibration en énergie (CRNA)

| | Mesuré (e) | Constante du temps de l'amplificateur | Taux de comptage |
|---|------------|--|---------------------|
| Résolution (FWHM) à 122 KeV | 1,10 KeV | 4 μ S | 1000 cps |
| Résolution (FWHM) à 1332 KeV | 2,00 KeV | 4 μ S | 1000 cps |
| Rapport $\frac{Pic}{Compton}$ à 1,33 MeV, ^{60}Co | 50,6 | 4 μ S | 1000 cps |
| Efficacité Relative à 1,33 MeV, ^{60}Co | 26,3 % | 4 μ S | 1000 cps |
| $\frac{FWTM (Full\ Width\ at\ Tenth\ Maximum)}{FWHM (Full\ Width\ at\ Half\ Maximum)}$, ^{60}Co | 1,85 | 4 μ S | 1000 cps |
| $\frac{FWFM (Full\ Width\ at\ Fifth\ Maximum)}{FWHM (Full\ Width\ at\ Half\ Maximum)}$, ^{60}Co | 2,51 | 4 μ S | 1000 cps |

TAB. 6.5 - Caractéristiques du détecteur GeHP du CENBG

Le bruit de fond a été réduit à l'aide d'un blindage constitué (de l'intérieure à l'extérieure) de **4 cm** de plomb archéologique (Provenant d'une épave romaine découverte en 1983 au large de Ploumanac, son age a été mesuré par la méthode de datation par le ^{14}C . Il a été estimé à environs 1600 ans, aucune trace de radioactivité n'a été décelée dans ce plomb), **8 cm** de polyéthylène boré pour modérer et absorber les neutrons avant d'arriver au détecteur, **10 cm** de plomb standard, et finalement **8 cm** de polyéthylène boré respectivement. Un système anti-cosmique est installé avec le système d'acquisition pour éliminer tous les rayonnements gamma produits de l'interaction des rayons cosmiques avec l'environnement du détecteur.

La figure 6.10 montre le détecteur GeHP sans et avec son blindage :

Au niveau du CRNA, le détecteur GeHP est aussi un détecteur de type P et de géométrie Coaxiale, model GX-3519. les caracteristiques de ce detecteur sont illustrées dans le tableau 6.6 [AZBO] :

| | Mesuré (e) | Constante du temps de l'amplificateur |
|--|------------|--|
| Résolution (FWHM) à 122 KeV, ^{57}Co | 0,86 KeV | 4 μ S |
| Résolution (FWHM) à 1332 KeV, ^{60}Co | 1,85 KeV | 4 μ S |
| Rapport $\frac{Pic}{Compton}$ à 1,33 MeV, ^{60}Co | 68,4 | 4 μ S |
| Efficacité Relative à 1,33 MeV, ^{60}Co | 35 % | 4 μ S |

TAB. - 6.6 Caractéristiques du détecteur GeHP du CRNA

Le détecteur est entouré par un blindage constitué de plomb d'épaisseur 11,4 cm, d'étain d'épaisseur 0,3 cm et du cuivre d'épaisseur 0,15 cm. Les deux derniers se trouvent à la surface intérieure du plomb afin de réduire le maximum bruit

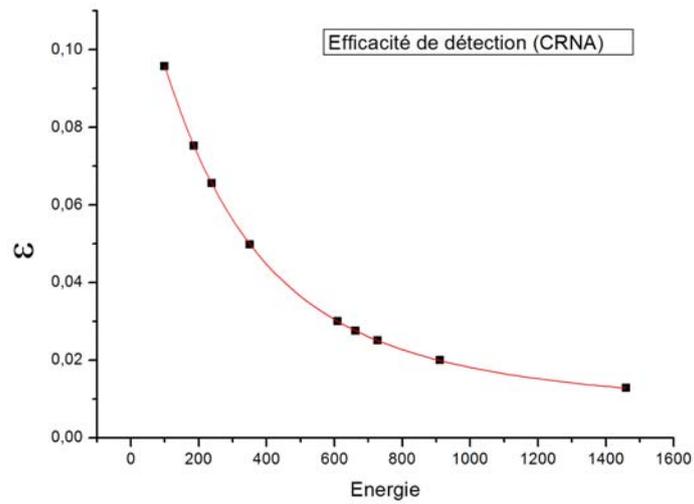


FIG. 6.9 – Courbe d'efficacité de détection (CRNA)

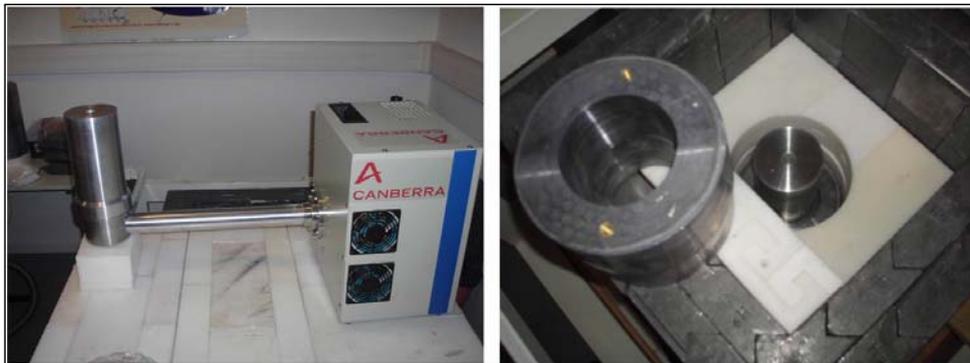


FIG. 6.10 – Détecteur GeHP avec un blindage en plomb et en polyéthylène boré

de fond du au rayons X à l'intérieur du blindage, Fig 6.11 [AZBO].



FIG. 6.11 – Chaîne de spectrométrie gamma du CRNA

L'électronique associée et le Système d'acquisition et d'analyse

- Le détecteur GeHP du CENBG est relié à un préamplificateur de Type PSC 761R, EURISYS et un Amplificateur : Model 7200, EURISYS, Figure 6.12.

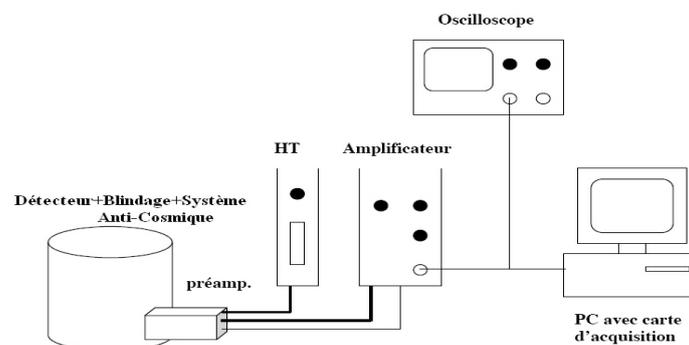


FIG. 6.12 – Schéma d'une chaîne de spectrométrie gamma du CENBG

Le système d'acquisition et d'analyse est constitué d'un micro-ordinateur équipé d'une carte d'acquisition MCA, et un logiciel d'acquisition appelé **Viseu**. C'est un logiciel élaboré par LabVIEW software-CENBG Electronic), l'interface de ce logiciel est montrée dans la Fig 6.13.

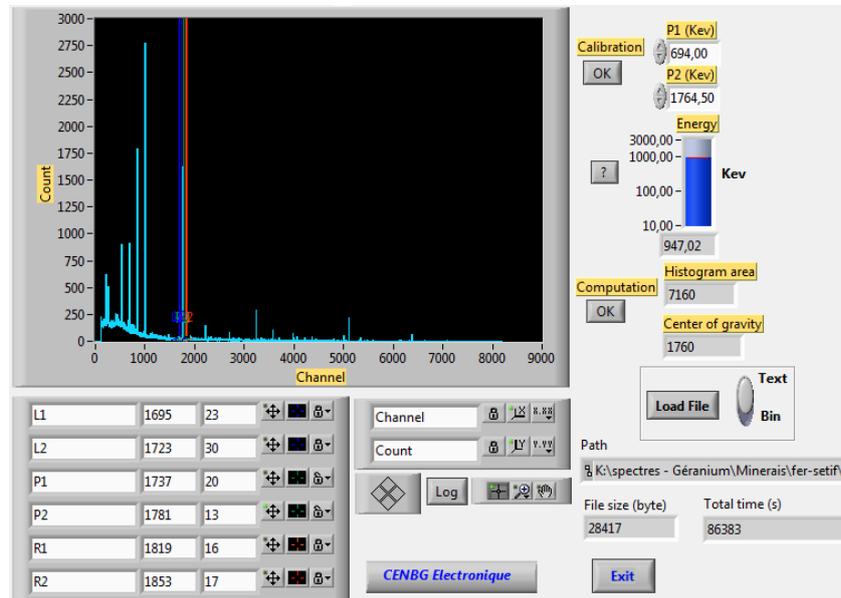
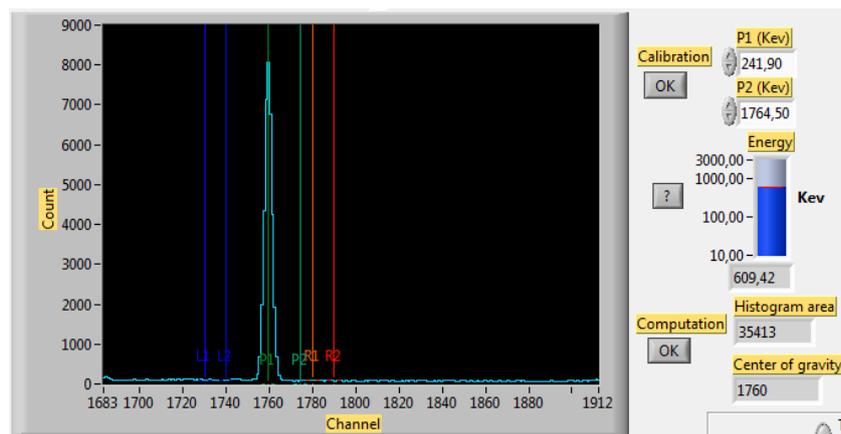


FIG. 6.13 – Spectre de l'échantillon prélevé du minerai de fer

FIG. 6.14 – Un agrandissement sur la raie $E=609$ keV du spectre du minerai de Fer

Dans la figure 6.14, les deux curseurs (de couleurs verte) servent à déterminer l'air total du pic (Air net + Bruit de fond). Les quatre curseurs (deux bleus et deux oranges) servent à calculer le bruit de fond moyen par canal à droite et à gauche du pic afin de le soustraire de l'aire du pic déterminé entre les deux curseurs verts.

- Concernant le détecteur GeHP du CRNA, il était connecté à un analyseur multicanal intégré DSA-1000, ce dernier est relié directement à un ordinateur, Fig 6.15.

Le DSA-1000 est un poste de travail complet en spectroscopie, capable d'acquérir et d'analyser des données de la plus haute qualité [DSA0].

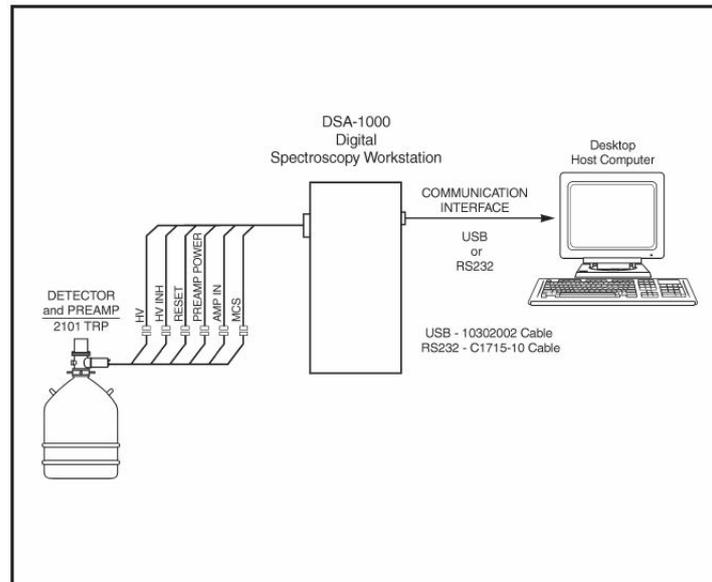


FIG. 6.15 – Schéma de la position du DSA-1000 dans la chaîne de spectrométrie gamma du CRNA

Le DSA-1000 est exploité à l'aide du logiciel de spectroscopie Genie 2000, qui offre à l'expérimentateur une flexibilité ultime.

6.3 Analyse qualitative et quantitative des échantillons

Dans un premier temps nous avons mesuré le bruit de fond au niveau du laboratoire, afin de déterminer les radionucléides existant ainsi leurs concentrations. Le tableau 6.7 résume les masses et les temps de comptage de chaque échantillon y compris le bruit de fond dans les deux laboratoires.

| Echantillon | m (g) | t(s) | Echantillon | m (g) | t(s) |
|-------------|-------|--------|-------------|-------|-------|
| BF (CENBG) | | 785100 | Sol 1 | 75,97 | 86400 |
| BF (CRNA) | | 604800 | Sol 2 | 71,30 | 86400 |
| PHB | 37,3 | 247020 | Sol 3 | 61,14 | 86400 |
| PHT | 21,5 | 257880 | Sol 4 | 71,33 | 86400 |
| FR | 71,2 | 423610 | Sol 5 | 73,18 | 86400 |
| RM | 33,4 | 260019 | Sol 6 | 72,91 | 86400 |
| RA | 28,8 | 259080 | Sol 7 | 87,34 | 86400 |
| Univ1 | 24,7 | 266726 | Sol 8 | 68,72 | 86400 |
| Univ2 | 30,0 | 247729 | Sol 9 | 70,39 | 86400 |
| Univ3 | 27,0 | 758100 | Sol 10 | 67,60 | 86400 |
| | | | Sol 11 | 67,28 | 86400 |

TAB. - 6.7 Masse et temps de comptage de chaque échantillon

6.3.1 L'analyse qualitative des échantillons

L'analyse qualitative des échantillons a montré la présence des radionucléides d'origine naturelles dans tous les échantillons à l'exception ceux prélevés du sol, où on a marqué en plus des radionucléides naturels la présence du ^{137}Cs d'origine artificielle.

