

UNIVERSITE DE DOUALA  
THE UNIVERSITY OF DOUALA

ECOLE DOCTORALE DES SCIENCES  
FONDAMENTALES ET APPLIQUEES

UFD DE MATHEMATIQUES,  
INFORMATIQUE APPLIQUEE ET  
PHYSIQUE FONDAMENTALE



REPUBLIQUE DU CAMEROUN  
REPUBLIC OF CAMEROON

*Paix – Travail – Patrie*  
*Peace – Work – Fatherland*

## LABORATOIRE DE PHYSIQUE FONDAMENTALE

Matricule : **08S02473**

### ETUDE DES ECHANTILLONS ENVIRONNEMENTAUX PAR SPECTROMÉTRIE GAMMA : CAS DES SOLS DES CAMPUS I ET II DE L'UNIVERSITE DE DOUALA

**MEMOIRE**

**Présenté et soutenu en vue de l'obtention du  
DIPLOME D'ETUDES APPROFONDIES DE PHYSIQUE**

**Option  
PHYSIQUE FONDAMENTALE**

**Spécialité  
PHYSIQUE DE LA MATIERE ET DU RAYONNEMENT**

**Par  
Cébastien GUEMBOU  
Maître ès Sciences Physiques**

**Sous la direction du  
Dr. Maurice MOYO NDONTCHUENG  
CC Université de Douala**

**Année académique 2012-2013**



## MEMOIRE DE MASTER

Présentée pour obtenir le titre de

Maitre en Science de l'Université de Douala

Présentée par GUEMBOU SHOUOP Cébastien J.

# **Etude des échantillons environnementaux par Spectrométrie gamma : cas des sols des campus I et II de l'Université de Douala**

### **Membres du jury**

Président du Jury : MOTAPON Ousmanou. Université de Douala, Université de Maroua

Directeur de mémoire : MOYO Maurice N. Université de Douala, Agence Nationale de Radioprotection

Rapporteurs : LISSOUCK Daniel. Université de Douala, University of Buea

Examineurs : NGWA EBONGUE Alexandre. Université de Douala

---

**Etude des échantillons environnementaux par  
spectrométrie Gamma : cas des sols des Campus I  
et II de l'Université de Douala**

Par

**GUEMBOU Cébastien**

g.sebastian74@yahoo.fr

En vue de l'obtention du **DIPLOME DE MASTER II En  
Sciences Physiques (DEA.sc phys.)**

**“Master of Science (M.Sc.) of the University of Douala”**

2013

Sous la direction de

**Dr NDONTCHUENG MOYO Maurice**

et la supervision de

**Pr MOTAPON OUSMANOU**

Université de Douala

---

---

## *Dédicace*

*A mes chers parents*

*Qui n'ont jamais cessé de m'encourager dans mes efforts.*

*Ils m'ont été d'un très grand soutien.*

*À mes sœurs*

*À mes frères*

---

## Remerciements

Le présent mémoire constitue une synthèse des travaux que j'ai réalisés pendant un an au Département de Physique de l'Université de Douala. A bien des égards il ne représente qu'une dimension de l'expérience que j'ai pu vivre.

Je remercie toutes les personnes de la Faculté et du Laboratoire qui m'ont un jour aidé sur le plan scientifique, informatique, technique ou administratif : Pr MOUKENGUE IMANO Adolphe, Doyen de la Faculté des Sciences pour m'avoir permis de travailler dans les locaux de la Faculté des Sciences, Pr MOTAPON OUSMANOU superviseur pour sa rigueur et ses exigences d'un travail bien fait également pour ses conseils réguliers et Pr NGUENANG Jean pierre qui m'a fait un peu de place dans le Département de Physique.

J'adresse mes plus vifs remerciements à mon directeur de mémoire, Dr NDONGTCHUENG MOYO Maurice qui m'a soutenu durant tout ce travail. Il m'a consacré beaucoup de temps, que ce soit pour les discussions scientifiques et techniques ou pour la relecture de tout ce que j'ai pu rédiger... Il a pu me guider et me conseiller tout en me laissant une grande autonomie dans les projets que j'avais à mener.

Je remercie également NGUELEM Eric pour m'avoir encouragé dans la maîtrise et la compréhension du logiciel d'analyse en tant que aîné académique et pour ses sacrifices. Ses apports ont été d'une importance capitale. Je suis très reconnaissant envers NANA Ruth pour ses conseils et sa disponibilité, envers MBETKWE Laetitia qui est resté persuasive à travers ses encouragements malgré les difficultés et les tribulations, envers MBAKOB Raoul, NDARWE et TSAGUE Nadine qui ont travaillé avec moi dans le cadre du Master II et à qui j'ai emprunté beaucoup d'idées et de figures pour illustrer ce rapport.

Je tiens à exprimer ma reconnaissance aux personnes avec qui j'ai collaboré : Dr NDENGUE Steve, KOAGNE Michaél, KONTCHOUO Félix et DJOUMESSI Chamberlain dont les apports furent déterminants dans la réalisation et la compréhension des rapports et dont le souci premier était la réalisation d'un bon travail. Dr WEMBE pour sa collaboration à travers les locaux du laboratoire de physique où nous avons constamment travaillé.

---

## Résumé

L'objectif de ce travail était d'évaluer le niveau d'activité des éléments radioactifs dans les échantillons de sol des campus I et II de l'Université de Douala par spectrométrie gamma. Comme il existe différents types de spectromètres gamma nous avons utilisé un détecteur Germanium à large gamme d'énergie ou « Broad Energy Germanium Detector » (BEGE 6350) du Laboratoire de l'Agence Nationale de Radioprotection (ANRP). La particularité de cet appareil est qu'il a la capacité de détecter les faibles gammes d'énergie propre aux radionucléides naturels. L'analyse des spectres des échantillons de sol a été faite avec le logiciel d'analyse Genie-2000 version 3.2 (dernière version). Afin d'évaluer l'exposition aux rayonnements ionisants, certains paramètres radiologiques ont été estimés. Ils ont été comparés avec les limites de sécurité recommandées par l'AIEA et « UNSCEAR ».

Un total de dix-huit (18) échantillons de sol a été prélevé (07 du sol du campus 1 et 11 du sol du campus 2). Le profil des activités spécifiques des radionucléides présente une faible activité dans les zones étudiées. Les valeurs moyennes obtenues pour le  $^{226}\text{Ra}$ , le  $^{232}\text{Th}$  et le  $^{40}\text{K}$  dans les deux campus sont respectivement :  $25.48\text{Bq/kg}$ ,  $65.96\text{Bq/kg}$  et  $39.14\text{Bq/kg}$  pour les échantillons du Campus 1 et  $24.50\text{Bq/kg}$ ,  $66.71\text{Bq/kg}$  et  $28.19\text{Bq/kg}$  pour les échantillons du Campus 2. Les valeurs moyennes de l'activité équivalente de radium sont  $122.81\text{Bq/kg}$  et  $122.08\text{Bq/kg}$ , du débit de dose absorbée dans l'air  $99.13\text{nGy/h}$  et  $98.18\text{nGy/h}$ , de la dose efficace annuelle en plein air de  $0.12\text{mSv/an}$  et  $0.12\text{mSv/an}$ , du paramètre de risque externe 0,34 et 0,33 dans le Campus 1 et le Campus 2 respectivement. Les valeurs des paramètres évalués sont en dessous des valeurs limites fixées par « UNSCEAR » 2000, sauf le débit de dose absorbée dans l'air et la dose efficace annuelle en plein air qui sont élevés par rapport aux valeurs de  $60\text{nGy/h}$  et  $0,07\text{mSv/an}$ . Tout en restant vigilant sur ces valeurs de doses élevées, le calcul du risque radiologique externe nous donne de croire que la communauté universitaire est à l'abri du danger des rayonnements ionisants.

---

## Abstract

The objective of this work was to determine the activity level of NORM in soil samples from the two campuses of the University of Douala using gamma spectrometry. There are different types of gamma spectrometer. The one used to conduct this study was Broad Energy Germanium Detector at the National Radiation Protection Agency (NRPA) laboratory. This has the ability of the detected low gamma energy. The analysis of the spectra of the soil samples was done with Genie-2000 gamma analytical software. In order to avoid or assess exposure to outdoor radiation, some radiological parameters are estimated. These were compared with the safe limits recommended by IAEA and UNSCEAR.

Total of eighteen (18) composite soil samples were collected (seven (07) from campus 1 and eleven (11) from campus 2). The selected radionuclides were  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  and  $^{40}\text{K}$ . The obtained average specific activities of radionuclide were :  $25.48\text{Bq/kg}$ ,  $65.96\text{Bq/kg}$  and  $39.14\text{Bq/kg}$  for Campus 1 and  $24.50\text{Bq/kg}$ ,  $66.71\text{Bq/kg}$  and  $28.19\text{Bq/kg}$  for Campus 2 respectively. In terms of health analysis, some radiation health hazard parameters were calculated within the two campuses. The mean values of radium equivalent activity were  $122.81\text{Bq/kg}$  and  $122.08\text{Bq/kg}$ , absorbed dose rate in air  $99.13\text{nGy/h}$  and  $98.18\text{nGy/y}$ , annual outdoor effective dose  $0.12\text{mSv/y}$  and  $0.12\text{mSv/y}$  and external health hazard index 0.34 and 0.33 in Campus 1 and Campus 2 respectively. These health hazard parameters were seen to be below the safe limit of UNSCEAR 2000 except the absorbed dose rate in air and the annual outdoor effective doses which are relatively high compared to the values of  $60\text{nGy/h}$  and  $0.07\text{mSv/y}$ . These results reveal no significant radiological health hazards for inhabitation within the study areas.