Le tableau 6.8 rassemble les radionucléides détectés associés avec leurs énergies.

| E (keV) | Eléments | P(%) | Origine | E (keV) | Eléments | P(%) | Origine |
|---------|-------------------|-------|-----------------------------|---------|-------------------|------|-----------------------------|
| 26,6 | Cd X-ray | [19] | $K_{\beta x}$ | 609,3 | ^{214}Bi | 46,1 | ^{238}U , Naturel |
| 46,5 | ^{210}Pb | 4,05 | ^{238}U , Naturel | 661,62 | ^{137}Cs | 94,6 | Artificielle |
| 63,3 | ^{234}Th | 3,9 | ^{238}U , Naturel | 727,1 | ^{212}Bi | 6,6 | ^{232}Th , Naturel |
| 72,8 | Pb X-ray | [60] | $K_{\alpha 2}$ | 794,8 | ^{228}Ac | 4,8 | ^{232}Th , Naturel |
| 75,0 | Pb X-ray | [100] | $K_{\alpha 1}$ | 860,5 | ^{208}Tl | 12,0 | ^{232}Th , Naturel |
| 84,9 | Pb X-ray | [35] | $K_{\beta 1}$ | 911,2 | ^{228}Ac | 29,0 | ^{232}Th , Naturel |
| 87,3 | Pb X-ray | [8,7] | $K_{\beta 2}$ | 112,3 | ^{214}Bi | 15,0 | ^{238}U , Naturel |
| 209,4 | ^{228}Ac | 4,55 | ^{232}Th , Naturel | 1238,1 | ^{214}Bi | 5,9 | ^{238}U , Naturel |
| 241,9 | ^{214}Pb | 19,2 | ^{238}U , Naturel | 1460,8 | ^{40}K | 10,7 | Naturel |
| 338,4 | ^{228}Ac | 12,4 | ^{232}Th , Naturel | 1587,9 | ^{228}Ac | 3,7 | ^{232}Th , Naturel |
| 351,9 | ^{214}Pb | 37,1 | ^{238}U , Naturel | 1729,6 | ^{214}Bi | 3,0 | ^{238}U , Naturel |
| 511,0 | - | - | β^+ | 1764,5 | ^{214}Bi | 15,9 | ^{238}U , Naturel |
| 583,1 | ^{208}Tl | 86,0 | ^{232}Th , Naturel | 1847,4 | ^{214}Bi | 2,1 | ^{238}U , Naturel |

TAB. 6.8 - Les radionucléides détectés dans les échantillons

6.3.2 L'analyse quantitative des échantillons

Après avoir analysé tous les spectres, les tableaux 6.9 et 6.10 donnent les aires nettes de quelques pics.

| Elément | E (keV) | BF | PHB | PHT | FR | RM | RA | Univ1 | Univ2 | Univ3 |
|-------------------|---------|----|-------|--------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|
| ^{212}Bi | 727,3 | 9 | 79 | 5775 | 78 | 555 | 622 | 201 | 350 | 290 |
| ^{212}Pb | 238,6 | 8 | 1668 | 105279 | 1315 | 11820 | 11398 | 3731 | 6285 | 4613 |
| ^{228}Ac | 911,2 | 2 | 222 | 18244 | 191 | 1995 | 1832 | 628 | 1067 | 783 |
| ^{235}U | 186,0 | 6 | 8385 | 1605 | 6292 | 1737 | 1492 | 275 | 596 | 404 |
| ^{214}Bi | 609,3 | 18 | 41428 | 10578 | 35876 | 8743 | 6538 | 1110 | 2093 | 1774 |
| ^{214}Pb | 351,0 | 22 | 64902 | 16874 | 54167 | 14129 | 10394 | 1670 | 3993 | 2818 |
| ^{40}K | 1460,8 | 28 | 157 | 429 | 686 | 10218 | 4330 | 1169 | 3225 | 1542 |
| ^{137}Cs | 661,9 | 65 | - | - | - | - | - | 243 | 99 | 185 |

TAB. 6.9 - Aire nette de quelques pics des spectres des échantillons de sol analysés au CRNA

| | E keV | BF | Sol1 | Sol2 | Sol3 | Sol4 | Sol5 | Sol6 | Sol7 | Sol8 | Sol9 | Sol10 | Sol11 |
|-------------------|----------|-----|------|------|------|------|------|------|------|------|------|-------|-------|
| ^{212}Bi | 727,3 | 0 | 314 | 285 | 248 | 276 | 379 | 508 | 272 | 584 | 339 | 364 | 294 |
| ^{212}Pb | 238,6 | 208 | 5590 | 3740 | 3540 | 4250 | 6890 | 7690 | 3970 | 8890 | 4860 | 6270 | 5440 |
| ^{228}Ac | 911,2 | 109 | 1070 | 778 | 823 | 869 | 1400 | 1470 | 853 | 1680 | 1090 | 1200 | 1110 |
| ^{235}U | 186,0 | 160 | 1760 | 1180 | 1060 | 1430 | 1720 | 1770 | 1550 | 1800 | 1450 | 1680 | 1720 |
| ^{214}Bi | 609,3 | 120 | 2340 | 1870 | 1470 | 1770 | 2280 | 2190 | 2250 | 2840 | 1560 | 2570 | 2740 |
| ^{214}Pb | 351,0 | 130 | 3360 | 2510 | 1800 | 2340 | 3200 | 2910 | 2980 | 3720 | 2240 | 3580 | 3660 |
| ^{40}K | 1460,8 | 103 | 3240 | 3670 | 3880 | 3100 | 4100 | 3590 | 2350 | 4760 | 2590 | 3460 | 3980 |
| ^{137}Cs | 661,9 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 697 | 235 | 201 | 213 | 254 | 180 | 173 |

BF : Bruit de fond.

TAB. 6.10 - Aire nette de quelques pics dans tous les spectres pris au niveau du CRNA

L'activité spécifique de chaque radioélément pour un échantillon de masse m , sans tenir compte du facteur d'auto-absorption est calculée par la relation 6.3 :

$$A_S = \frac{N}{\varepsilon \cdot P \cdot t \cdot m} \quad (6.3)$$

En tenant compte du facteur d'auto-absorption, la formule 6.3 devient :

$$A'_S = \frac{N}{\varepsilon \cdot P \cdot t \cdot m \cdot f_a} \quad (6.4)$$

Tel que :

A_S (Bq/kg) : Activité spécifique de l'élément sans tenir compte de l'auto-absorption.

A'_S (Bq/kg) : Activité spécifique de l'élément en tenant compte de l'auto-absorption.

N : Aire nette du pic.

ε : Efficacité de détection.

P : Rapport d'embranchement.

t (s) : Temps de comptage.

m (kg) : Masse de l'échantillon.

f_a : Facteur d'auto-absorption.

Le Tableau 6.11 résume les valeurs de l'auto-absorption pour chaque échantillon et chaque raie gamma, ces valeurs ont été prises du chapitre précédent.

| | Energie de la raie gamma en keV | | | | | | | |
|---------------------------------|---------------------------------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|--------|
| | 186,0 | 238,6 | 351,0 | 609,3 | 661,9 | 727,3 | 911,2 | 1460,8 |
| Masse Volumique ($g.cm^{-3}$) | | | | | | | | |
| PHT ($\rho = 0,83$) | 0,90 | 0,91 | 0,92 | 0,93 | 0,94 | 0,94 | 0,95 | 0,96 |
| UNIV1 ($\rho = 0,96$) | 0,90 | 0,90 | 0,91 | 0,93 | 0,93 | 0,94 | 0,94 | 0,95 |
| UNIV3 ($\rho = 1,04$) | 0,89 | 0,89 | 0,90 | 0,91 | 0,92 | 0,92 | 0,93 | 0,94 |
| RA ($\rho = 1,11$) | 0,88 | 0,89 | 0,90 | 0,91 | 0,92 | 0,92 | 0,93 | 0,94 |
| UNIV2 ($\rho = 1,16$) | 0,87 | 0,88 | 0,89 | 0,91 | 0,91 | 0,92 | 0,92 | 0,93 |
| RM ($\rho = 1,29$) | 0,86 | 0,86 | 0,87 | 0,90 | 0,90 | 0,91 | 0,92 | 0,93 |
| PHB ($\rho = 1,44$) | 0,84 | 0,85 | 0,86 | 0,88 | 0,89 | 0,89 | 0,90 | 0,92 |
| FR ($\rho = 2,75$) | 0,74 | 0,76 | 0,77 | 0,80 | 0,81 | 0,81 | 0,83 | 0,84 |

TAB. 6.11 - Valeurs de l'auto-absorption correspondant aux masses volumiques de nos échantillons en fonction des énergies des gammas

o La première partie concerne l'étude de trois minerais, les résultats des deux minerais de phosphates sont montrés dans les tableaux 6.12, 6.13, 6.14 et 6.15 telque $\bar{A}s$ est l'activité spécifique moyenne de la famille.

| Origine | Elément | E_γ (keV) | P(%) | ε (%) | A_s (Bq/kg) (Sans f_a) | A_s' (Avec f_a) | $\frac{A_s'}{A_s}$ |
|-------------------|-------------------|------------------|------|-------------------|-----------------------------|----------------------|--------------------|
| ^{232}Th | ^{212}Bi | 727,3 | 6,3 | $2,19 \pm 0,21$ | $6,0 \pm 1,7$ | $6,7 \pm 1,9$ | 1,12 |
| | ^{212}Pb | 238,6 | 43,6 | $6,15 \pm 0,73$ | $6,4 \pm 0,9$ | $7,5 \pm 1,1$ | 1,18 |
| | ^{228}Ac | 911,2 | 26,6 | $1,57 \pm 0,12$ | $5,7 \pm 0,8$ | $6,3 \pm 0,9$ | 1,11 |
| ^{235}U | ^{235}U | 186,0 | 57,0 | $7,42 \pm 0,61$ | $21,5 \pm 2,1$ | $25,6 \pm 2,5$ | 1,19 |
| ^{238}U | ^{214}Bi | 609,3 | 44,8 | $1,68 \pm 0,09$ | $598,9 \pm 39,0$ | $680,6 \pm 44,3$ | 1,14 |
| | ^{214}Pb | 351,0 | 38,5 | $3,23 \pm 0,18$ | $566,1 \pm 35,5$ | $658,3 \pm 41,3$ | 1,16 |
| | ^{40}K | 1460,8 | 99,2 | $1,14 \pm 0,10$ | $1,4 \pm 0,3$ | $1,5 \pm 0,4$ | 1,09 |

TAB. 6.12 - Activités spécifiques des radionucléides de roche du minerai de phosphate (PHB)

| Origine | $\bar{A}s$ (Bq/kg) (Sans f_a) | $\bar{A}s'$ (Bq/kg) (Avec f_a) | $\frac{\bar{A}s'}{\bar{A}s}$ |
|-------------------|----------------------------------|-----------------------------------|------------------------------|
| ^{232}Th | $6,0 \pm 1,1$ | $6,9 \pm 1,3$ | 1,14 |
| ^{235}U | $21,5 \pm 2,1$ | $25,6 \pm 2,5$ | 1,19 |
| ^{238}U | $582,5 \pm 37,3$ | $669,4 \pm 42,8$ | 1,15 |
| ^{40}K | $1,4 \pm 0,3$ | $1,5 \pm 0,4$ | 1,10 |

TAB. 6.13 - Activités spécifiques moyennes de ^{232}Th , ^{235}U , ^{238}U et ^{40}K dans la roche du minerai de phosphate (PHB)

| Origine | Elément | E (keV) | P (%) | ε (%) | As (Bq/kg) (Sans f_a) | As' (Avec f_a) | $\frac{As'}{As}$ |
|-------------------|-------------------|---------|-------|-------------------|----------------------------|---------------------|------------------|
| ^{232}Th | ^{212}Bi | 727,3 | 6,3 | $2,19 \pm 0,21$ | $761,9 \pm 73,4$ | $810,5 \pm 78,1$ | 1,06 |
| | ^{212}Pb | 238,6 | 43,6 | $6,15 \pm 0,73$ | $668,6 \pm 74,6$ | $734,7 \pm 82,0$ | 1,10 |
| | ^{228}Ac | 911,2 | 26,6 | $1,57 \pm 0,12$ | $789,8 \pm 60,1$ | $831,4 \pm 63,3$ | 1,05 |
| ^{235}U | ^{235}U | 186,0 | 57,0 | $7,42 \pm 0,61$ | $6,8 \pm 0,8$ | $7,6 \pm 0,9$ | 1,12 |
| ^{238}U | ^{214}Bi | 609,3 | 44,8 | $1,68 \pm 0,09$ | $254,0 \pm 14,9$ | $273,1 \pm 16,0$ | 1,08 |
| | ^{214}Pb | 351,0 | 38,5 | $3,23 \pm 0,18$ | $244,5 \pm 13,9$ | $265,8 \pm 15,1$ | 1,09 |
| | ^{40}K | 1460,8 | 99,2 | $1,14 \pm 0,10$ | $6,7 \pm 0,7$ | $7,0 \pm 0,7$ | 1,04 |

TAB. 6.14 - Activités spécifiques des radionucléides existants dans la roche du minerai de phosphate (PHT)

| Origine | \bar{As} (Bq/kg) (Sans f_a) | \bar{As}' (Bq/kg) (Avec f_a) | $\frac{\bar{As}'}{\bar{As}}$ |
|-------------------|----------------------------------|-----------------------------------|------------------------------|
| ^{232}Th | $740,1 \pm 69,4$ | $792,2 \pm 74,4$ | 1,07 |
| ^{235}U | $6,8 \pm 0,8$ | $7,6 \pm 0,9$ | 1,12 |
| ^{238}U | $249,3 \pm 14,4$ | $269,4 \pm 15,6$ | 1,08 |
| ^{40}K | $6,7 \pm 0,7$ | $7,0 \pm 0,7$ | 1,04 |

TAB. 6.15 - Activités spécifiques moyennes des radionucléides existants dans la roche du minerai de phosphate (PHT)

En analysant les tableaux des deux minerais de phosphates, nous avons constaté qu'il y'a une forte concentration des éléments de la famille du ^{232}Th dans le minerai de Tebessa par rapport à celle de Bordj Bou Arreridj d'un facteur supérieure à 100.