---

---

# Table des matières

---

<b>Dédicace</b>	<b>i</b>
<b>Remerciements</b>	<b>ii</b>
<b>Résumé</b>	<b>iii</b>
<b>Abstract</b>	<b>iv</b>
<b>Table des Matières</b>	<b>vi</b>
<b>Liste des Figures</b>	<b>viii</b>
<b>Notations</b>	<b>x</b>
<b>Introduction</b>	<b>1</b>
<b>1 Généralités sur la spectrométrie de rayonnements gamma : Principe et utilisation en environnement.</b>	<b>2</b>
1.1 Le rayonnement gamma et la spectrométrie gamma . . . . .	2
1.1.1 Le rayonnement gamma . . . . .	2
1.1.2 La spectrométrie gamma : Principe et applications . . . . .	3
1.2 Interaction du rayonnement gamma avec la matière . . . . .	5
1.2.1 l'Effet photoélectrique . . . . .	5
1.2.2 La diffusion compton . . . . .	6
1.2.3 La production de paire . . . . .	7
1.3 Fonctionnement des spectromètres gamma . . . . .	9
1.3.1 Les semi-conducteurs . . . . .	9
1.3.2 les scintillateurs . . . . .	12
1.3.3 Chaîne de mesure : du photon détecté au signal numérique . . . . .	13
1.4 Caractérisation des performances d'un spectromètre . . . . .	15
1.4.1 Réponse d'un détecteur à une source ponctuelle mono-énergétique . . .	15
1.4.2 Efficacité de détection . . . . .	17



1.4.3	Résolution en énergie . . . . .	17
<b>2</b>	<b>Matériels et méthodes</b>	<b>19</b>
2.1	Description du matériel . . . . .	19
2.1.1	Présentation du site . . . . .	19
2.1.2	Mode de prélèvement . . . . .	21
2.1.3	Préparation des échantillons . . . . .	22
2.1.4	Spectrométrie gamma . . . . .	24
2.1.4.1	Description du système d'acquisition . . . . .	24
2.2	Méthodes utilisées pour obtenir les résultats. . . . .	27
2.2.1	Calibration de la chaîne de mesure . . . . .	27
2.2.2	Analyse du spectre . . . . .	29
2.2.2.1	Mesure qualitative des échantillons . . . . .	29
2.2.2.2	Qu'est ce que Le "cascade summing " ou l'effet de cascade ?	29
2.2.3	Présentation du logiciel Génie-2000 . . . . .	31
2.3	Calcul d'activités . . . . .	34
2.4	Evaluation des paramètres radiologiques . . . . .	36
2.4.1	Débit de dose absorbée (DD) dans l'air à 1m. . . . .	36
2.4.2	Equivalent de dose effective annuelle. . . . .	36
2.4.3	Activité équivalente du Radium . . . . .	36
2.4.4	Paramètre de risque externe . . . . .	37
<b>3</b>	<b>Résultats et discussion</b>	<b>38</b>
3.1	Présentation des résultats . . . . .	38
3.1.1	Concentration de l'activité spécifique . . . . .	38
3.1.2	Les paramètres radiologiques . . . . .	40
3.2	Discussion . . . . .	42
3.2.1	Concentration spécifique des Radionucléides dans les 02 Campus . . .	42
3.2.2	Paramètres radiologiques . . . . .	43
	<b>Conclusion</b>	<b>45</b>
	<b>Publication</b>	<b>46</b>
	<b>Bibliographie</b>	<b>47</b>
	<b>Annexes</b>	<b>51</b>

---



---

# Table des figures

---

1.1	Spectre gamma de 1000 s enregistré sans source de calibration avec un détecteur HPGe coaxial de $226\text{cm}^3$ au CESR le 16 février 2005. Toutes les raies observées (ainsi que le continuum) proviennent de la désintégration des éléments K, U et Th présents dans l'environnement du détecteur (essentiellement le sol et les murs). [45] . . . . .	4
1.2	Principales interactions des photons gamma avec la matière. (source : <a href="http://www.physics.nist.gov">www.physics.nist.gov</a> )	6
1.3	Atténuation des photons $\gamma$ dans le germanium (source : <a href="http://www.physics.nist.gov">www.physics.nist.gov</a> ).	8
1.4	Principe du semi-conducteur : structure des bandes et fonctionnement. [45] . . . . .	9
1.5	Densité intrinsèque de porteurs de charge en fonction de la température pour les semi-conducteurs Ge et Si. [32] . . . . .	11
1.6	Principe du scintillateur : structure des bandes et fonctionnement. [28] . . . . .	12
1.7	Schéma de la chaîne électronique et traitement du signal pour un spectromètre gamma de type HPGe. [45] . . . . .	14
1.8	Spectre simulé pour un détecteur HPGe coaxial de 6 cm de hauteur et de diamètre, exposé à une source ponctuelle de photons gamma de 4 MeV. . . . .	16
1.9	: Définition de la résolution pour un pic parfaitement gaussien . . . . .	18
2.1	Zone d'étude . . . . .	20
2.2	Extension du site du campus 2 où onze des dix-huit échantillons ont été prélevé (Source : <a href="http://www.univ-douala.com">http://www.univ-douala.com</a> ). . . . .	20
2.3	Mode de prélèvement d'un échantillon sur un site. Tous les cinq points de même dimension sont les prélèvements qui constitueront l'échantillon : point de diamètre plus grand. . . . .	22
2.4	Équilibres séculaires de $^{238}\text{U}$ avec ses « fils » . . . . .	23
2.5	Schéma de principe de l'ensemble de détection. Les courbes représentent la forme du signal à la sortie du préamplificateur et de l'amplificateur. [37] . . . . .	24
2.6	Détecteur HPGe CANBERRA du laboratoire de Dosimétrie et Radioprotection de l'ANRP. . . . .	25
2.7	a) NIM (haute tension+MCA) vue avant. b) vue arrière. module électronique d'un spectromètre gamma. . . . .	27

2.8	Courbe de calibration en énergie . . . . .	28
2.9	Courbe d'étalonnage en efficacité . . . . .	29
2.10	Schéma simple de décroissance à deux niveaux excités : Effet de cascade. . . . .	30
2.11	exemple de spectre de radioactivité naturelle obtenu après plusieurs jours de comptage . . . . .	31
3.1	Activité spécifique (Bq/kg) de $^{226}\text{Ra}$ , de $^{232}\text{Th}$ , et de $^{40}\text{K}$ obtenue avec les 07 échantillons du Campus 1-ESSEC . . . . .	39
3.2	Activité spécifique (Bq/kg) de $^{226}\text{Ra}$ , de $^{232}\text{Th}$ , et de $^{40}\text{K}$ obtenue avec les 11 échantillons du Campus 2-Ndong-Bong. . . . .	39
3.3	Concentration de l'activité spécifique moyenne des radionucléides dans les échantillons de sol prélevés dans les deux campus (Campus 1 et 2) . . . . .	40
3.4	Comparaison de l'activité spécifique obtenue du $^{226}\text{Ra}$ , du $^{232}\text{Th}$ et du $^{40}\text{K}$ de l'étude des deux sites avec les valeurs recommandées par "UNSCEAR" . . . . .	40
3.5	Comparaison de l'activité spécifique obtenue du $^{226}\text{Ra}$ , du $^{232}\text{Th}$ et du $^{40}\text{K}$ de l'étude des deux sites avec les valeurs recommandées par l'AIEA (2003). . . . .	41
3.6	Comparaison des valeurs moyennes des paramètres radiologiques obtenus dans ce travail avec les valeurs de "UNSCEAR" (2000). . . . .	41

---

---

# Liste des tableaux

---

1.1	Principaux types de radiations nucléaires [4]. . . . .	3
1.2	Propriétés des matériaux semi-conducteurs [14]. . . . .	10
1.3	Propriétés des principaux (ou nouveaux) scintillateurs inorganiques utilisés en spectrométrie gamma. [14] . . . . .	13
2.1	Coordonnées géographiques des différents échantillons. . . . .	21
2.2	Équilibres séculaires à considérés (Source : <a href="http://www.phy_nucléaire.com">http://www.phy_nucléaire.com</a> ) . . . . .	23
2.3	Caractéristique du cristal de germanium dans le détecteur HPGe CANBERRA (BE6530). [40] . . . . .	25
2.4	Résolution de notre détecteur au germanium CANBERRA (BE6530) [40]. . . . .	27
3.1	Comparaison des activités spécifiques gamma ( $Bq/kg$ ) dans le sol à celle d'autres pays. *= Campus 1, ( ) = valeurs moyennes , **=Campus 2 . . . . .	42
3.2	Valeurs des paramètres radiologiques pour la santé. Activité de $^{226}Ra$ , $^{232}Th$ et $^{40}K$ dans des échantillons de sol. . . . .	52
3.3	Energies des différents radionucléides. . . . .	53

## Notations

### Acronymes

- AIEA (IAEA en anglais) : Agence Internationale de l’Energie Atomique
- UNSCEAR : “United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation”  
ou en français Comité Scientifique des Nations Unies sur les Effets des Rayonnements Ionisants
- NORM : Naturally Occurring Radioactive Material (MRN : Matières radioactives naturelles en français)
- NIM : Nuclear Instrumentation Module
- CESR : Centre d’Etude Spatiale des Rayonnements
- ANRP : Agence Nationale de RadioProtection
- ADC : Analogue to Digital Converter
- MCA : Multi- Channel Analyzer
- AEDE : Annual Effective Dose Equivalent
- GPS : Global Positionning System
- FEP : Full-Energy Peak

### Constantes et unités

- $c = 2.99792458 \cdot 10^8 m \cdot s^{-1}$  Vitesse de la lumière dans le vide ;
- $e = 1.60217653 \cdot 10^{-19} C$  Charge de l’électron ;
- $eV = 1.60217653 \cdot 10^{-19} J$  Electronvolt ;
- $h = 6.6260693 \cdot 10^{-34} J \cdot s$  Constante de Planck ;
- $k_b = 1.3806505 \cdot 10^{-23} J \cdot K^{-1}$  Constante de Boltzmann ;
- $m_e = 9.1093826 \cdot 10^{-31} kg$  Masse de l’électron ;
- $m_p = 1.67262171 \cdot 10^{-27} kg$  Masse du proton ;
- $NA = 6.0221415 \cdot 10^{23} mol^{-1}$  Nombre d’Avogadro ;
- $r_e = 2.8179403 \cdot 10^{-15} m$  Rayon classique de l’électron ;
- $\epsilon_0 = 8.854187817 \cdot 10^{-12} F \cdot m^{-1}$  Permittivité électrique du vide ;
- $\sigma = 5.670400 \cdot 10^{-8} W \cdot m^{-2} \cdot K^{-4}$  Constante de Stefan-Boltzmann ;

---

---

# Introduction

---

La présence des radioéléments dans le sol provient de deux sources principales : la radioactivité<sup>1</sup> naturelle, représentée principalement par les familles radioactives  $^{238}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  et l'élément  $^{40}\text{K}$  et par les radioéléments d'origines cosmiques. De nombreux radionucléides naturels sont présents dans le sol, l'eau, l'air et les roches terrestres. Ces radionucléides produisent un champ de rayonnement externe auquel tous les êtres humains sont exposés. La décroissance des radionucléides naturels produit un champ de rayonnement gamma-bêta qui traverse l'interface sol-air-eau pour irradier des personnes occupant le milieu ambiant.

La spectrométrie gamma offre un outil d'analyse performant pour effectuer des mesurages environnementaux. Cette méthode non destructive permet de déterminer qualitativement et quantitativement les radioéléments présents dans l'environnement et principalement les éléments naturels ainsi que leurs concentrations. Dans ce contexte, des mesures expérimentales ont été réalisées pour déterminer les radiations émises par le sol des campus 1 et 2 de l'Université de Douala. Le présent rapport est scindé en trois chapitres.

Dans le premier, nous allons présenter les bases théoriques nécessaires à la compréhension du principe de la spectrométrie gamma. Une description des différents processus d'interaction des rayonnements Gamma avec la matière ainsi que de la chaîne de mesure est faite dans ce chapitre.

Le second chapitre rend compte d'une description générale de la méthode et de l'équipement utilisés. On définira également l'activité spécifique ainsi que des paramètres radiologiques permettant d'évaluer le risque radiologique que courent les individus exposés aux rayonnements sur le site étudié.

Le dernier chapitre est une présentation des résultats obtenus et l'interprétation des différentes valeurs moyennes des activités spécifiques et des paramètres radiologiques.

---

1. Propriété qu'ont certains noyaux d'atomes de se désintégrer de manière naturelle et spontanée, pour donner un autre élément, en émettant des particules ou des rayonnements électromagnétiques. Dans ce cas la radioactivité est naturelle.

---

# GÉNÉRALITÉS SUR LA SPECTROMÉTRIE DE RAYONNEMENTS GAMMA : PRINCIPE ET UTILISATION EN ENVIRONNEMENT.

---

Ce premier chapitre présente le principe de la spectrométrie gamma et son utilisation dans le cadre de l'étude et de l'exploration environnementales. La plupart des notions abordées ici sont essentielles à la compréhension des chapitres suivants. La première section présente une introduction des notions de rayonnement gamma et de spectrométrie gamma, la deuxième rappelle les processus d'interaction entre le rayonnement  $\gamma$  et la matière [1]. La troisième section traite du fonctionnement des deux principaux types de spectromètres (semi-conducteurs et scintillateurs) et la dernière section du chapitre est spécifique aux critères utilisés pour caractériser leur performances (efficacité, résolution, sensibilité d'un détecteur).

## 1.1 Le rayonnement gamma et la spectrométrie gamma

### 1.1.1 Le rayonnement gamma

Mis en évidence par le physicien français Paul Villard en 1900, Le rayonnement  $\gamma$  se trouve à l'extrême du spectre électromagnétique, à des énergies au-delà de  $10keV$ . De même nature physique que le rayonnement X, il se distingue de ce dernier par son origine : un rayon gamma est produit par une transition nucléaire tandis qu'un rayon X est émis lors d'une transition entre couches électroniques d'un atome.

Le tableau 1.1 reprend les différentes radiations nucléaires, terme générique généralement employé pour désigner toute forme d'énergie émise lors d'un processus nucléaire : les radiations électromagnétiques, les particules chargées (principalement protons, électrons  $\beta^-$ , positrons  $\beta^+$ , mésons, particules  $\alpha$  et ions plus lourds) ou encore les particules non chargées (neutrons ou neutrinos).

$\alpha$			
Radiation	Masse au repos	charge	spin
	$4,00uma$	$2e$	$0$
$\beta^-$	$5,48.10^{-4}uma$	$e$	$1/2$
$\beta^+$	$5,48.10^{-4}uma$	$e$	$1/2$
Proton	$1.0073uma$	$e$	$1/2$
neutron	$1.0086uma$	$0$	$1/2$
$\gamma$ (photon)	/	$0$	$1$
Neutrino	/	$0$	$1/2$

TABLE 1.1 – Principaux types de radiations nucléaires [4].

Le pouvoir ionisant et la capacité à pénétrer profondément dans la matière du rayonnement  $\gamma$  font de lui un moyen d'irradiation de choix, utilisé à diverses fins :

1. traitement des tissus cancéreux (radiothérapie),
2. stérilisation de certains produits dans les domaines pharmaceutique et cosmétique,
3. ionisation des aliments pour leur conservation,
4. amélioration des plastiques ou encore
5. étude du vieillissement et de la tenue aux radiations de certains matériaux pour des applications militaires, spatiales ou nucléaires.

Comme le scanner à rayons X, des systèmes d'imagerie gamma ont été développés au cours des dernières années et sont utilisés pour rechercher des anomalies et défauts dans les pièces métalliques, pour contrôler les conteneurs. En imagerie médicale, la scintigraphie permet d'analyser la structure des tissus d'un organe dans lequel un marqueur radioactif a été injecté au préalable.

### 1.1.2 La spectrométrie gamma : Principe et applications

La spectrométrie gamma est une technique non destructive de mesure nucléaire très utilisée pour identifier et quantifier les éléments radioactifs par la mesure de l'énergie et du nombre des rayonnements gamma émis, à l'opposé de la technique utilisant un compteur Geiger qui lui ne détecte que la présence de rayonnement gamma sans pouvoir fournir une information sur la nature de la source détectée. Les mesures par spectrométrie gamma permettent de construire des spectres<sup>1</sup>. A partir de l'histogramme enregistré ou spectre, il est alors possible d'identifier différents radioéléments (analyse qualitative) et de déterminer leur concentration (analyse quantitative) dans l'échantillon étudié.

#### Principes :

Les noyaux atomiques ont une structure en niveaux d'énergie analogue à ceux des niveaux d'énergie des atomes, de sorte qu'ils peuvent émettre (ou absorber) des photons d'énergie particulière. Comme les atomes, les niveaux d'énergie particuliers des noyaux sont caractéristiques

1. Histogrammes donnant la population de photons détectés en fonction de leur énergie



de chaque espèce d'atome, de sorte que l'énergie des photons gamma émis, qui correspondent aux différences d'énergie des noyaux, peuvent être utilisés pour identifier les éléments particuliers et des isotopes. La distinction entre les rayons gamma d'énergie légèrement différente est très importante dans l'analyse de spectres qui peuvent être complexes, et la qualité d'un spectromètre est notamment caractérisée par sa résolution en énergie<sup>2</sup>.

La détection de particules comme les photons gamma est obtenue à l'aide de matériaux sensibles au dépôt d'énergie des interactions des rayons gamma.

La Figure 1.1 montre un spectre de radioactivité naturelle d'une durée de 1000 secondes enregistré au laboratoire avec un détecteur de germanium ultra-pur. Les différentes raies observées proviennent toutes directement ou indirectement de la désintégration du potassium  $^{40}\text{K}$ , de l'uranium  $^{238}\text{U}$  et du thorium  $^{234}\text{Th}$ .

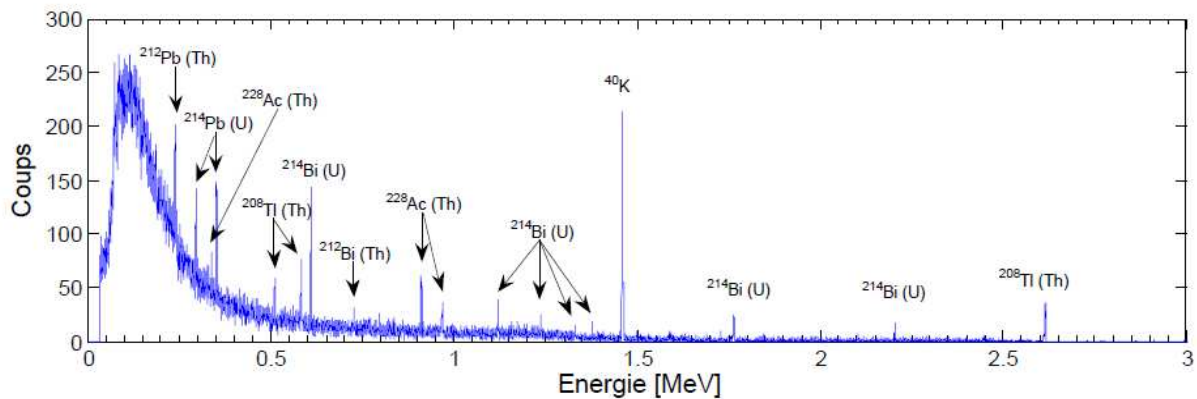


FIGURE 1.1 – Spectre gamma de 1000 s enregistré sans source de calibration avec un détecteur HPGe coaxial de  $226\text{cm}^3$  au CESR le 16 février 2005. Toutes les raies observées (ainsi que le continuum) proviennent de la désintégration des éléments K, U et Th présents dans l'environnement du détecteur (essentiellement le sol et les murs). [45]

La spectrométrie gamma est aujourd'hui utilisée pour l'identification des radioéléments dans de nombreuses applications, pas uniquement dans la physique des hautes énergies. Citons en particulier :

- La cartographie et la prospection de gisements en géophysique. Depuis les années 1970, la spectrométrie gamma est systématiquement utilisée pour la cartographie géologique et la prospection minérale [5]. La méthode repose sur la mesure des abondances absolues et relatives des radioéléments K, U et Th. Au départ utilisé exclusivement pour la recherche de gisements uranifères, la technique sert aujourd'hui à la prospection de nombreux autres minerais. Les trois radioéléments K, U et Th jouent en effet le rôle d'indicateurs géochimiques en étant associés aux éléments recherchés de manière directe (U, Th, Sn, W, Nb, Zr et terres rares) ou indirecte (minéralisation de Au, Ag, Hg, Co, Ni, Bi, Cu, Mo, Pb ou Zn).