Ce n'est pas le cas pour la famille ^{238}U , où on a trouvé que la concentration de cette dernière est importante dans les deux minerais, mais elle est deux fois plus grande dans le minerai de Bordj Bou Arreridj.

Concernant la famille ^{235}U , c'est pareil que la famille ^{238}U dont on a trouvé une concentration de cette famille dans le minerai de Tebessa deux fois supérieure à celle de Bordj Bou Arreridj.

Pour ^{40}K , une très faible concentration de ce radioélément dans les deux minerais a été enregistrée, avec un facteur 5 entre les deux.

On remarque que l'effet du facteur de l'auto-absorption sur les valeurs des activités spécifiques est très limité, nous avons enregistré une faible variation des valeurs des coefficients de 1,1 à 1,2 dans le minerai de Bordj Bou Arreridj et de 1,04 à 1,11 dans le minerai de Tebessa.

Une étude réalisée par des chercheurs égyptiens dans laquelle ils ont analysé un ensemble d'échantillons prélevés de différents minerais de phosphates [AB05],

les valeurs des activités spécifiques obtenues du ^{226}Ra , du ^{232}Th et ^{40}K sont montrés dans le tableau 6.16.

| Type of rock | No. of samples | Activity (Bq Kg^{-1}) | | |
|--|----------------|----------------------------------|------------------|------------------|
| | | Ra-226 | Th-232 | K-40 |
| Dakhla shale | 8 | 73.4 ± 5.4 | 66.6 ± 4.6 | 295 ± 14.7 |
| Quseir shale | 4 | 108.8 ± 6.2 | 146.5 ± 7.6 | 320 ± 16 |
| Um Tandeya phosphate | 5 | 818 ± 41.2 | 370 ± 18.6 | 688.5 ± 34.4 |
| Bora phosphate | 3 | 474.7 ± 24 | 77.5 ± 4.2 | 514.7 ± 25.7 |
| El Gadedda 1 phosphate | 3 | 295.7 ± 15.2 | 42.7 ± 2.6 | 483.6 ± 24.2 |
| El Gadedda 2 phosphate | 3 | 511.3 ± 25.7 | 277 ± 17.3 | 468.1 ± 23.4 |
| Different shales | 12 | 85.2 ± 5.7 | 93.3 ± 5.6 | 303.1 ± 15.2 |
| Different type | 14 | 566.8 ± 28.6 | 217.3 ± 11.8 | 560.1 ± 28 |
| of phosphate El-Mahamid (Nile valley) | | | | |
| Different type | 11 | 665.8 ± 33.4 | 329.4 ± 17 | 587.6 ± 29.4 |
| of phosphate in Wadi El-Mashash (eastern desert) | | | | |

TAB. 6.16 - Activités spécifiques du ^{226}Ra , du ^{232}Th et ^{40}K dans des roches de phosphate - Egypte

En comparant nos résultats avec ceux de l'Égypte, pour le cas du minerai de Tebessa, on remarque que la concentration des radionucléides de la famille de ^{232}Th dépasse celle de l'Égypte, par contre la famille de ^{238}U représenté par le ^{226}Ra , elle est autour de la valeur moyenne de l'ensemble des échantillons égyptiens.

Dans le cas du minerai de Bordj Bou Arrerridj, la concentration de la famille de ^{232}Th est faible par rapport à celle de l'Égypte, mais pour le cas de la famille de ^{238}U , elle est autour des valeurs maximales de celle de l'Égypte.

Concernant le ^{40}K , nos échantillons contiennent des concentrations négligeables de ce radioélément par rapport aux échantillons de l'Égypte.

Pour le cas du minerai de fer, les résultats obtenus sont donnés par les tableaux 6.17 et 6.18 :

| Origine | Elément | E (keV) | P (%) | ε (%) | As (Bq/kg) (Sans f_a) | As' (Avec f_a) | $\frac{As'}{As}$ |
|-------------------|-------------------|---------|-------|-------------------|----------------------------|---------------------|------------------|
| ^{232}Th | ^{212}Bi | 727,3 | 6,3 | $2,19 \pm 0,21$ | $1,7 \pm 0,3$ | $2,5 \pm 0,2$ | 1,23 |
| | ^{212}Pb | 238,6 | 43,6 | $6,15 \pm 0,73$ | $1,5 \pm 0,2$ | $2,0 \pm 0,3$ | 1,32 |
| | ^{228}Ac | 911,2 | 26,6 | $1,57 \pm 0,12$ | $1,5 \pm 0,2$ | $1,8 \pm 0,2$ | 1,20 |
| ^{235}U | ^{235}U | 186,0 | 57,0 | $7,42 \pm 0,61$ | $4,9 \pm 0,5$ | $6,6 \pm 0,6$ | 1,35 |
| ^{238}U | ^{214}Bi | 609,3 | 44,8 | $1,68 \pm 0,09$ | $158,4 \pm 9,1$ | $198,0 \pm 11,4$ | 1,25 |
| | ^{214}Pb | 351,0 | 38,5 | $3,23 \pm 0,18$ | $144,3 \pm 8,1$ | $187,4 \pm 10,5$ | 1,30 |
| Primordial | ^{40}K | 1460,8 | 99,2 | $1,14 \pm 0,10$ | $2,0 \pm 0,2$ | $2,4 \pm 0,2$ | 1,19 |

TAB. 6.17 - Activités spécifiques des radionucléides existants dans la roche du minerai de fer (FR)

| Origine | $\bar{A}s$ (Bq/kg) (Sans f_a) | $\bar{A}s'$ (Bq/kg) (Avec f_a) | $\frac{\bar{A}s'}{\bar{A}s}$ |
|-------------------|----------------------------------|-----------------------------------|------------------------------|
| ^{232}Th | $1,6\pm 0,2$ | $2,0\pm 0,3$ | 1,25 |
| ^{235}U | $4,9\pm 0,5$ | $6,6\pm 0,6$ | 1,35 |
| ^{238}U | $151,4\pm 8,6$ | $192,7\pm 10,9$ | 1,27 |
| ^{40}K | $1,4\pm 0,2$ | $2,4\pm 0,2$ | 1,70 |

TAB. - 6.18 Activités spécifiques moyennes des radionucléides existants dans la roche du minerai de fer (FR)

Les résultats montrent que la concentration des radioéléments naturels dans le minerai de fer est très faible à l'exception de celle de la famille ^{238}U , ou on a trouvé une concentration relativement forte par rapport aux autres.

En comparant ces résultats avec les minerais de phosphates, on trouve que la concentration des radionucléides dans le minerai de fer reste faible par rapport aux minerais de phosphate.

Comme la densité de cet échantillon est très importante ce qui se traduit par un facteur important d'auto-absorption, nous avons trouvé une augmentation relativement importante des valeurs des activités spécifiques d'un facteur de 1,25 à 1,70.

La deuxième étude est consacré à l'étude de l'effet d'altération des roches, les résultats obtenus sont illustrés dans les tableaux 6.19, 6.20, 6.21 et 6.22 :

| Origine | Elément | E (keV) | P (%) | ε (%) | A_s (Bq/kg) (Sans f_a) | A_s' (Avec f_a) | $\frac{A_s'}{A_s}$ |
|-------------------|-------------------|---------|-------|-------------------|-----------------------------|----------------------|--------------------|
| ^{232}Th | ^{212}Bi | 727,3 | 6,3 | $2,19\pm 0,21$ | $45,1\pm 4,7$ | $49,6\pm 5,2$ | 1,10 |
| | ^{212}Pb | 238,6 | 43,6 | $6,15\pm 0,73$ | $46,5\pm 5,2$ | $54,1\pm 6,0$ | 1,09 |
| | ^{228}Ac | 911,2 | 26,6 | $1,57\pm 0,12$ | $53,5\pm 4,2$ | $58,2\pm 4,6$ | 1,16 |
| ^{235}U | ^{235}U | 186,0 | 57,0 | $7,42\pm 0,61$ | $4,6\pm 0,5$ | $5,3\pm 0,6$ | 1,15 |
| ^{238}U | ^{214}Bi | 609,3 | 44,8 | $1,68\pm 0,09$ | $130,1\pm 7,6$ | $144,6\pm 8,4$ | 1,15 |
| | ^{214}Pb | 351,0 | 38,5 | $3,23\pm 0,18$ | $126,9\pm 7,2$ | $145,9\pm 8,3$ | 1,08 |
| | ^{40}K | 1460,8 | 99,2 | $1,14\pm 0,10$ | $100,8\pm 9,0$ | $100,8\pm 9,0$ | 1,16 |

TAB. 6.19 - Activités spécifiques des radionucléides existants dans la roche mère (RM)

| Origine | $\bar{A}s$ (Bq/kg) (Sans f_a) | $\bar{A}s'$ (Bq/kg) (Avec f_a) | $\frac{\bar{A}s'}{\bar{A}s}$ |
|-------------------|----------------------------------|-----------------------------------|------------------------------|
| ^{232}Th | $48,4\pm 4,7$ | $53,9\pm 5,3$ | 1,11 |
| ^{235}U | $4,6\pm 0,5$ | $5,3\pm 0,6$ | 1,15 |
| ^{238}U | $128,5\pm 7,4$ | $145,2\pm 8,4$ | 1,13 |
| ^{40}K | $100,8\pm 9,0$ | $108,4\pm 9,7$ | 1,08 |

TAB. 6.20 - Activités spécifiques moyennes des radionucléides existants dans la roche mère (RM)

| Origine | Elément | E (keV) | P (%) | ε (%) | As (Bq/kg) (Sans f_a) | As' (Avec f_a) | $\frac{As'}{As}$ |
|-------------------|-------------------|---------|-------|-------------------|----------------------------|---------------------|------------------|
| ^{232}Th | ^{212}Bi | 727,3 | 6,3 | $2,19 \pm 0,21$ | $60,7 \pm 6,3$ | $66,0 \pm 6,8$ | 1,09 |
| | ^{212}Pb | 238,6 | 43,6 | $6,15 \pm 0,73$ | $53,8 \pm 6,0$ | $60,4 \pm 6,7$ | 1,12 |
| | ^{228}Ac | 911,2 | 26,6 | $1,57 \pm 0,12$ | $58,9 \pm 4,7$ | $63,3 \pm 5,1$ | 1,08 |
| ^{235}U | ^{235}U | 186,0 | 57,0 | $7,42 \pm 0,61$ | $4,7 \pm 0,5$ | $5,3 \pm 0,6$ | 1,13 |
| ^{238}U | ^{214}Bi | 609,3 | 44,8 | $1,68 \pm 0,09$ | $116,6 \pm 6,9$ | $128,1 \pm 7,6$ | 1,10 |
| | ^{214}Pb | 351,0 | 38,5 | $3,23 \pm 0,18$ | $111,9 \pm 6,4$ | $124,3 \pm 7,1$ | 1,11 |
| | ^{40}K | 1460,8 | 99,2 | $1,14 \pm 0,10$ | $51,1 \pm 4,6$ | $54,4 \pm 4,9$ | 1,06 |

TAB. 6.21 - Activités spécifiques des radionucléides existants dans la roche altérée (RA)

| Origine | \bar{As} (Bq/kg) (Sans f_a) | \bar{As}' (Bq/kg) (Avec f_a) | $\frac{\bar{As}'}{\bar{As}}$ |
|-------------------|----------------------------------|-----------------------------------|------------------------------|
| ^{232}Th | $57,8 \pm 5,7$ | $63,3 \pm 6,2$ | 1,09 |
| ^{235}U | $4,7 \pm 0,5$ | $5,3 \pm 0,6$ | 1,13 |
| ^{238}U | $114,3 \pm 6,7$ | $126,2 \pm 7,3$ | 1,10 |
| ^{40}K | $51,1 \pm 4,6$ | $54,4 \pm 4,9$ | 1,06 |

TAB. 6.22 - Activités spécifiques moyennes des radionucléides existants dans la roche altérée (RA)

En analysant les deux tableaux 6.20 et 6.22, on a constaté une concentration des radionucléides naturels dans les deux roches relativement faible.

Les résultats aussi montrent qu'il y avait une variation légère sur la concentration des radionucléides des trois familles radioactives (^{232}Th , ^{235}U et ^{238}U) entre la roche mère et la roche altérée, à l'exception de ^{40}K , dont on a remarqué une réduction de sa concentration de moitié dans la roche altérée.

La dégradation de la concentration du ^{40}K par effet d'altération des roches peut s'expliquer par la faible énergie de liaison. L'énergie de liaison des minéraux dans les roches varie selon le type d'ions concernés, K^+ est faiblement lié à l'oxygène, Fe^{++} et Mg^{++} le sont moyennement liés et Si^{4+} est fortement lié.

En conclusion, ce résultat montre que le phénomène d'altération des roches influe principalement sur les éléments légers et non sur les éléments lourds.

La troisième étude concerne l'analyse de quatorze échantillons prélevés du sol de quelques sites choisis de la wilaya de Constantine. Les résultats obtenus sont montrés dans les tableaux 6.23, 6.24, 6.25, 6.26 a, 6.26 b, 6.27 et 6.28.

NB. Le calcul de l'activité spécifique de ^{235}U à partir de la raie $E_\gamma = 186$ keV doit être corrigé en tenant compte la contribution du ^{226}Ra ayant la même énergie tel que : dans la raie 186 keV, il y a une contribution de 58,3% du ^{226}Ra

et 41,7% de l' ^{235}U [YY05].

| Origine | Elément | E_γ (keV) | P(%) | ε (%) | As (Bq/kg) | As' (Bq/kg) | $\frac{As'}{As}$ |
|-------------------|-------------------|------------------|------|-------------------|----------------|----------------|------------------|
| ^{232}Th | ^{212}Bi | 727,3 | 6,3 | $2,19 \pm 0,21$ | $20,6 \pm 2,5$ | $21,9 \pm 2,7$ | 1,06 |
| | ^{212}Pb | 238,6 | 43,6 | $6,15 \pm 0,73$ | $19,6 \pm 2,2$ | $22,1 \pm 2,4$ | 1,11 |
| | ^{228}Ac | 911,2 | 26,6 | $1,57 \pm 0,12$ | $22,8 \pm 2,0$ | $24,3 \pm 2,1$ | 1,06 |
| ^{235}U | ^{235}U | 143,8 | 10,9 | $6,84 \pm 0,61$ | $1,0 \pm 0,1$ | $1,1 \pm 0,1$ | 1,10 |
| ^{238}U | ^{214}Bi | 609,3 | 44,8 | $1,68 \pm 0,09$ | $22,3 \pm 1,5$ | $24,0 \pm 1,6$ | 1,08 |
| | ^{214}Pb | 351,0 | 38,5 | $3,23 \pm 0,18$ | $20,3 \pm 1,2$ | $22,3 \pm 1,3$ | 1,10 |
| | ^{40}K | 1460,8 | 99,2 | $1,14 \pm 0,10$ | $15,5 \pm 1,5$ | $16,3 \pm 1,6$ | 1,05 |
| Artificiel | ^{137}Cs | 661,9 | 85,0 | $1,76 \pm 0,22$ | $1,8 \pm 0,2$ | $1,9 \pm 0,2$ | 1,08 |

TAB. 6.23 - Activités spécifiques des radionucléides du sol Univ1

| Origine | Elément | E_γ (keV) | P(%) | ε (%) | As (Bq/kg) | As' (Bq/kg) | $\frac{As'}{As}$ |
|-------------------|-------------------|------------------|------|-------------------|----------------|----------------|------------------|
| ^{232}Th | ^{212}Bi | 727,3 | 6,3 | $2,19 \pm 0,21$ | $32,1 \pm 3,5$ | $34,9 \pm 3,8$ | 1,09 |
| | ^{212}Pb | 238,6 | 43,6 | $6,15 \pm 0,73$ | $29,8 \pm 3,3$ | $33,8 \pm 3,8$ | 1,14 |
| | ^{228}Ac | 911,2 | 26,6 | $1,57 \pm 0,12$ | $34,4 \pm 2,8$ | $37,4 \pm 3,1$ | 1,09 |
| ^{235}U | ^{235}U | 143,8 | 10,9 | $6,84 \pm 0,61$ | $1,7 \pm 0,1$ | $2,0 \pm 0,1$ | 1,18 |
| ^{238}U | ^{214}Bi | 609,3 | 44,8 | $1,68 \pm 0,09$ | $37,4 \pm 2,3$ | $41,1 \pm 2,5$ | 1,10 |
| | ^{214}Pb | 351,0 | 38,5 | $3,23 \pm 0,18$ | $43,1 \pm 2,5$ | $48,4 \pm 2,8$ | 1,12 |
| Primordial | ^{40}K | 1460,8 | 99,2 | $1,14 \pm 0,10$ | $38,2 \pm 3,5$ | $41,1 \pm 3,7$ | 1,08 |
| Artificiel | ^{137}Cs | 661,9 | 85,0 | $1,76 \pm 0,22$ | $0,6 \pm 0,1$ | $0,6 \pm 0,2$ | 1,10 |

TAB. 6.24 - Activités spécifiques des radionucléides du sol Univ2

| Origine | Elément | E_γ (keV) | P(%) | ε (%) | As (Bq/kg) | As' (Bq/kg) | $\frac{As'}{As}$ |
|-------------------|-------------------|------------------|------|-------------------|----------------|----------------|------------------|
| ^{232}Th | ^{212}Bi | 727,3 | 6,3 | $2,19 \pm 0,21$ | $27,8 \pm 3,2$ | $30,2 \pm 3,4$ | 1,09 |
| | ^{212}Pb | 238,6 | 43,6 | $6,15 \pm 0,73$ | $22,9 \pm 2,6$ | $25,8 \pm 2,9$ | 1,12 |
| | ^{228}Ac | 911,2 | 26,6 | $1,57 \pm 0,12$ | $26,5 \pm 2,2$ | $28,5 \pm 2,4$ | 1,08 |
| ^{235}U | ^{235}U | 143,8 | 10,9 | $6,84 \pm 0,61$ | $1,3 \pm 0,1$ | $1,5 \pm 0,1$ | 1,15 |
| ^{238}U | ^{214}Bi | 609,3 | 44,8 | $1,68 \pm 0,09$ | $33,3 \pm 2,1$ | $36,6 \pm 2,3$ | 1,10 |
| | ^{214}Pb | 351,0 | 38,5 | $3,23 \pm 0,18$ | $31,9 \pm 1,9$ | $35,5 \pm 2,1$ | 1,11 |
| Primordial | ^{40}K | 1460,8 | 99,2 | $1,14 \pm 0,10$ | $19,1 \pm 1,8$ | $20,3 \pm 1,9$ | 1,06 |
| Artificiel | ^{137}Cs | 661,9 | 85,0 | $1,76 \pm 0,22$ | $1,2 \pm 0,2$ | $1,3 \pm 0,2$ | 1,09 |

TAB. 6.25 - Activités spécifiques des radionucléides du sol Univ3

| | $\bar{A}s_{Univ1}$ | $\bar{A}s'_{Univ1}$ | $\bar{A}s_{Univ2}$ | $\bar{A}s'_{Univ2}$ | $\bar{A}s_{Univ3}$ | $\bar{A}s'_{Univ3}$ |
|-------------------|--------------------|---------------------|--------------------|---------------------|--------------------|---------------------|
| ^{232}Th | 21,1±2,2 | 22,8±2,4 | 32,1±3,2 | 35,4±3,6 | 25,8±2,6 | 28,2±2,6 |
| ^{235}U | 1,0±0,1 | 1,1±0,1 | 1,7±0,1 | 2,0±0,1 | 1,3±0,1 | 15±0,1 |
| ^{238}U | 21,3±1,4 | 23,1±1,5 | 40,3±2,4 | 44,8±2,7 | 32,6±2,0 | 36,0±2,2 |
| ^{40}K | 15,5±1,5 | 16,3±1,6 | 38,2±3,5 | 41,1±3,7 | 19,1±1,8 | 20,3±1,9 |
| ^{137}Cs | 1,8±0,2 | 1,9±0,2 | 0,6±0,1 | 0,7±0,2 | 1,2±0,2 | 1,3±0,2 |

TAB. 6.26 a - Activités spécifiques moyennes des radionucléides du sol Univ1, Univ2 et Univ3

| | $\frac{\bar{A}s'_{Univ1}}{\bar{A}s_{Univ1}}$ | $\frac{\bar{A}s'_{Univ2}}{\bar{A}s_{Univ2}}$ | $\frac{\bar{A}s'_{Univ3}}{\bar{A}s_{Univ3}}$ |
|-------------------|--|--|--|
| ^{232}Th | 1,08 | 1,10 | 1,09 |
| ^{235}U | 1,10 | 1,18 | 1,15 |
| ^{238}U | 1,09 | 1,11 | 1,10 |
| ^{40}K | 1,05 | 1,08 | 1,06 |
| ^{137}Cs | 1,08 | 1,10 | 1,09 |

TAB. 6.26 b - Rapport des activités spécifiques moyennes des radionucléides de Univ1, Univ2 et Univ3

| | Elément | E (keV) | Sol1 | Sol2 | Sol3 | Sol4 | Sol5 | Sol6 |
|-------------------|-------------------|---------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|
| ^{232}Th | ^{212}Bi | 727,3 | 28,7±3,9 | 27,8±3,7 | 28,2±5,2 | 26,9±5,4 | 36,0±3,8 | 48,4±5,0 |
| | ^{212}Pb | 238,6 | 29,7±0,5 | 21,1±0,4 | 23,3±0,5 | 24,0±0,4 | 38,0±0,5 | 42,6±0,6 |
| | ^{228}Ac | 911,2 | 30,2±1,5 | 23,2±1,5 | 28,7±1,5 | 26,0±1,5 | 41,1±1,8 | 43,4±1,6 |
| ^{235}U | ^{235}U | 186,0 | 2,6±0,2 | 1,8±0,2 | 1,9±0,2 | 2,2±0,2 | 2,6±0,2 | 2,7±0,2 |
| ^{238}U | ^{214}Bi | 609,3 | 26,4±0,8 | 22,4±0,8 | 20,5±0,9 | 21,2±0,7 | 26,7±0,9 | 25,7±0,8 |
| | ^{214}Pb | 351,0 | 26,5±0,8 | 21,1±0,7 | 17,6±0,8 | 19,6±0,7 | 26,2±0,8 | 23,9±0,9 |
| ^{40}K | ^{40}K | 1460,8 | 38,8±0,8 | 46,8±0,9 | 57,8±1,0 | 39,5±0,8 | 51,0±0,9 | 44,8±0,8 |
| ^{137}Cs | ^{137}Cs | 661,9 | 0,0±0,0 | 0,0±0,0 | 0,0±0,0 | 0,0±0,0 | 4,7±0,3 | 1,6±0,3 |
| | | | | | | | | |
| | Elément | E (keV) | Sol7 | Sol8 | Sol9 | Sol10 | Sol11 | |
| | ^{212}Bi | 727,3 | 21,6±3,1 | 59,0±5,6 | 33,4±3,7 | 37,4±4,3 | 30,3±3,6 | |
| ^{232}Th | ^{212}Pb | 238,6 | 18,3±0,4 | 52,2±0,6 | 27,8±0,5 | 37,4±0,6 | 32,6±0,5 | |
| | ^{228}Ac | 911,2 | 20,8±1,3 | 52,6±2,0 | 33,2±1,5 | 38,1±1,6 | 35,3±1,8 | |
| ^{235}U | ^{235}U | 186,0 | 2,0±0,2 | 2,9±0,2 | 2,3±0,2 | 2,8±0,2 | 2,8±0,2 | |
| | ^{214}Bi | 609,3 | 22,0±0,7 | 35,4±1,1 | 18,9±0,7 | 32,6±1,0 | 34,9±0,9 | |
| ^{238}U | ^{214}Pb | 351,0 | 20,5±0,7 | 32,5±0,9 | 19,0±0,8 | 31,8±0,9 | 32,7±0,9 | |
| ^{40}K | ^{40}K | 1460,8 | 24,4±0,6 | 63,1±1,1 | 33,4±0,8 | 46,6±0,9 | 53,9±1,0 | |
| ^{137}Cs | ^{137}Cs | 661,9 | 1,1±0,2 | 1,5±0,3 | 1,8±0,2 | 1,3±0,3 | 1,3±0,3 | |

TAB. 6.27 - Activités spécifiques des radionucléides du sol Sol1, Sol2, ..., Sol11

| | | | | | | |
|-------------------|---------------|---------------|---------------|---------------|---------------|---------------|
| | Sol1 | Sol2 | Sol3 | Sol4 | Sol5 | Sol6 |
| ^{232}Th | $29,5\pm 2,0$ | $24,0\pm 1,9$ | $26,7\pm 2,4$ | $25,6\pm 2,4$ | $38,4\pm 2,1$ | $44,8\pm 2,4$ |
| ^{235}U | $2,6\pm 0,2$ | $1,8\pm 0,2$ | $1,9\pm 0,2$ | $2,2\pm 0,2$ | $2,6\pm 0,2$ | $2,7\pm 0,2$ |
| ^{238}U | $26,5\pm 0,8$ | $21,8\pm 0,7$ | $19,1\pm 0,9$ | $20,4\pm 0,7$ | $26,5\pm 0,9$ | $24,8\pm 0,8$ |
| ^{40}K | $38,8\pm 0,8$ | $46,9\pm 0,9$ | $57,8\pm 1,0$ | $39,5\pm 0,8$ | $51,0\pm 0,9$ | $44,8\pm 0,8$ |
| ^{137}Cs | $0,0\pm 0,2$ | $0,0\pm 0,2$ | $0,0\pm 0,2$ | $0,0\pm 0,2$ | $4,7\pm 0,2$ | $1,6\pm 0,2$ |
| | Sol7 | Sol8 | Sol9 | Sol10 | Sol11 | |
| ^{232}Th | $20,2\pm 1,6$ | $54,6\pm 2,7$ | $31,5\pm 1,9$ | $37,6\pm 2,2$ | $32,8\pm 2,0$ | |
| ^{235}U | $2,0\pm 0,2$ | $2,9\pm 0,2$ | $2,3\pm 0,2$ | $2,8\pm 0,2$ | $2,8\pm 0,2$ | |
| ^{238}U | $21,3\pm 0,7$ | $34,0\pm 1,0$ | $19,0\pm 0,7$ | $32,2\pm 1,0$ | $33,8\pm 0,9$ | |
| ^{40}K | $24,4\pm 0,6$ | $63,1\pm 1,1$ | $33,4\pm 0,8$ | $46,6\pm 0,9$ | $53,9\pm 1,0$ | |
| ^{137}Cs | $1,1\pm 0,2$ | $1,5\pm 0,2$ | $1,8\pm 0,2$ | $1,3\pm 0,2$ | $1,3\pm 0,2$ | |

TAB. 6.28 - Activités spécifiques moyennes des radionucléides du sol Sol1, Sol2, ..., Sol11

Dans le tableau 6.26, il apparaît que les concentrations des radionucléides naturels sont relativement faibles dans les échantillons du sol Univ1, Univ2 et Univ3, les valeurs obtenues sont inférieures à 32,1 Bq/kg dans la famille de ^{232}Th , inférieures à 1,7 Bq/kg dans la famille de ^{235}U , inférieures à 40,3 Bq/kg dans la famille de ^{238}U et inférieures à 38,2 Bq/kg pour ^{40}K .