2. Exactitude avec laquelle l'énergie de chaque photon est mesurée.

- La protection de l'environnement. la spectrométrie gamma permet d'analyser et de cartographier la pollution produite par des sites nucléaires (stockage de déchets, centrales, etc.) ou à la suite d'essais ou d'incidents nucléaires (fusion du réacteur de Tchernobyl en 1986, écrasement de la sonde soviétique Cosmos 954 à propulsion nucléaire en 1978 dans le nord du Canada).

- La datation d'échantillons. La désintégration du césium  $^{127}\text{Cs}$  ( $E = 661\text{keV}$ ,  $T_{1/2} = 30$  ans) provenant des activités nucléaires (retombées radioactives à la suite d'essais ou d'accidents depuis les années 1950) peut être utilisée pour la datation d'échantillons sur de courtes durées comme méthode de datation des vins [8].

- L'analyse non destructive de la composition chimique.

## 1.2 Interaction du rayonnement gamma avec la matière

Lorsqu'ils traversent la matière, les photons peuvent subir différents types d'interactions en fonction de leur énergie et du milieu en présence (densité, type d'atome, etc.) : l'effet photoélectrique, la production de paires électron-positron, la diffusion Compton (dite aussi inélastique ou incohérente), la diffusion Rayleigh (dite aussi élastique ou cohérente), la photodésintégration ou encore la diffusion nucléaire résonante (ou effet Mössbauer). Parmi ces processus, seuls les trois premiers sont significatifs et décrits ci-dessous.

### 1.2.1 l'Effet photoélectrique

Dans une collision photoélectrique, le photon incident cède totalement son énergie  $E$  à un électron fortement lié de l'atome cible. Le photoélectron est éjecté avec une énergie cinétique.

$$E_e = E_\gamma - Le \quad (1.1)$$

Où  $Le$  est l'énergie de liaison de l'électron dans l'atome. Le niveau d'énergie vacant (généralement dans une couche K ou L) est alors rempli à partir de niveaux supérieurs via des transitions (émissions X caractéristiques ou électrons d'Auger). La section efficace de cette interaction dépend du numéro atomique de la cible (c'est-à-dire de la taille du nuage électronique) et de l'énergie du photon incident :

$$\sigma_{EP} = C \cdot \frac{Z^4}{E_\gamma^3} \quad (1.2)$$

où  $C$  est une constante.

L'effet photoélectrique est prépondérant pour les rayons  $\gamma$  de basse énergie ( $E \leq 0.2\text{MeV}$ ).

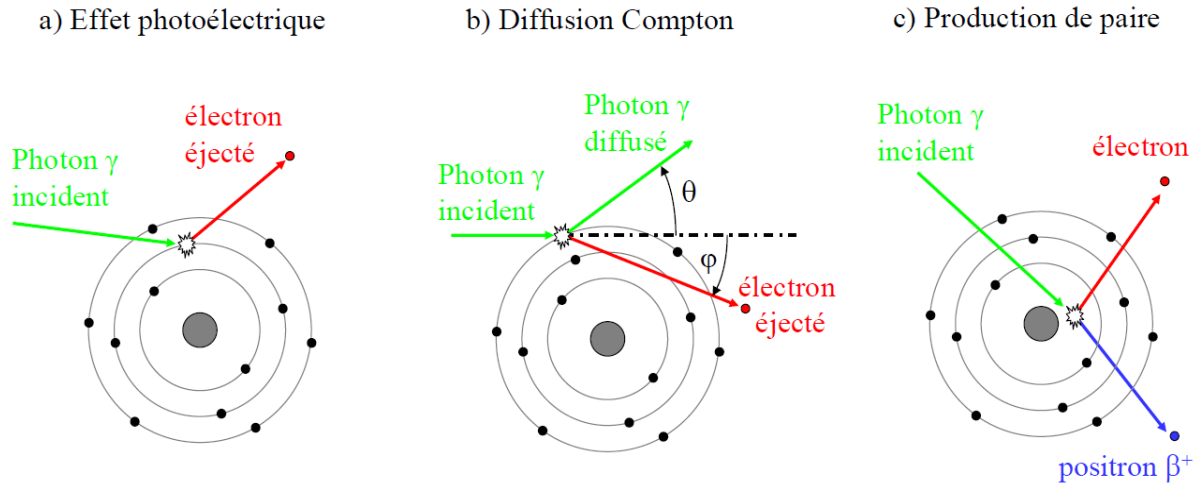


FIGURE 1.2 – Principales interactions des photons gamma avec la matière. (source : [www.physics.nist.gov](http://www.physics.nist.gov))

### 1.2.2 La diffusion compton

Il s'agit de l'interaction d'un photon d'énergie  $E$  avec un électron libre ou peu lié (énergie de liaison  $Le \ll E_\gamma$ ). L'interaction, bien qu'inélastique au sens strict, peut être décrite comme une collision élastique (Figure 1.2 b), où l'électron recule avec une énergie cinétique  $E_e$  et le photon gamma est diffusé avec une énergie  $E'_\gamma$ . Les deux grandeurs  $E'_\gamma$  et  $E_e = E_\gamma - E'_\gamma$  peuvent se calculer par les relations de conservation :

$$E'_\gamma = \frac{E_\gamma}{1 + \frac{E_\gamma}{m_e c^2} (1 - \cos\theta)} \quad (1.3)$$

Où  $m_e$  est la masse au repos de l'électron ( $m_e c^2 = 511 \text{keV}$ ) et  $\theta$  l'angle de diffusion du photon gamma, mesuré par rapport à sa direction d'incidence. La probabilité pour un photon de subir une diffusion Compton augmente linéairement avec le nombre  $Z$  d'électrons disponibles par atome cible. Pour un traitement complet, et pour avoir des sections efficaces théoriques, il faut utiliser pour l'électron la théorie relativiste de Dirac et les équations de Klein et Nishina. La section efficace de diffusion Compton est décrite par l'équation différentielle suivante :

$$\frac{d\sigma_e}{d\Omega} = \frac{r_e^2}{2} \cdot \frac{1}{[1 + \gamma(1 - \cos\theta)]^2} \cdot \left( 1 + \cos^2\theta + \frac{\gamma^2(1 - \cos\theta)^2}{1 + \gamma(1 - \cos\theta)} \right) \quad (1.4)$$

Où  $r_e$  est le rayon classique de l'électron. Cette section efficace intégrée, donne :

$$\sigma_e = 2\pi \cdot r_e^2 \left\{ \frac{1 + \gamma}{\gamma^2} \left[ \frac{2(1 + \gamma)}{1 + 2\gamma} - \frac{1}{\gamma} \ln(1 + 2\gamma) \right] + \frac{1}{2\gamma} \ln(1 + 2\gamma) - \frac{1 + 3\gamma}{(1 + 2\gamma)^2} \right\} \quad (1.5)$$

### 1.2.3 La production de paire

Dans un champ électrique comme celui d'un noyau atomique, un photon gamma peut être totalement absorbé et son énergie partiellement réémise sous forme d'une paire électron-positron.

Cette conversion requiert que l'énergie  $E$  du photon incident soit supérieure au seuil de  $2m_e c^2 = 1022 \text{ keV}$ . L'énergie résiduelle  $E - 1022 \text{ keV}$  se retrouve sous forme d'énergie cinétique répartie entre les deux particules. La section efficace de ce processus  $\sigma_{PP}$  augmente proportionnellement avec le carré du nombre atomique  $Z$  et avec l'énergie  $E_\gamma$  du photon incident.

#### Section efficace d'interaction et coefficient d'atténuation

La probabilité pour un photon incident de déposer partiellement ou totalement son énergie dans la matière par un processus donné peut être exprimée par une section efficace atomique exprimée en  $\text{cm}^2$  ou en barns. La probabilité totale pour qu'un photon d'énergie donnée soit absorbé par un atome peut être exprimée par la somme des sections efficaces  $\sigma_{EP}$ ,  $\sigma_{DC}$  et  $\sigma_{PP}$  définies pour chaque processus d'interaction (respectivement l'effet photoélectrique, la diffusion Compton et la production de paire) :

$$\sigma = \sigma_{EP} + \sigma_{DC} + \sigma_{PP} \quad (1.6)$$

La probabilité d'interaction du photon peut aussi être exprimée macroscopiquement par le coefficient d'atténuation linéaire,  $\mu$  (en  $\text{cm}^{-1}$ ), produit de la section efficace par la densité atomique  $n_a$  (en  $\text{cm}^{-3}$ ) :

$$\mu = \sigma \cdot n_a = \sigma \frac{(\rho \cdot N_A)}{M_{mol}} \quad (1.7)$$

(avec de même  $\mu = \mu_{EP} + \mu_{DC} + \mu_{PP}$ ) Où  $\rho$  et  $M_{mol}$  sont la masse volumique et la masse molaire du matériau considéré et  $N_A$  le Nombre d'Avogadro.