En tenant compte du facteur de l'auto-absorption, les valeurs des activités spécifiques augmentent légèrement. On a enregistré une valeur maximale de 35,4 Bq/kg dans la famille de ^{232}Th , de 2,0 Bq/kg dans la famille de ^{235}U , de 44,8 Bq/kg dans la famille de ^{238}U et de 41,1 Bq/kg pour le ^{40}K .

Dans les trois échantillons Univ1, Univ2 et Univ3, nous avons détecté ^{137}Cs (d'origine artificielle) avec des faibles concentrations, 1,8 Bq/kg, 0,6 Bq/kg et 1,2 Bq/kg respectivement. Si on prend en considération le facteur de l'auto-absorption, les valeurs deviennent 1,9 Bq/kg, 0,7 Bq/kg et 1,3 Bq/kg respectivement.

Dans le cas de la radioactivité naturelle dans les onze échantillons prélevés au bord de l'autoroute Est-Ouest, la concentration des trois familles radioactives naturelles ont été relativement faibles et du même ordre de grandeur de celles de Sol1, Sol2 et Sol3, dont les valeurs sont comprises entre 20,2 et 54,6 Bq/kg pour ^{232}Th , entre 1,8 et 2,9 Bq/kg pour ^{235}U , entre 19,0 et 34,0 Bq/kg pour ^{238}U , et entre 24,4 et 63,1 Bq/kg pour ^{40}K .



FIG. 6.16 – Histogrammes des activités spécifiques moyennes du ^{232}Th , ^{235}U , ^{238}U , ^{40}K et ^{137}Cs dans les échantillons des sols.

· Parmi les onze échantillons du sol qui restent (Sol1, Sol2, ..., Sol11), nous n'avons enregistré aucune contamination par le ^{137}Cs dans quatre échantillons (Sol1, Sol2, Sol3 et Sol4) prélevés successivement sur une distance de 11,7 km en se dirigeant de l'Ouest vers l'Est, tandis que nous avons détecté cet élément dans les sept échantillons qui restent. Une valeur maximale de l'activité spécifique égale à 4,7 Bq/kg a été enregistrée dans le Sol5.

NB. Le Césium est un élément classé parmi les métaux alcalins comme le potassium, le sodium et le Lithium. Le ^{137}Cs décroît vers le ^{137m}Ba en émettant β^- , à son tour, le ^{137m}Ba se désexcite vers le ^{137}Ba en émettant un gamma de 662 keV.

· La toxicité chimique du Césium est faible mais sa toxicité radiative doit être prise en compte.

· La quantité du césium enregistré dans le spectre ne présente aucun risque du côté toxicité radiative externe, car les rayonnements β^- émis seront atténués et puis absorbés par les constituants de l'air. Même les gammas avec ces concentrations, ils ne représentent aucun risque.

La toxicité radiative interne aussi ne se pose pas à nos échantillons à cause de la faible concentration du ^{137}Cs dans le sol.

· Nous rappelons que la toxicité radiative interne du ^{137}Cs est généralement plus importante que la toxicité radiative externe, parce que le passage de cet élément dans le corps humain se fait soit par ingestion et absorption gastro-intestinal, soit par inhalation qui se transporte dans le sang vers tous les organes (poumons, muscles, Os ... etc.).

Une fois qu'il entre dans le corps humains, cet élément ne sera pas rejeté rapidement par le corps, tout dépend de la période biologique de l'élément, estimé pour un enfant à 20 jours, pour une femme à 100 jours, et pour un homme à 150 jours.

6.4 Evaluation des risques radiologiques

Le risque radiologique due aux rayonnements gamma est évalué par trois indices, indice de risque externe (H_{ex}), Indice de risque interne (H_{in}) et l'indice d'équivalent de Radium (Ra_{eq}). Chaque indice est évalué à partir des activités spécifiques du ^{40}K , ^{226}Ra et ^{232}Th .

- **Exposition externe** : La source se trouve à l'extérieur de l'organisme

à une distance donnée. Ce qui compte dans ce type d'exposition c'est la durée de l'exposition, la distance, l'activité de la source et la présence éventuelle d'un écran.

- **Exposition par contact** : Elle résulte d'un contact avec des matières contaminées.

L'évaluation du risque de ces deux types d'exposition est donnée par la formule suivante [NAD3] :

$$H_{ex} = \frac{1}{370}A_{Ra} + \frac{1}{259}A_{Th} + \frac{1}{4810}A_K \quad (6.5)$$

A_{Ra} , A_{Th} et A_K : Les activités spécifiques en Bq/kg du ^{226}Ra , ^{232}Th et ^{40}K respectivement.

Le facteur H_{ex} doit être inférieur à 1 pour dire que l'échantillon ne représente aucun danger radiologique.

- **L'exposition interne** : C'est le mode d'exposition le plus dangereux, la matière radioactive passe à l'intérieure de l'organisme par inhalation, ou ingestion ou à travers une plaie. Sa dangerosité dépend de la voie d'incorporation (ingestion ou inhalation), de l'élément radioactif, de l'organe cible et de la durée de séjour effective de ces atomes dans l'organe.

On estime le risque de cette exposition par le facteur H_{in} [NAD3] :

$$H_{in} = \frac{1}{185}A_{Ra} + \frac{1}{259}A_{Th} + \frac{1}{4810}A_K \quad (6.6)$$

Cet indice doit être inférieur à 1.

Le troisième indice utilisé pour estimer le risque d'exposition aux rayonnements gamma dit : Indice d'équivalent de Radium (Radium Equivalent Index) noté par Ra_{eq} . C'est un indice qui permet depuis presque 50 ans d'évaluer les risques liés aux rayonnements émis par des radionucléides naturels dans les matériaux [MU12].

« Selon Beretka [BE85], la radioactivité naturelle des matériaux de construction est généralement déterminée à partir du ^{226}Ra , du ^{232}Th et du ^{40}K . Il a été observé que 98,5% des effets radiologiques des éléments de la série de l'uranium (^{238}U) sont dus au ^{226}Ra et à ses descendants. Pour cette raison, la contribution des descendants entre le ^{238}U et le ^{226}Ra peut être négligée. La dose de rayonnement est définie en prenant en compte l'activité mesurée du radionucléide et les modèles de conversion de débit de dose.

Le modèle de Krišniuk [ESTE] prévoit qu'une activité spécifique du ^{226}Ra de 370 Bq/kg (1 $\mu\text{Ci/g}$) répartie uniformément dans un matériau, donne une dose annuelle de 1,5 mGy, à une distance de 1 m de ce matériau.

Dans l'équation 6.8, les activités du ^{226}Ra (370 Bq/kg), du ^{232}Th (259 Bq/kg) et du ^{40}K (4810 Bq/kg) représentent la même dose efficace de rayonnement γ [ESTE].

La formule de cet indice est donnée par les deux équations 6.7 et 6.8 [VE06] :

$$Ra_{eq} = A_{Ra} + \frac{10}{7} A_{Th} + \frac{10}{130} A_K \quad (6.7)$$

ou

$$Ra_{eq} = \frac{370}{370} A_{Ra} + \frac{370}{259} A_{Th} + \frac{370}{4810} A_K \quad (6.8)$$

Cet indice doit être inférieur à 370 Bq/kg.

Le quatrième et le dernier indice dit indice de niveau représentatif (Representatif level index) $I_{\gamma r}$. Cet indice est utilisé pour estimer le niveau de risque de rayonnement gamma associé aux radionucléides naturels dans des matériaux de construction [ZA12].

La formule de cet indice est donnée par l'équation 6.9 [NE79] :

$$I_{\gamma r} = \frac{1}{150} A_{Ra} + \frac{1}{100} A_{Th} + \frac{1}{1500} A_K \quad (6.9)$$

$I_{\gamma r}$ doit être inférieur à 1 (Bq.Kg $^{-1}$).

En appliquant les quatre équations 6.5, 6.6, 6.7 et 6.9 sur les résultats obtenus précédemment, on obtient les résultats montrés dans les tableaux 6.29 et 6.30 et la figure 6.17 pour les mesures effectuées au CENBG.

| | H_{ex} | $H_{ex}(fa)$ | H_{in} | $H_{in}(fa)$ | $I_{\gamma r}$ | $I_{\gamma r}(fa)$ |
|-------|-----------------|-----------------|-----------------|-----------------|-----------------|--------------------|
| PHB | $1,60 \pm 0,11$ | $1,84 \pm 0,12$ | $3,17 \pm 0,11$ | $3,65 \pm 0,24$ | $3,94 \pm 0,26$ | $4,53 \pm 0,30$ |
| PHT | $3,53 \pm 1,31$ | $3,79 \pm 0,33$ | $4,21 \pm 1,31$ | $4,52 \pm 1,37$ | $9,07 \pm 0,79$ | $9,59 \pm 0,84$ |
| FR | $0,42 \pm 0,02$ | $0,53 \pm 0,03$ | $0,82 \pm 0,02$ | $1,05 \pm 0,06$ | $1,03 \pm 0,06$ | $1,31 \pm 0,08$ |
| RM | $0,56 \pm 0,04$ | $0,62 \pm 0,05$ | $0,90 \pm 0,04$ | $1,02 \pm 0,07$ | $1,41 \pm 0,16$ | $1,58 \pm 0,12$ |
| RA | $0,54 \pm 0,04$ | $0,60 \pm 0,04$ | $0,85 \pm 0,04$ | $0,94 \pm 0,06$ | $1,37 \pm 0,14$ | $1,51 \pm 0,15$ |
| Univ1 | $0,14 \pm 0,01$ | $0,15 \pm 0,01$ | $0,20 \pm 0,01$ | $0,22 \pm 0,02$ | $0,36 \pm 0,04$ | $0,39 \pm 0,04$ |
| Univ2 | $0,24 \pm 0,02$ | $0,27 \pm 0,01$ | $0,35 \pm 0,02$ | $0,39 \pm 0,03$ | $0,62 \pm 0,07$ | $0,68 \pm 0,08$ |
| Univ3 | $0,19 \pm 0,02$ | $0,21 \pm 0,01$ | $0,28 \pm 0,02$ | $0,31 \pm 0,02$ | $0,49 \pm 0,05$ | $0,54 \pm 0,06$ |

TAB. 6.29 - H_{ex} , H_{in} et $I_{\gamma r}$ des échantillons analysés au CENBG

| | $Ra(\text{Bq/kg})$ | $Ra_{eq}(fa)(\text{Bq/kg})$ |
|-------|--------------------|-----------------------------|
| PHB | $591,2 \pm 12,4$ | $679,4 \pm 44,8$ |
| PHT | $1307,1 \pm 28,1$ | $1401,7 \pm 121,9$ |
| FR | $153,8 \pm 2,9$ | $195,7 \pm 11,3$ |
| RM | $205,4 \pm 3,2$ | $230,5 \pm 16,7$ |
| RA | $200,8 \pm 3,2$ | $220,8 \pm 16,5$ |
| Univ1 | $52,6 \pm 1,0$ | $56,9 \pm 5,1$ |
| Univ2 | $89,1 \pm 1,5$ | $98,5 \pm 8,1$ |
| Univ3 | $70,9 \pm 1,2$ | $77,8 \pm 6,5$ |

TAB. 6.30 - Ra_{eq} des échantillons analysés au CRNA

En analysant les tableaux 6.29 et 6.30 et les histogrammes représentés par la Fig 6.17, il apparaît que les deux minerais de phosphates contiennent une concentration importante de radionucléides naturels, où les deux indices de risques H_{ex} et H_{in} dépassent l'unité, notamment dans le minerai de Tebessa où on trouve 4,21 pour H_{in} et 3,53 pour H_{ex} . Le risque évalué par ces deux indices dans le minerai de Tebessa est deux fois supérieure à celui de Bordj Bou arrerridj.

Pour le cas de l'indice de niveau représentatif, Nous avons obtenu des valeurs qui dépassent l'unité dans le minerai de Tebessa ($I_{\gamma r} = 9,07$) et de degré moins dans le minerai de Bordj Bou arrerridj $I_{\gamma r} = 3,94$.

La même chose pour le cas du Ra_{eq} où on a enregistré des valeurs qui dépassent le seuil maximal (370 Bq/kg), recommandé par les organisations internationales de la radioprotection et de la dosimétrie, et notamment dans le minerai de Tebessa.

Les quatre indices de risque H_{ex} , H_{in} , $I_{\gamma r}$ et Ra_{eq} prouvent que le risque liée

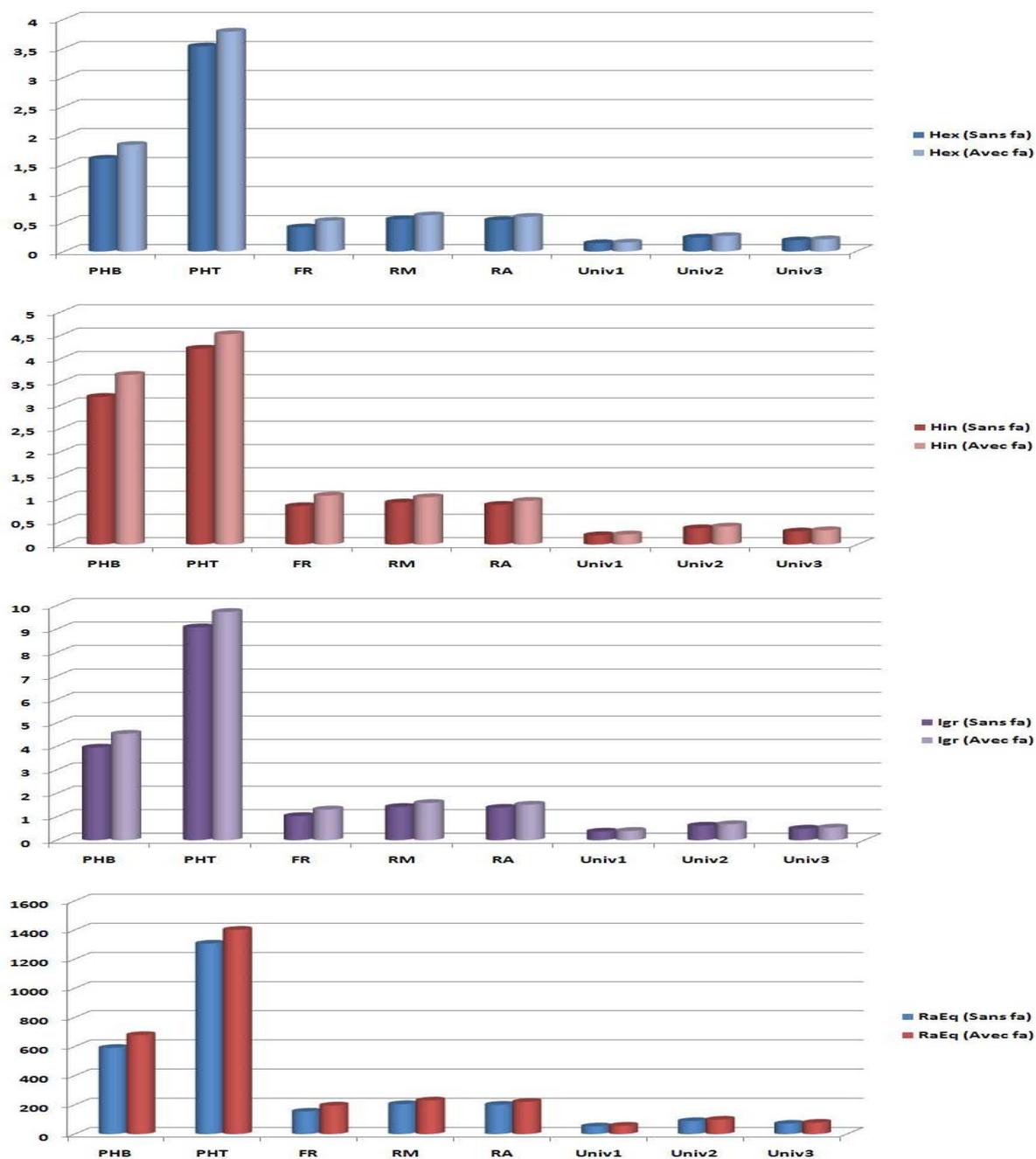


FIG. 6.17 – Histogrammes des indices de risques H_{ex} , H_{in} , I_{gr} et Ra_{eq} des échantillons analysés au CENBG

aux rayonnements est élevé dans les deux minerais de phosphates et principalement dans le minerai de Tebessa. Ceci est dû à la forte concentration des deux familles radioactives de ^{232}Th et ^{238}U .

- Dans le cas du minerai de fer et les deux roches (mère et altérée), Les valeurs des trois indices H_{ex} , H_{in} , et Ra_{eq} sont inférieures aux valeurs recommandées. Par contre l'indice de niveau représentatif $I_{\gamma r}$ a dépassé légèrement l'unité dans les trois échantillons.

Pour le cas des trois échantillons prélevés du sol Univ1, Univ2 et Univ3, les valeurs des quatre indices de risque H_{ex} , H_{in} , $I_{\gamma r}$ et Ra_{eq} ont été inférieures aux valeurs limites.

Pour les mesures des sols effectuées au CRNA, les résultats obtenus pour H_{ex} , H_{in} , $I_{\gamma r}$ et Ra_{eq} sont résumés dans le tableau 6.31 et la figure 6.18.

| | Ra_{eq} | H_{ex} | H_{in} | $I_{\gamma r}$ |
|--------|-----------------|-----------------|-----------------|-----------------|
| Sol 1 | $71,6 \pm 3,6$ | $0,19 \pm 0,01$ | $0,27 \pm 0,01$ | $0,50 \pm 0,03$ |
| Sol 2 | $59,7 \pm 3,5$ | $0,16 \pm 0,01$ | $0,22 \pm 0,01$ | $0,42 \pm 0,02$ |
| Sol 3 | $61,7 \pm 4,4$ | $0,17 \pm 0,01$ | $0,22 \pm 0,01$ | $0,43 \pm 0,03$ |
| Sol 4 | $60,1 \pm 4,3$ | $0,16 \pm 0,01$ | $0,22 \pm 0,01$ | $0,42 \pm 0,03$ |
| Sol 5 | $85,2 \pm 3,9$ | $0,23 \pm 0,01$ | $0,30 \pm 0,01$ | $0,59 \pm 0,03$ |
| Sol 6 | $92,2 \pm 4,3$ | $0,25 \pm 0,01$ | $0,32 \pm 0,01$ | $0,64 \pm 0,03$ |
| Sol 7 | $52,1 \pm 3,0$ | $0,14 \pm 0,01$ | $0,20 \pm 0,01$ | $0,36 \pm 0,02$ |
| Sol 8 | $116,9 \pm 5,0$ | $0,32 \pm 0,01$ | $0,41 \pm 0,02$ | $0,81 \pm 0,03$ |
| Sol 9 | $66,5 \pm 3,5$ | $0,18 \pm 0,01$ | $0,23 \pm 0,01$ | $0,46 \pm 0,02$ |
| Sol 10 | $89,5 \pm 4,1$ | $0,24 \pm 0,01$ | $0,33 \pm 0,01$ | $0,62 \pm 0,03$ |
| Sol 11 | $84,7 \pm 3,8$ | $0,23 \pm 0,01$ | $0,32 \pm 0,01$ | $0,59 \pm 0,03$ |

TAB. 6.31 - Indices de risques H_{ex} , H_{in} , $I_{\gamma r}$ et Ra_{eq} des échantillons prélevés du sol analysés au CRNA

En analysant le tableau 6.31 et la figure 6.18 on remarque très bien que les valeurs des quatre indices de risque dans tous les échantillons sont inférieure aux valeurs limites.

Les valeurs les plus élevés ont été enregistré dans l'échantillon dénommé (Sol 8) prélevé à 43,1 km de l'échantillon Sol 1.

L'évaluation du débit de dose efficace est calculé à partir du débit de dose absorbé noté par D (nGy.h^{-1}) [UN00]; Ce dernier est calculé en utilisant les activités spécifiques de l' ^{238}U , du ^{232}Th et du ^{40}K à travers la relation 6.10 :



FIG. 6.18 – Histogrammes des indices de risque H_{ex} , H_{in} , $I_{\gamma r}$ et Ra_{eq} des échantillons du sol analysés au CRNA

$$D(nGy.h^{-1}) = 0.462A_U + 0.604A_{Th} + 0.0417A_K \quad (6.10)$$

Tel que :

- A_U, A_{Th} et A_K : Activités spécifiques du ^{238}U , ^{232}Th et ^{40}K .
- Les coefficients 0,461 , 0,623 et 0,0414 sont des facteurs qui transforment l'activité en dose, ils sont calculés par la méthode Monté Carlo. Leurs unités est $(nGy.h^{-1})/(Bq.kg^{-1})$.

Le Débit de dose efficace à l'extérieur est donné par la formule suivante [TZ03] :

$$H_E(mSv.y^{-1}) = D \times 365.25 \times 24 \times 0,2 \times 0,7 \times 10^{-6} \quad (6.11)$$

Dont :

D : Débit de dose absorbée ($nGy.h^{-1}$).

365,25×24 : Représente le nombre des heurs par an.

0,7 : Coefficient de conversion de dose absorbée dans l'air à la dose efficace reçue par un adulte.

0,2 : Le facteur d'occupation extérieure (sans unité).

Remarque : Si on veut calculer H_E à l'intérieur d'un immeuble, on remplace le facteur 0,2 par 0,8, car les études réalisées d'après UNSCEAR montrent que 20 % du temps occupé par un individu est à l'extérieure (en Air). Le reste du temps le passe à l'intérieure d'une construction ou un lieu fermé.

Les résultats obtenus sont montrés dans les tableaux 6.32 et 6.33 :

| | D (nGy.h ⁻¹) | D (nGy.h ⁻¹) (fa) | H _E (mSv.y ⁻¹) | H _E (mSv.y ⁻¹) (fa) |
|-------|--------------------------|-------------------------------|---------------------------------------|--|
| PHB | 272,8±17,9 | 313,5±20,6 | 0,335±0,022 | 0,385±0,025 |
| PHT | 562,5±48,6 | 594,0±51,6 | 0,690±0,060 | 0,729±0,063 |
| FR | 71,0±4,1 | 90,3±5,2 | 0,087±0,005 | 0,111±0,006 |
| RM | 92,8±6,6 | 104,2±7,5 | 0,114±0,008 | 0,128±0,009 |
| RA | 89,8±6,7 | 98,8±7,3 | 0,110±0,008 | 0,121±0,009 |
| Univ1 | 23,2±2,0 | 25,1±2,2 | 0,029±0,003 | 0,031±0,003 |
| Univ2 | 39,6±3,2 | 43,8±3,6 | 0,049±0,004 | 0,054±0,004 |
| Univ3 | 31,4±2,6 | 34,5±2,8 | 0,039±0,003 | 0,042±0,003 |

TAB. 6.32 - Débit de dose absorbée et efficace des échantillons du sol analysés au CENBG

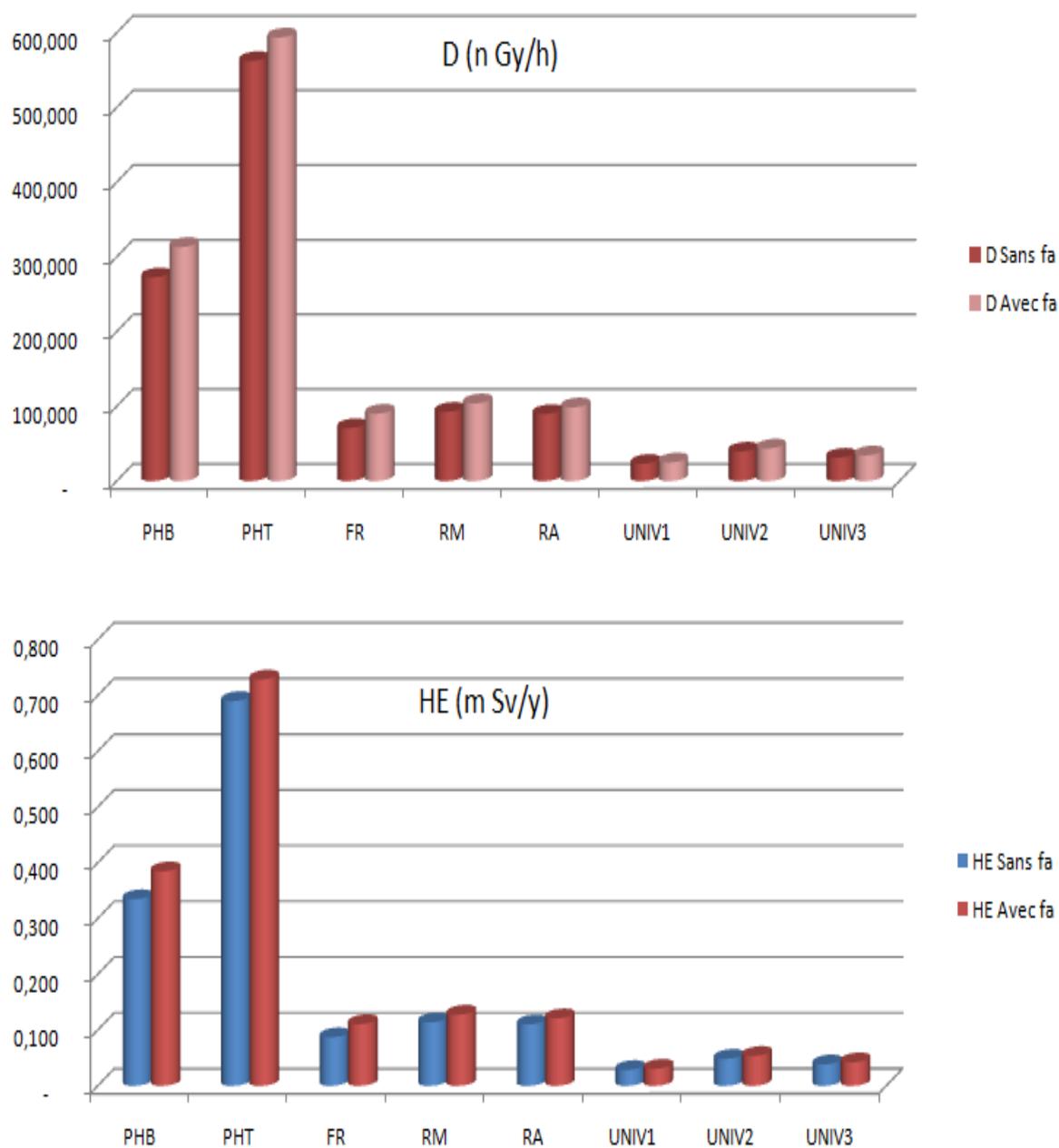


FIG. 6.19 – Histogrammes des débits de dose absorbée et efficace des échantillons du sol analysés au CENBG