Notons qu'il est également pratique de définir un coefficient d'atténuation massique  $\mu' = \frac{\mu}{\rho}$  exprimé en  $\text{cm}^2/\text{g}$ . La Figure 1.3 illustre le détail des principales contributions dans le coefficient d'atténuation massique des photons dans le cas du germanium.

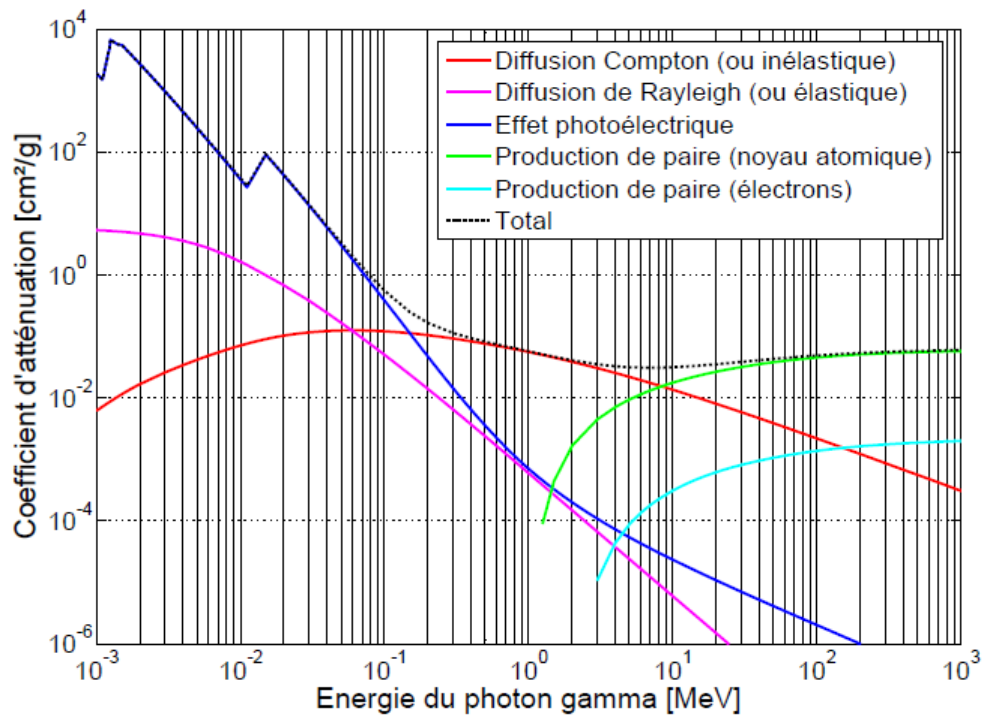


FIGURE 1.3 – Atténuation des photons  $\gamma$  dans le germanium (source : [www.physics.nist.gov](http://www.physics.nist.gov)).

Considérant un faisceau parallèle de photons incidents sur un matériau d'épaisseur  $x$  (en mm), la relation entre le flux transmis et le flux incident est une simple loi d'atténuation exponentielle :

$$I(x) = I_0 \cdot e^{-\mu \cdot x} \quad (1.8)$$

On appelle longueur d'atténuation, notée  $x_{1/2}(E)$  (en cm), l'épaisseur de matériau telle que le flux de photons transmis est divisé par deux par rapport au flux incident :

$$x_{1/2} = \frac{\ln 2}{\mu} = \frac{0.693}{\mu} \quad (1.9)$$

D'après cette relation, la longueur d'atténuation dans le germanium est de 0,4mm à 50 keV et de 4 cm à 8 MeV. Ainsi, pour pouvoir détecter avec une statistique raisonnable des photons ayant une énergie de plusieurs MeV, un détecteur à base de germanium devra avoir typiquement une épaisseur de plusieurs centimètres.

Dans le cas d'un milieu contenant plusieurs éléments chimiques ayant une distribution homogène, le coefficient d'atténuation total est la somme des coefficients  $\mu$  des différents éléments :

$$\begin{aligned} \mu &= \sum_i \mu_i \\ \mu' &= \sum w_i \mu_i' \end{aligned} \quad (1.10)$$

avec  $w_i = \frac{\rho_i}{\rho}$

## 1.3 Fonctionnement des spectromètres gamma

Le principe de la détection d'un photon gamma repose sur la mesure de l'énergie qu'il a cédée (partiellement ou totalement) au matériau sensible via un des mécanismes d'ionisation considérés précédemment. Cette section présente les deux principaux types de détecteurs utilisés en spectrométrie gamma dans le domaine d'énergie de quelque keV à 10 MeV : les scintillateurs et les semi-conducteurs. Un aperçu général est également donné de la chaîne électronique permettant de traiter le signal, de l'impulsion électrique générée dans la partie sensible à l'acquisition du spectre gamma.

### 1.3.1 Les semi-conducteurs

Dans un solide cristallin, les électrons ne peuvent occuper que des niveaux d'énergie situés à l'intérieur de bandes permises comme les bandes de valence et de conduction. Par définition, le passage des électrons de la bande de valence à celle de conduction est systématique pour un conducteur et impossible pour un isolant ; dans le cas intermédiaire, dit semi-conducteur, cette transition n'a lieu que suite à une excitation (agitation thermique ou particule ionisante). L'écart entre bandes de valence et de conduction, noté  $E_g$ , est typiquement de l'ordre de l'électronvolt pour un semi-conducteur.

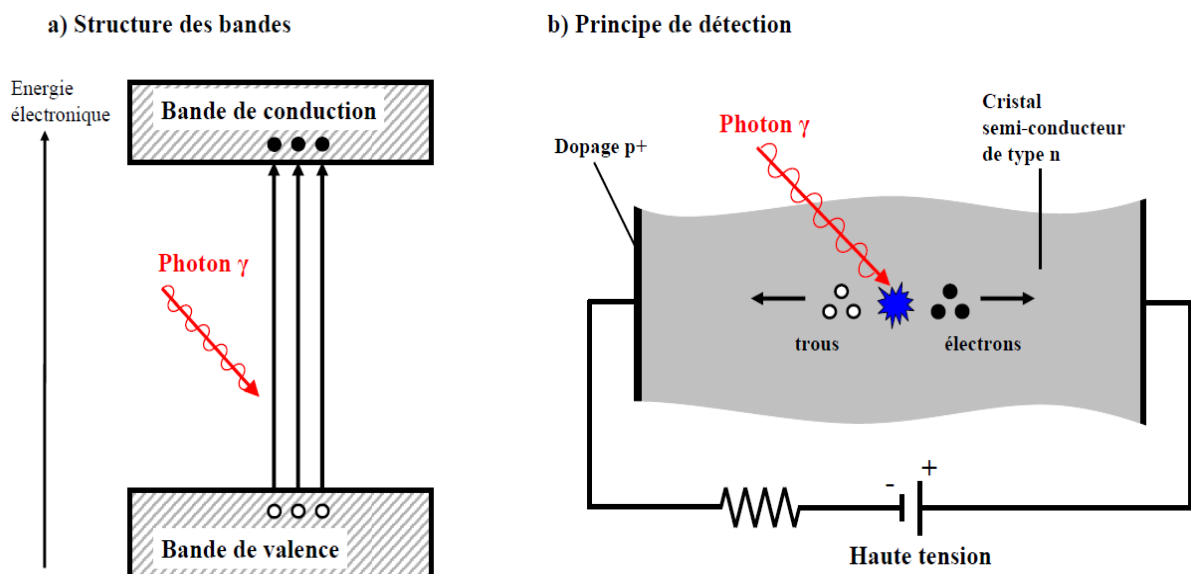


FIGURE 1.4 – Principe du semi-conducteur : structure des bandes et fonctionnement. [45]

Si un champ électrique est appliqué dans le semi-conducteur, les électrons présents dans la bande de conduction (et les trous correspondants dans la bande de valence) deviennent mobiles et créent un courant. Le dépôt d'une quantité d'énergie  $E$  par un rayonnement ionisant peut se traduire par la création d'un nombre proportionnel de paires électrons-trous :

$$N_{eh} = \frac{E_{\gamma}}{W_{eh}} \quad (1.11)$$

Où  $W_{eh}$  est l'énergie nécessaire pour créer une paire électron-trou. Afin de drainer les porteurs de charge jusqu'aux bornes du semi-conducteur (électrodes de collecte) sans recombinaison, il est nécessaire de former une zone désertée de tout porteur libre. Ce type de zone, dite zone de déplétion, est obtenue avec les semi-conducteurs par une polarisation inverse des jonctions PN ou PIN.

Le Tableau 1.2 liste les principales propriétés des semi-conducteurs les plus couramment utilisés. Parmi ceux-ci, le germanium possède la bande interdite la plus étroite et permet de créer le plus grand nombre de porteurs de charge pour un dépôt d'énergie donné, minimisant ainsi la fluctuation statistique dans la mesure. Par ailleurs, seul le germanium peut être utilisé avec des volumes importants (plusieurs dizaines de  $cm^3$ ). Sa densité et son nombre atomique élevés en font le semi-conducteur le plus approprié pour la détection des rayonnements ionisants dans une plage d'énergie allant de la dizaine de keV à la dizaine de MeV. Notons que les semi-conducteurs composés comme CdTe, CdZnTe ou AsGa sont utilisés plus spécifiquement pour la détection de rayonnement X de haute énergie (ou gamma de basse énergie).

Matériau	Si	Ge	AsGa	CdTe	HgI <sub>2</sub>
Nombre atomique Z	14	32	31,33	48.52	80.53
Masse volumique $\rho$ ( $g/cm^3$ )	2,33	5,32	5,328	6.06	6.3
Longueur d'atténuation $x_{1/2}$ (cm) à 662 keV	3,83	1,83	1,82	1.50	1.20
Énergie de la bande interdite $E_g$ (eV)	1,12	0,66	1,424	1.56	2.13
Énergie par électron-trou $W_{eh}$	3,61	2,98	4,8	4.43	4.22
Masse effective des électrons $m_e^*/m_e$	0,26	0,12	0,067	0.11	0.002
Masse effective des trous $m_h^*/m_e$	0,36	0,21	0,45	0.40	0.6
Mobilité des électrons $\mu_s$ ( $cm^2/V/s$ )	1500	3900	8500	1050	15000
Mobilité des trous $\mu_h$ ( $cm^2/V/s$ )	450	1900	400	100	8000

TABLE 1.2 – Propriétés des matériaux semi-conducteurs [14].