| | D (nGy.h ⁻¹) | H _E (mSv.y ⁻¹) |
|--------|--------------------------|---------------------------------------|
| Sol 1 | 31,7 ±1,6 | 0,039±0,002 |
| Sol 2 | 26.5±1,5 | 0,033±0,002 |
| Sol 3 | 27.4±1,9 | 0,034±0,002 |
| Sol 4 | 26.5±1,8 | 0,033±0,002 |
| Sol 5 | 37.6±1,7 | 0,046±0,002 |
| Sol 6 | 40.4±1,9 | 0,050±0,002 |
| Sol 7 | 23.1±1,3 | 0,028±0,002 |
| Sol 8 | 51.3±2,1 | 0,063±0,003 |
| Sol 9 | 29.2±1,5 | 0,036±0,002 |
| Sol 10 | 39.5±1,8 | 0,049±0,002 |
| Sol 11 | 37.7±1,7 | 0,046±0,002 |

TAB. 6.33 - Débit de dose absorbée et efficace des échantillons du sol analysés au CRNA

Selon la recommandation n° 112 délivrée par l'Union européenne en 1999, les matériaux de construction ne doivent pas contenir des substances radioactives émettrices de rayonnements gamma, qui peuvent provoquer une augmentation de la dose efficace annuelle reçue par un individu d'une valeur maximale de **0,3 mSv.y⁻¹** [EC99].

Autre référence bibliographique montre que le débit de dose efficace de radioactivité naturelle varie entre 0,27 mSv (niveau de la mer) et 2,4 mSv (haute montagne) par an et par personne, la moyenne étant de **0,38 mSv/an**. Cela correspond à une irradiation moyenne de 0,4 μSv/h ou 0,04 mrem/h [ASTR].

En analysant les tableaux 6.32 et 6.33, on peut classer nos échantillons selon leurs doses en deux catégories :

1/ Echantillons ayants un débit de dose efficace supérieure à la valeur moyenne H_E = 0,38 mSv/an.

2/ Echantillons ayants un débit de dose efficace inférieure à la valeur moyenne H_E = 0,38 mSv/an.

Catégorie 1 : Dans la première catégorie, les valeurs H_E sont comprises entre 0,435 et 0,605 mSv.y⁻¹, les échantillons concerné dans cette catégorie sont ceux des deux minerais de phosphates PHT et PHB.

Catégorie 2 : on peut la diviser aussi en deux groupes :

- **Faible débit de dose efficace** : Comprises entre 0,111 et 0,128 mSv.y⁻¹,



FIG. 6.20 – Histogrammes des débits de dose absorbée et efficace des échantillons du sol analysés au CRNA

3 fois inférieure à la valeurs moyenne qui 0,38 mSv/an, dans cette catégorie on trouve les deux roches altérée, mère et du fer.

- **Très faible débit de dose efficace** : Comprises entre 0,028 et 0,063 mSv.y⁻¹, de 6 à 13 fois inférieure à la valeurs moyenne qui 0,38 mSv/an, dans cette catégorie on trouve les 14 échantillons prélevés du sol.

Une étude réalisée par une équipe de recherche égyptienne sur un ensemble de roches de phosphates [AB05], prouve aussi que les minerais de phosphate sont considérés comme une grande source de radioactivité naturelle. Le tableau 6.34 montre ces résultats.

| | Ra _{eq} (Bq/Kg) | H _E (μSv.y ⁻¹) |
|---|--------------------------|---------------------------------------|
| PHB - Algérie | 591,2±12,4 | 334,8±22,0 |
| PHT - Algérie | 1307,1±28,1 | 690,3±59,6 |
| Um Tandeya Phosphate - Egypte | 1404,4±70,4 | 765,4±38,5 |
| Bora Phosphate - Egypte | 625,2±32,1 | 338,8±17,4 |
| El Gadedda 1 Phosphate - Egypte | 394,0±20,7 | 215,2±11,2 |
| El Gadedda 2 Phosphate - Egypte | 943,7±52,3 | 517,6±28,8 |
| Different type of phosphate in Nile valley - Egypte | 920,7±47,7 | 503,0±26,1 |
| Different type of phosphate in Wadi El-Mishash - Egypte | 1182,2±59,9 | 647,3±32,8 |

TAB. 6.34 - Ra_{eq}, D et H_E de quelques de roches de phosphates en Egypte et en Algérie

1. Le Ra_{eq} dans tout échantillon de type phosphate dépasse la limite qui est 370 Bq/kg.

2. Certaines roches de phosphate contiennent des concentrations très élevées des radionucléides naturels des trois familles radioactives par rapport aux autres roches de phosphate.

3. Un de nos échantillons, le PHT est classé parmi les roches les plus radioactives (Ra_{eq} = 1307 Bq/kg et H_E = 690 μSv.y⁻¹), par contre le PHB est classé parmi les roches contenant une radioactivité naturelle relativement élevée.

- Toujours dans le but de comparer nos résultats à d'autres études, le tableau 6.35 montre une étude comparative entre nos échantillons de phosphate et des mesures effectuées dans d'autres pays [AB05].

| Pays | Ra _{eq} (Bq/Kg) | H _E (μ Sv.y ⁻¹) |
|-------------------|--------------------------|---|
| PHB (Algerie) | 591,2 | 334,8 |
| PHT (Algerie) | 1307,1 | 690,3 |
| Egypt | 1182 | 538 |
| Finland | 36 | 16 |
| Pakistan (Hazara) | 527.4 | 234 |
| Sudan (Kurum) | 414 | 182 |
| Tanzania (Arusha) | 6069 | 2683 |
| USA (Florida) | 1629.6 | 710 |
| Marocco | 1629.4 | 710 |
| Jordan | 1047 | 456 |
| Tunisia | 865 | 378 |

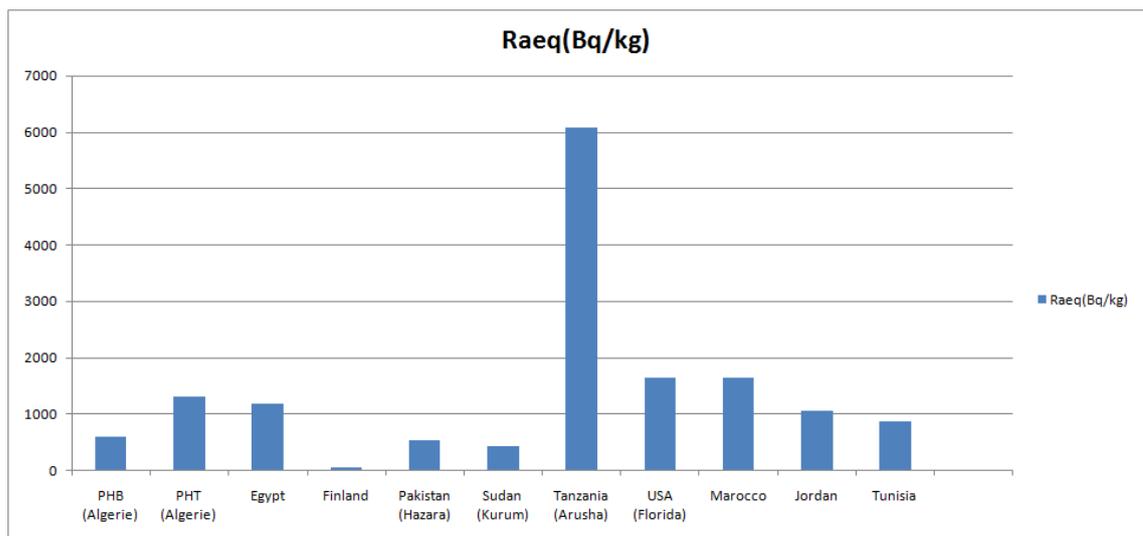
TAB. 6.35 - Ra_{eq}, H_E dans les roches de posphates pour quelques pays

FIG. 6.21 – Equivalent of Radium des roches de phosphate dans quelques pays

Le tableau 6.35 et les figures 6.21 et 6.22 montrent que le minerai de phosphate de Tébessa est classé parmi les minerais qui ont un taux de radioactivité naturelle élevée.

Par contre, les résultats du minerai de Bordj Bou Arreridj montrent que le taux de la radioactivité naturelle est aussi élevée mais pas de l'ordre de celui de PHT, des USA, Maroc et l'Egypte.

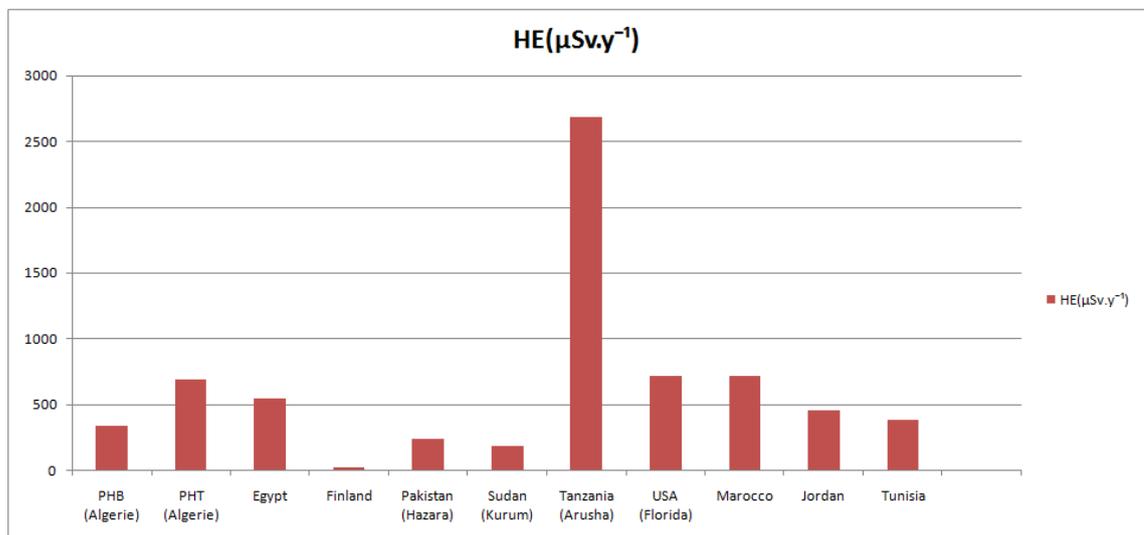


FIG. 6.22 – Débit de dose efficace des roches de phosphate dans quelques pays

Conclusion

• Dans la première partie de la thèse, nous avons modélisé le détecteur GeHP utilisé pour les mesures expérimentales effectuées au CENBG-France en utilisant le code GEANT3, afin de simuler plusieurs facteurs que nous ne pouvons pas déterminer expérimentalement et qui sont liés à l'étalonnage de la chaîne de mesure par spectroscopie gamma. Parmi ces paramètres le coefficient d'auto absorption et l'efficacité de détection des rayonnements.

Le modèle construit a été testé afin de le valider, cette validation comprenait la détermination de l'efficacité de détection et la comparer avec celle du détecteur réel, et aussi la détermination des coefficients d'atténuation linéique et les comparer avec ceux de la bibliographie.

Les résultats obtenus sont en général très satisfaisants, sauf pour certaines énergies où les valeurs simulées sont légèrement loin des valeurs expérimentales. La différence est sûrement due au fait que dans le modèle simulé de notre germanium, nous n'avons pas tenu compte des zones mortes (dead layers) dans le cristal du germanium. Nous n'avons pas introduit les zones mortes par manque de données sur ces zones, informations que nous n'avons pas pu obtenir du constructeur.

Avec le modèle du détecteur qu'on a construit, on est arrivé aux résultats très satisfaisants sur : le coefficient d'atténuation linéique, l'auto-absorption et l'efficacité de détection, où on a pu établir des relations entre les deux derniers paramètres en fonction de la masse volumique de l'échantillon et l'énergie du rayonnement gamma.