Toutes les valeurs indiquées correspondent à la température ambiante (300°K), à l'exception du germanium pour lequel T=80°K.

La mesure avec plus grande précision de l'énergie de la particule incidente due à la faible largeur de la bande interdite requiert cependant une température de fonctionnement suffisamment basse afin de minimiser les effets dus à l'agitation thermique comme le bruit sur le signal et l'augmentation du courant de fuite. Dans le cas d'un semi-conducteur intrinsèque, la concentration d'électrons dans la bande de conduction (ou de trous dans la bande de valence) peut s'exprimer en fonction de la température du matériau et de ses propriétés [3] :

$$n_{eh} = \frac{N_{eh}}{V} = 2 \left( \frac{k_B \cdot T}{2\pi \cdot \hbar^2} \right)^2 (m_e^* \cdot m_h^*)^{3/4} \cdot \exp\left[-\frac{E_g}{2 \cdot k_B \cdot T}\right] \quad (1.12)$$

La figure 1.4 illustre la variation de la densité d'électrons dans la bande de conduction (ou de trous dans la bande de valence) avec la température du semi-conducteur et en absence de champ



électrique. Cette densité d'électrons dans un semi-conducteur augmente avec la température pour atteindre une valeur comparable à celle des métaux ( $n_{eh} \approx 10^{21} \text{ cm}^{-3}$ ). On note cependant des différences entre semi-conducteurs : si la densité de porteurs est de l'ordre de  $10^9 \text{ cm}^{-3}$  dans le cas du silicium à température ambiante, elle est de  $10^{12} \text{ cm}^{-3}$  pour le germanium. La température de fonctionnement d'un semi-conducteur sera fonction de :

- type de matériau,
- volume sensible
- niveau de bruit (ou de courant de fuite) accepté.

Dans le cas d'un détecteur de germanium de  $100 \text{ cm}^3$ , un dépôt d'énergie ionisante de 1 keV génère en moyenne 3,3 paires électrons-trous par  $\text{cm}^3$ . D'après la Figure 1.5, il apparaît nécessaire de refroidir un tel détecteur à moins de  $100^\circ\text{K}$  pour avoir un rapport signal/bruit suffisant.

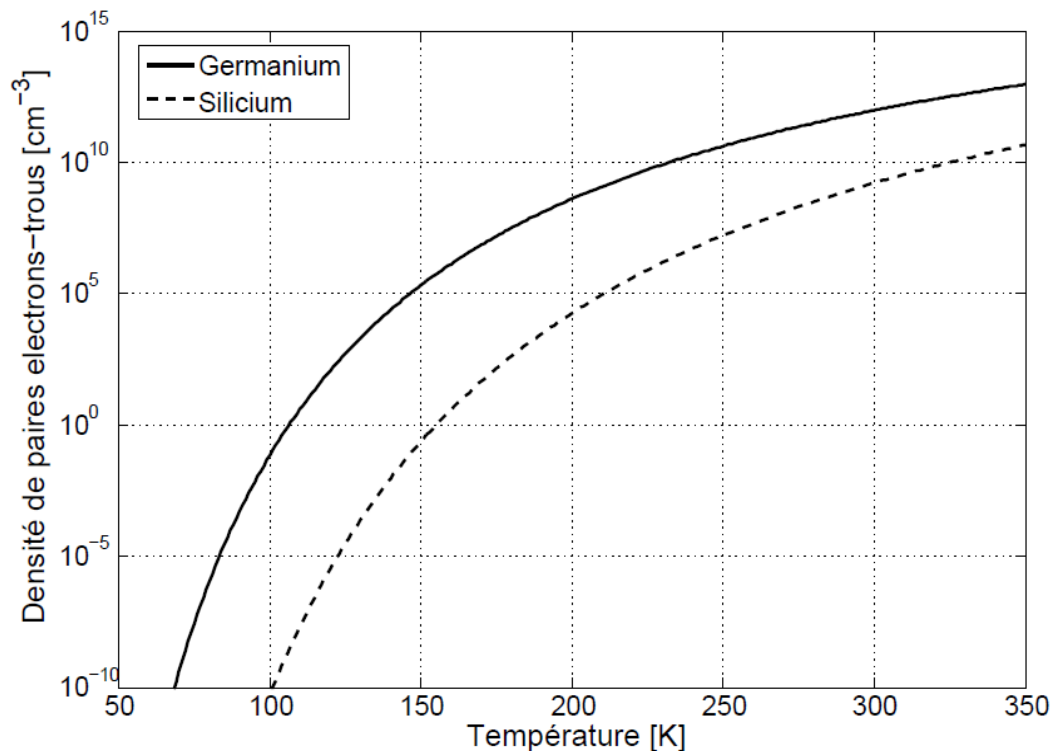


FIGURE 1.5 – Densité intrinsèque de porteurs de charge en fonction de la température pour les semi-conducteurs Ge et Si. [32]

Même si la température du semi-conducteur est suffisamment basse pour que les fluctuations dues à l'agitation thermique soient négligeables par rapport au signal utile, ce dernier reste sujet aux fluctuations de type statistique. L'énergie  $E_\gamma$  déposée par une radiation ionisante dans le cristal semi-conducteur sert d'une part à briser des liaisons covalentes et d'autre part à exciter des modes de vibration (ou à créer des phonons) dans le réseau cristallin. Il existe une fluctuation statistique pour laquelle la variance  $\sigma^2_{N_{eh}}$  sur le nombre de paires électrons-trous est donnée par la distribution de Poisson



$$\sigma_{Neh} = F.N_{eh} \quad (1.13)$$

Où  $F$ , appelé facteur de Fano [19], mesure l'importance relative entre les deux modes de transfert d'énergie et varie entre 0 pour les ruptures de liaisons et 1 pour les modes de vibration.

Une description plus approfondie des détecteurs de germanium ultra-pur, de type n et de géométrie coaxiale sera donnée dans la dernière section de ce chapitre

### 1.3.2 les scintillateurs

La scintillation est un phénomène de fluorescence consistant en l'émission prompte ou retardée de photons visibles (voire infrarouges ou ultraviolets) dans un matériau excité par un photon gamma ou une particule énergétique. Les matériaux scintillateurs sont généralement séparés en deux catégories :

- les scintillateurs organiques (sous forme cristalline, plastique ou en solution liquide)
- et les scintillateurs inorganiques utilisés sous forme de mono-cristaux.

Les premiers, caractérisés par une réponse très rapide, sont généralement utilisés pour la spectrométrie  $\gamma$  et la détection de neutrons tandis que les seconds, possédant un rendement lumineux élevé et une meilleure efficacité (densité et nombre atomique  $Z$  élevés), sont préférés pour la spectroscopie gamma.

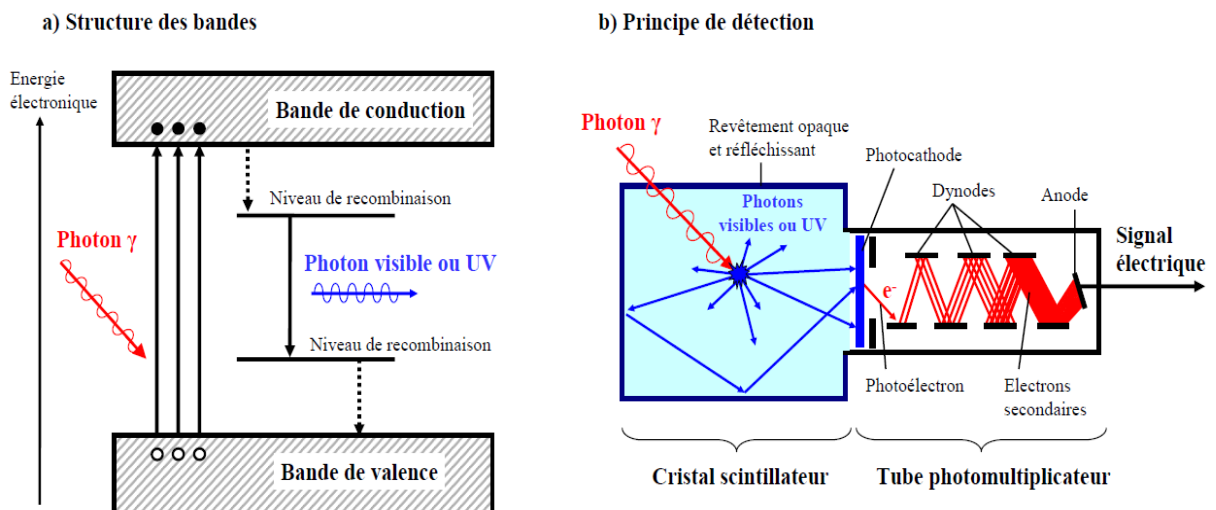


FIGURE 1.6 – Principe du scintillateur : structure des bandes et fonctionnement. [28]

Tout comme pour les semi-conducteurs, la théorie des bandes des solides cristallins peut être utilisée pour expliquer la scintillation des cristaux inorganiques (Figure 1.6). L'absorption d'un photon gamma génère un électron primaire très énergétique et une vacance dans une couche profonde de la structure électronique. La présence dans le cristal d'une espèce dite luminescente introduit des niveaux d'énergie dans la bande interdite qui permettent la désexcitation par l'émission de photons visibles ou ultraviolets. Notons que l'espèce luminescente est généralement un ion dopant dans le cristal (scintillateur extrinsèque) comme dans le cas du  $\text{NaI} : \text{Tl}$  ou,

plus rarement, un constituant du cristal (scintillateur intrinsèque ou auto-activé) comme dans le cas du BGO. Pour constituer un système de détection, le cristal scintillateur doit être couplé à un dispositif sensible permettant de collecter les photons de scintillation. Ce dispositif, généralement un tube photomultiplicateur (Figure 1.6) ou une photodiode, doit avoir une excellente sensibilité dans la plage de longueurs d'onde d'émission du scintillateur. Le cristal scintillateur doit être recouvert d'un revêtement réfléchissant les photons de scintillation et empêchant l'entrée de lumière extérieure.

Matériau	NaI :Tl	CsI :Tl	BGO	LaCs :Ce
Dopage				10%Ce
Nombre atomique effectif $Z_{eff}$	51	54	75	59,5
Masse volumique $\rho(g/cm^3)$	3,67	4,51	7,13	3,86
Longueur d'atténuation $x_{1/2}$ (cm) à 662 keV	2,5	2,0	1,0	2,4
Pic d'émission $\lambda_{max}$ (nm)	415	550	505	350430
Indice de réfraction $n(\lambda_{max})$	1,85	1,79	2,15	1,9
Rendement lumineux ( $ph/MeV$ )	38000	64800	8200	50000
Résolution intrinsèque $\Delta E/E$	Oui	Légère	Non	Oui
Mobilité des trous $\mu_h(cm^2/V/s)$	5,9%	3,8%	11,3%	1,4%

TABLE 1.3 – Propriétés des principaux (ou nouveaux) scintillateurs inorganiques utilisés en spectrométrie gamma. [14]

### 1.3.3 Chaîne de mesure : du photon détecté au signal numérique

Comme il a été vu précédemment, les semi-conducteurs et les scintillateurs se distinguent par la conversion de l'énergie libérée par le photon gamma incident. Dans un cas comme dans l'autre, il s'agit de collecter, au moyen d'une haute tension, une quantité de charges électriques proportionnelle à l'énergie déposée par le photon. La Figure 1.7 présente la chaîne de traitement de ce signal dans le cas d'un spectromètre semi-conducteur de type HPGe. Comme l'indique la figure, le cristal de germanium peut être assimilé à une diode du point de vue électrique : il s'agit en effet d'une jonction PIN polarisée en inverse, caractérisée comme toute autre diode par un courant de fuite, une résistance, etc. Notons que le fonctionnement de la chaîne de détection pour un scintillateur est tout à fait similaire à celui présenté à la Figure 1.7.

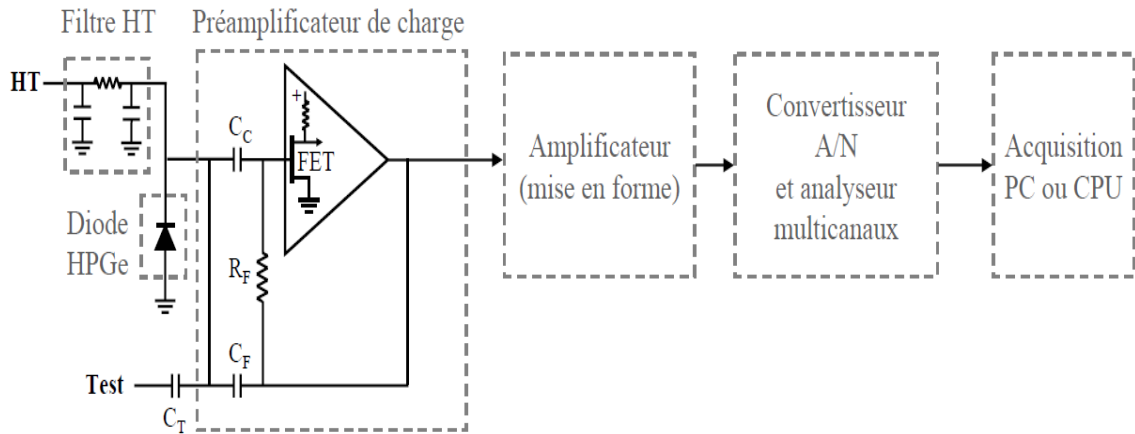


FIGURE 1.7 – Schéma de la chaîne électronique et traitement du signal pour un spectromètre gamma de type HPGe. [45]

Les porteurs de charge sont collectés par un préamplificateur de charge dont les fonctions essentielles sont la conversion de la charge en tension électrique, l'amplification du signal et sa mise en forme. L'amplitude du signal en tension généré en sortie du préamplificateur est donné par :

$$V_{out} = \frac{Q}{C_F} = \frac{1}{C_F} \cdot \frac{E_\gamma \cdot \varepsilon}{W_{eh}} \quad (1.14)$$

Où  $C_F$  (en Farad) est la capacité de contre-réaction et  $Q$  (en Coulombs) la quantité de charges libérées par le semi-conducteur ou le photomultiplicateur (voire la photodiode) dans le cas d'un scintillateur. Le niveau de sensibilité sur la tension de sortie du préamplificateur varie généralement de  $0.01$  à  $10\text{mV/keV}$ . Le niveau de bruit généré varie quant à lui de  $0.1\text{keV}$  à  $1\text{keV}$  selon que le préamplificateur est refroidi ou non. Le préamplificateur de charge constitue un élément important dans la chaîne de détection car il conditionne généralement les performances de l'ensemble. Outre le bruit, les paramètres de linéarité et de stabilité (en fonction de la température) sont importants. Le signal en tension est ensuite traité par l'amplificateur principal (ou amplificateur de mise en forme) où il est mis en forme et amplifié de manière à optimiser le rapport  $S/B$ . La mise en forme du signal se fait avec au minimum une différenciation et une intégration et résulte en une impulsion courte en comparaison au temps de descente du préamplificateur. L'amplificateur doit répondre aux mêmes exigences que celles requises pour le préamplificateur en ce qui concerne le bruit, la linéarité et la stabilité. L'analyse de l'amplitude de l'impulsion est effectuée par un analyseur multicanaux. Le choix du nombre de canaux nécessaire pour l'acquisition dépend de la résolution du détecteur et de la plage d'énergie que l'on désire analyser. Pour un détecteur de germanium, la haute résolution en énergie requiert généralement un codage sur 13 bits (8192 canaux) ou 14 bits (16384 canaux) pour couvrir une plage de  $0$  à  $8\text{ MeV}$ . Associé à l'analyseur, un processeur (PC d'acquisition) enregistre l'événement en incrémentant le canal correspondant. Le spectre ainsi collecté est analysé directement (acquisition en laboratoire) ou subit une phase de compression et de transmission (mesure en or-

bite). Il s'agit pour l'utilisateur de calibrer le spectre en énergie (conversion canal-énergie), soit à partir de raies présentes dans le spectre, soit à partir d'une loi de calibration préétablie. Notons enfin qu'à côté de la chaîne qui vient d'être décrite, il existe une série de mesures permettant de contrôler les performances du détecteur. Dans le cas d'un détecteur de germanium, il s'agit en particulier de mesurer la température et le courant de fuite de la diode afin d'étalonner la réponse de la chaîne électronique en générant un signal test simulant une impulsion provenant du semi-conducteur

## 1.4 Caractérisation des performances d'un spectromètre

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

### 1.4.1 Réponse d'un détecteur à une source ponctuelle mono-énergétique

La Figure 1.8 illustre la réponse simulée d'un spectromètre semi-conducteur à base de germanium ultra-pur (ou HPGe pour High-Purity Germanium) dans le cas d'une source de rayons ponctuelle et mono-énergétique de 4 MeV. La géométrie de simulation (dimension du détecteur et position de la source) est présentée sur la partie gauche de la figure. Le spectre illustré représente le nombre de coups collectés par canal en fonction de l'énergie, la largeur des canaux étant de 1 keV. Pour être vraiment représentatif d'une mesure expérimentale, le spectre simulé devrait prendre en compte l'effet de résolution (élargissement des pics).

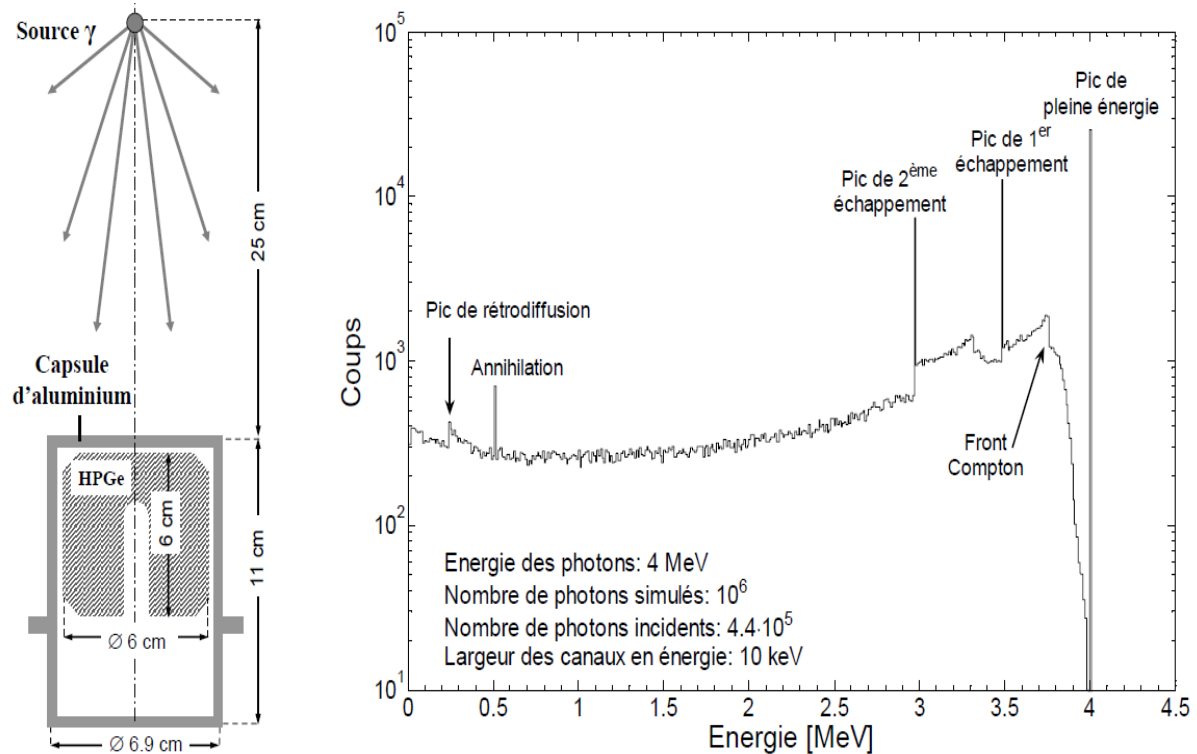


FIGURE 1.8 – Spectre simulé pour un détecteur HPGe coaxial de 6 cm de hauteur et de diamètre, exposé à une source ponctuelle de photons gamma de 4 MeV.