L'étude du facteur d'auto-absorption par simulation a montré que l'analyse des échantillons de faible densité ne demande pas des corrections due à l'auto-

absorption. Par contre lorsque la densité de l'échantillon augmente, la prise en compte du facteur de l'auto-absorption dans les calculs devient indispensable.

La seconde partie de la thèse a été consacré au mesures expérimentales, ou les activités spécifiques de 19 échantillons ont été mesurées par spectrométrie gamma.

Après ces mesures, nous avons déterminé les différents indices de risques radiologiques pour chaque échantillon étudié. Concernant les radionucléides naturels, les résultats obtenus montrent que tous ces indices de risques ont été inférieurs aux valeurs limites définies par les organisations internationales à l'exception des deux minerais de phosphates où ces facteurs dépassent ces limites imposées.

La détection des traces de la radioactivité artificielle dans les échantillons du sol a été également confirmée par la présence du ^{137}Cs avec une faible concentration $[0,6 - 4,7] \text{ Bq.kg}^{-1}$. Cette présence est fortement due aux différents essais nucléaires qui ont eu lieu dans le désert algérien et aussi aux différents accidents nucléaires durant ces 40 dernières années et surtout l'accident de Tchernobyl.

Les débits de doses efficaces enregistrées dans les deux roches de phosphates de Bordj Bou Arreridj et de Tebessa sont de $0,385$ et $0,729 \text{ mSv.an}^{-1}$ respectivement. Les deux valeurs dépassent la dose limite qui est de $0,3 \text{ mSv.an}^{-1}$. Ces données prouvent qu'il y'a un risque radiologique sur les travailleur des minerais de phosphate, notamment dans celui de Tebessa .

Comme recommandations générales, afin de diminuer le risque, les travailleurs doivent êtres protégés en leurs fournissant les moyens de sécurité suivants :

1. Porter des gants et masques de protection respiratoire pour minimiser le maximum l'inhalation des éléments radioactifs, surtout en zones fermées.
2. Sensibiliser les travailleurs à prendre une douche avant de quitté le lieu du travail, pour minimiser les risques de contamination par contact avec les radionucléides.
3. Laver soigneusement les mains avec le savon, juste après les heurs de travail, deux à trois fois avant de manger pour minimiser le risque d'ingestion des éléments radioactifs.
4. Limiter le temps de travail.
5. Porter des dosimètres si c'est possible afin de suivre le taux d'exposition à la radioactivité naturelle
6. Faire des contrôles médicaux périodiques.

Bibliographie

- [AB05] Adel G.E. Abbady et All. Natural radioactivity and dose assessment for phosphate rocks from Wadi El-Mashash and El-Mahamid Mines, Egypt. *Journal of Environmental Radioactivity* 84, 65-78, 2005.
- [AR05] Serway, R. A., Moses, C. J., and Moyer, C. A. *Modern Physics*, third edition, Thomson Learning, Inc. UK, USA, (2005).
- [ASTR] <http://www.astrosurf.com/luxorion/radioactivite-mesure-protection-civile.htm>
- [AZBO] AZBOUCHE Ahmed, Développement d'une méthodologie d'analyse par spectrométrie gamma et par activation neutronique pour l'étude de la distribution des radio-traceurs et des terres rares dans le sol, Thèse de Doctorat en Sciences, USTHB, 2015.
- [BE05] Berger, M. J., Coursey, J. S., Zucker, M. A., and Chang, J., ESTAR, PSTAR, and ASTAR : Computer Programs for Calculating Stopping-Power and Range Tables for Electrons, Protons, and Helium Ions (version 1.2.3). [Online] Available : <http://physics.nist.gov/Star> [2006, September 28]. National Institute of Standards and Technology, Gaithersburg, MD, 2005.
- [BE85] Beretka, J., Mathew, P.J., Natural radioactivity of Australian building materials, industrial wastes and by products. *Health Physics* 48, 87-95, 1985.
- [BO98] Christian Bourgeois, interaction particules-matière ; Théorie, Techniques de l'ingénieur AF3530, 1998.
- [CEA] www.cea.fr/comprendre/PublishingImages/Pages/sante-sciences-du-vivant/essentiel-sur-effets-des-rayonnements-ionisants-sur-vivant/EffetsRI_DifferencesEntreEffetsDeterministesEffetsStochastiques.jpg
- [CEN] <http://www.cenbg.in2p3.fr/-L-unite-technique-Prisna->

- [CENB] <http://www.cenbg.in2p3.fr/-Parc-de-detecteurs-Ge-et-limites,539->.
- [CH06] Lakehal Chaouki, Mesures qualitatives et quantitatives des éléments radioactifs naturels présents dans des échantillons de l'environnement par spectrométrie, Mémoire de magistère, Université Mentouri, 2006.
- [CO07] Fabien COURTINE, Etalonnage d'un spectromètre gamma en vue de la mesure de la radioactivité naturelle. Mesures expérimentales et modélisation par techniques de Monte-Carlo, Thèse de doctorat, Université Blaise Pascal, France, 2007.
- [COUR] <https://coursgeologie.com/131-alteration-des-roches.html>.
- [DSA0] DSA-1000, Digital Spectrum Analyzer, Hardware Manual, 2005.
- [EC99] EC, European commission report on radiological protection principles concerning the natural radioactivity of building materials. Radiat. Prot. 112, 1999.
- [ER05] Eric Gros d'Aillon, Etude des performances spectrométriques des détecteurs gamma CdZnTe / CdTe monolithiques, Thèse de doctorat, Université Joseph Fourier - Grenoble I, 2005.
- [ESTE] Estelle Gasser, Spectrométrie γ au laboratoire et in situ : Développements et applications environnementales, Thèse de doctorat, Université de Strasbourg, 2014.
- [GE93] GEANT, Detector Description and Simulation Tool, Application Software Group Computing and Networks Division CERN Geneva, Switzerland, 1993.
- [GI95] Gilmore Gordon, Practical gamma ray spectrometry, Edition J Wiley, 1995.
- [IC84] ICRU (International Commission on Radiation Units and Measurements), Stopping powers for electrons and positrons, ICRU Report 37, ICRU, Bethesda, MD, 1984.
- [KL68] Klein C.A, Bandgap Dependence and Related Features of Radiation Ionization Energies in Semiconductors, J. Appl. Phys. 1968.
- [KN89] Knoll.G. F, Radiation detection and measurement, Second edition, John Wiley&Sons, 1989.
- [MA07] P. Mayles, A. Nahum, J.C. Rosenwald, Handbook of radiotherapy physics theory and practice, Taylor & Francis, 2007.

- [ME04] P. Medina, C. Santos, D. Villaumé, IMTC (Instrumentation and Measurement Technology Conference), Como, Italy, 2004.
- [MU12] Muhammad Tufail, Radium equivalent activity in the light of UNSCEAR report, Springer link, Volume 184, Septembre 2012.
- [NAC3] Nachab Abdellatif, Etudes expérimentales et modélisations Monte Carlo de l'auto-absorption gamma et de la dosimétrie active par capteurs CMOS, Thèse de doctorat, ULP-UCD, 2003.
- [NAD3] Nada, A., Evaluation of natural radionuclides at Um-Greifat area, eastern desert of Egypt. Applied Radiation and Isotopes 58, 275-280, 2003.
- [NE79] NEA-OECD, Nuclear Energy Agency, Exposure to Radiation from Natural Radioactivity in Building Materials. Report by NEA Group of Experts. OECD, Paris, 1979.
- [NE85] Nelson W. R. et al., The EGS4 Code System Report SLAC-265, Stanford Linear Accelerator Center, Stanford, California, 1985.
- [PE91] Perkins, S. T., et al., Lawrence Livermore National Laboratory Report UCRL-50400, 31, 1991.
- [PI06] Benoit Pirard, Etude et validation d'un spectromètre gamma pour la mesure de la composition chimique des surfaces planétaires, Thèse de doctorat, Université Toulouse III - Paul Sabatier, 2006.
- [SI05] Singh, S., Rani, A., Kumar Mahajan, R., 2004. ^{226}Ra , ^{232}Th and ^{40}K analysis in soil samples from some areas of Punjab and Himachal Pradesh, India using gamma ray spectrometry. Radiation Measurements 39, 431-439, 2005.
- [TA00] Tables des masses volumiques de diverses substances, cfp-pah.free.fr/docs/Table_des_masses_volumiques.pdf
- [TS95] Nicholas Tsoufanidis, Measurement and Detection of Radiation, Second edition, Taylor & Francis, 1995.
- [TZ03] M. Tzortzis, H. Tsertos, S. Christofides, G. Christodoulides, Gamma-ray measurements of naturally occurring radioactive samples from Cyprus characteristic geological rocks, Radiation Measurements 37 (2003) 221 – 229.
- [UN00] UNSCEAR, Sources and Effects of Ionizing Radiation. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, United Nations, New York, 2000.

-
- [VE06] Veiga, R., Sanches, N. et al., Measurement of natural radioactivity in Brazilian beach sands. *Radiation Measurements* 41, 189-196, 2006.
- [YY05] Y.Y, Ebaida., S.A, El-Mongyb., K.A, Alla. ^{235}U - γ emission contribution to the 186 keV energy transition of ^{226}Ra in environmental samples activity calculations, *International Congress Series 1276 (2005)* 409– 411.
- [ZA12] Zalina Laili, Mohd Zaidi Ibrahim et al., natural radioactivity content and radionuclides lechability of bricks containing industrial waste, Seminar R&D Nuclear Malaysia 2012 (RnD12), Dewan Tun Dr. Ismail, Agensi Nuklear Malaysia, 26-28 September 2012.

العنوان :

قياس كمي للعناصر المشعة طبيعيا أو اصطناعيا في البيئة عن طريق مطيافية غاما: قياسات تجريبية و محاكاة بواسطة GEANT3 .

ملخص

الأطروحة تسري في سياق تقنية المطيافية غاما، وهي مقسمة إلى جزئين رئيسيين :

الجزء الأول من الأطروحة فقد تم تخصيصه لمحاكاة الكاشف المستعمل في التجربة بهدف تحديد مجموعة من العوامل، بحيث استطعنا إيجاد علاقات تربط بين فعالية الكاشف، معامل التخميد الخطي والامتصاص الذاتي وبين طاقة الإشعاع وكثافة المادة.

أما الجزء الثاني فقد خصص لقياس نسبة الإشعاعات النووية في ثمانية عينات ذات طبيعة مختلفة (تراب، منجمين للفوسفات، منجم للحديد، صخور جبلية)، بحيث تم تسجيل نسبة إشعاعات معتدلة في ستة عينات، أما في عينتي الفوسفات فقد كانت نسبة الإشعاعات جد مرتفعة عن الحد الأعلى المسموح به دوليا.

كما سجلنا معدلات جد مرتفعة لجرعات الإشعاعات في منجمي الفوسفات وهو ما يفوق كل المعدلات الطبيعية الموصى بها عالميا.

الكلمات المفتاحية:

مطيافية غاما، النشاط النوعي، مؤشرات المخاطر الخارجية و الداخلية ، معدل الجرعة الفعالة، GEANT3، الامتصاص الذاتي، فعالية الكشف.

Title :

Quantification of natural and artificial radionuclide's in the environment by gamma spectrometry: Experimental measurement and simulation by GEANT3 Code.

Abstract

The thesis proceeded in the context of gamma spectrometry analysis; it is divided into two major parts:

The first part is devoted to the simulation of the detector used in the experiment to study some parameters, which we could establish a relationship between the detection efficiency, linear attenuation and self-absorption of the sample with the radiation energy and the density of the material.

The second part is devoted to the experimental measurement of the environmental radioactivity in eight samples of different natures (soil, Phosphates ores, iron ore, rocks of a mountain), which was marked with the normal concentrations of natural radionuclides in six samples (soil, rocks). In the two samples of phosphates ores, it was found significant concentrations of natural radionuclides, in which the calculated of hazard indexes have been higher than the thresholds.

We have also marked, in these two phosphate ores, effective dose rates higher than those recommended by UNSCEAR ($H_E=0.3$ mSv/y).

Keywords:

Gamma spectrometry, Specific activity, Internal and external hazard indexes, Effective dose rate, GEANT3, Self-absorption, detection efficiency.

Résumé

Cette thèse s'est déroulée dans le contexte de la spectrométrie gamma, elle est repartie en deux grandes parties :

La première est consacrée à la simulation du détecteur utilisé en expérience afin d'étudier certains paramètres, où on a pu établir des relations entre l'efficacité de détection, atténuation linéique et auto-absorption de l'échantillon avec l'énergie du rayonnement et la densité du matériau.

La deuxième partie est consacrée à la mesure expérimentale de la radioactivité environnementale dans huit échantillons de natures différentes (Sol, minerais de phosphates, minerai de fer, roches d'une montagne), dont on a marqué des concentrations normales des radionucléides naturels dans 17 échantillons (Sol, roches). Dans les deux restants qui sont des échantillons des minerais de phosphates, on a constaté des concentrations importantes des radionucléides naturels, dans lesquelles les calculs des indices de risques dépassent les valeurs limites.

Nous avons aussi marqué dans ces deux minerais de phosphate des débits de doses efficaces supérieures aux valeurs recommandées par UNSCEAR qui 0.3 mSv/an.

Mots clés :

Spectrométrie gamma, activité spécifique, indices de risques interne et externe, débit de dose efficace, GEANT3, Auto-absorption, efficacité de détection.