Plusieurs structures particulières peuvent être observées dans le spectre et correspondent à une combinaison des trois processus d'interaction décrits à la section 1.2 (effet photoélectrique, diffusion Compton et production de paire) :

- Le pic de pleine énergie à l'énergie  $E_{PPE} = E_\gamma$  est la signature des photons ayant déposé totalement leur énergie dans la partie sensible du détecteur, soit par effet photoélectrique, soit par une combinaison des trois processus.

- Le continuum Compton correspond aux photons ayant déposé partiellement leur énergie dans le détecteur via une diffusion Compton. Ce continuum s'étend de 0 keV à une énergie maximale, appelée front Compton, correspondant à la rétrodiffusion du photon (angle de diffusion  $\theta = 180^\circ$ ) :

$$E_{FC} = E_\gamma - \frac{2.E_\gamma.m_e.c^2}{2.E_\gamma + m_e.c^2} \quad (1.15)$$

- Les pics de premier et second échappements, positionnés respectivement aux énergies  $E_{P1E} = E_\gamma - 511\text{keV}$  et  $E_{P2E} = E_\gamma - 1022\text{keV}$ , correspondent au cas où le photon primaire a subi une matérialisation en une paire électron-positron. Étant donné leur faible parcours, les deux particules sont arrêtées dans la matière du détecteur, déposant leur énergie cinétique. L'annihilation du positron qui s'ensuit donne naissance à deux photons de 511 keV pouvant être collectés ou non. Le dépôt total d'énergie dans le détecteur sera respectivement égal à  $E_\gamma$ ,  $E_\gamma - 511\text{keV}$  ou  $E_\gamma - 1022\text{keV}$  si les deux photons sont collectés, si un seul est collecté ou si aucun des deux n'est collecté.

-Le pic d'annihilation des positrons, positionné à une énergie  $E = 511keV$ , correspond à la détection d'un photon provenant de l'annihilation d'un positron dans un élément autre que la tête de détection, comme la capsule entourant le cristal, etc.

## 1.4.2 Efficacité de détection

### Cas d'une source ponctuelle à distance finie

L'efficacité absolue d'un détecteur, notée  $\varepsilon$ , est le rapport du nombre de coups mesurés dans le pic de pleine énergie,  $N_S$ , au nombre total de photons émis depuis la source en direction du détecteur,  $N_\gamma$ . Cette efficacité absolue varie en fonction de l'énergie et peut être exprimée comme suit :

$$\varepsilon(E) = \frac{N_S}{N_\gamma} = \frac{4\pi \cdot N_S}{I_\gamma \cdot \Omega_d \cdot \Delta t} \quad (1.16)$$

Où  $\Omega_d$  est l'angle solide du détecteur vu depuis la source et  $I_\gamma$  (en photons/s) est l'intensité de la source, liée à l'activité A (en Becquerel) et au rendement Y (en %) par la relation :

$$I_\gamma = A \cdot Y_\gamma \quad (1.17)$$

La notion d'efficacité absolue, définie par rapport au pic de pleine énergie, peut être étendue aux autres structures observées dans le spectre. Les efficacités totale, du pic de premier échappement et du pic de second échappement sont ainsi définies respectivement comme le rapport du nombre total de coups, du nombre de coups dans le pic de premier échappement et du nombre de coups dans le pic de second échappement au nombre de photons incidents sur le détecteur. La Figure 1.9 illustre la variation de ces efficacités en fonction de l'énergie pour un HPGe coaxial de 60 mm de diamètre et de hauteur dans sa capsule d'aluminium.

Il est également d'usage de définir l'efficacité relative d'un détecteur, notée  $\varepsilon_{rel}$  (en %, définie par rapport à l'efficacité absolue d'un détecteur de  $NaI : Tl$  cylindrique de 3 pouces (76 mm  $\times$  76 mm) et mesurée dans des conditions bien précises : source ponctuelle placée sur l'axe de symétrie du détecteur et à 25 cm de celui-ci. L'efficacité relative à une énergie de 1.33MeV est alors donnée par :

$$\varepsilon_{rel} = \frac{N_S}{I_{60CO} \cdot 4\pi \cdot \Delta t \cdot 1,2 \cdot 10^{-3}} \quad (1.18)$$

## 1.4.3 Résolution en énergie

La résolution en énergie mesure la capacité d'un détecteur à séparer les raies dans le spectre. La résolution FWHM,  $\delta E$  (exprimée en keV), est la pleine largeur du pic mesurée à mi-hauteur (Figure 1.9).

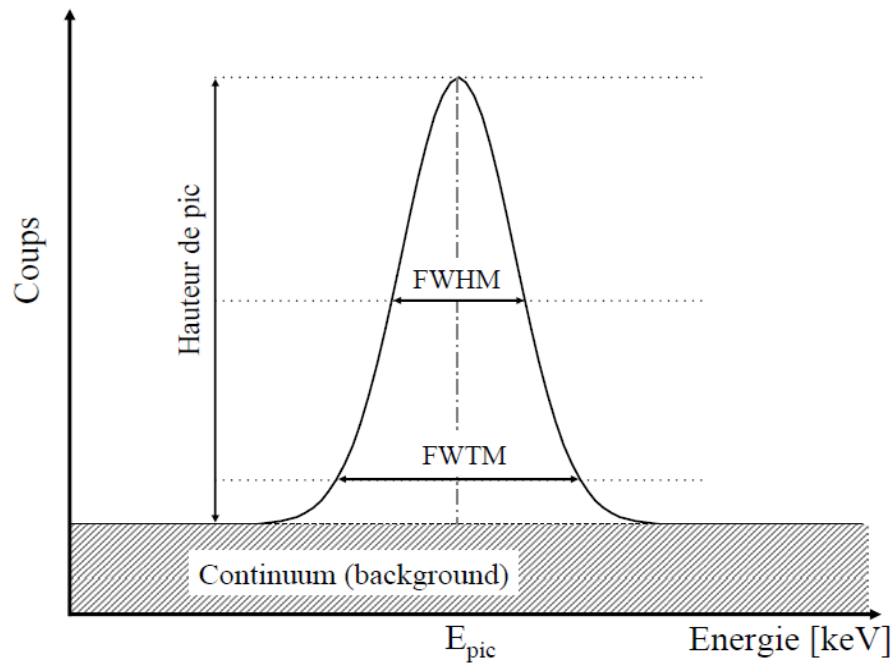


FIGURE 1.9 – : Définition de la résolution pour un pic parfaitement gaussien

Dans le cas idéal, la forme du pic est parfaitement gaussienne, et la résolution est liée à l'écart-type  $\delta(E)$  de la distribution par la relation

$$\delta(E) = \sqrt{8\ln 2} \cdot \sigma_E \quad (1.19)$$

Notons qu'il est d'usage de définir une résolution relative  $R$  (exprimée en %) comme étant le rapport de la résolution "FWHM" à l'énergie du pic :

$$R(E) = \frac{\delta(E)}{E} \quad (1.20)$$

Tout comme l'efficacité, la résolution  $\delta(E)$  varie avec l'énergie des photons gamma. Que ce soit pour les scintillateurs ou les semi-conducteurs, la résolution est la somme de plusieurs contributions comme la fluctuation statistique, le bruit de l'électronique, la dispersion dans la collecte des charges (semi-conducteur) ou des photons (scintillateur), etc.

# MATÉRIELS ET MÉTHODES

---

Ce chapitre est consacré à la description du matériel utilisé dans notre travail (spectromètre gamma ou chaîne de mesure, le logiciel de spectrométrie utilisé et même les échantillons) d'une part, et d'autre part à la présentation des méthodes d'analyse. Cette partie est nécessaire à la compréhension de toutes les étapes respectées pendant l'expérience, car l'expérimentateur doit être à même de palier aux difficultés simples survenues lors d'une analyse ou même de vérifier dans la mesure du possible par calcul ses résultats.

## 2.1 Description du matériel

### 2.1.1 Présentation du site

Les prélèvements ont été faits sur les sites des campus I et II de l'Université de Douala-Cameroun, ( $04^{\circ} 03' 14.8''$  -  $04^{\circ} 03' 29.7''$  N and  $09^{\circ} 44' 00.1''$  -  $09^{\circ} 44' 45.2''$  W). Ces deux sites faisant l'objet de notre étude sont situés dans la zone de Douala-Bassa, zone constituée de roches sédimentaires formées depuis le tertiaire et le quaternaire (Figure 2.1). Les roches sédimentaires trouvées dans la zone de Douala-Bassa (en dehors du bassin de Douala) sont pauvres en sable et en grès et sont en toute saison lessivées progressivement par érosion du calcaire et des schistes constituant la majeure partie des sols du site. Les sols de la zone ont une coloration qui varie du jaune au brun (marron). [6]



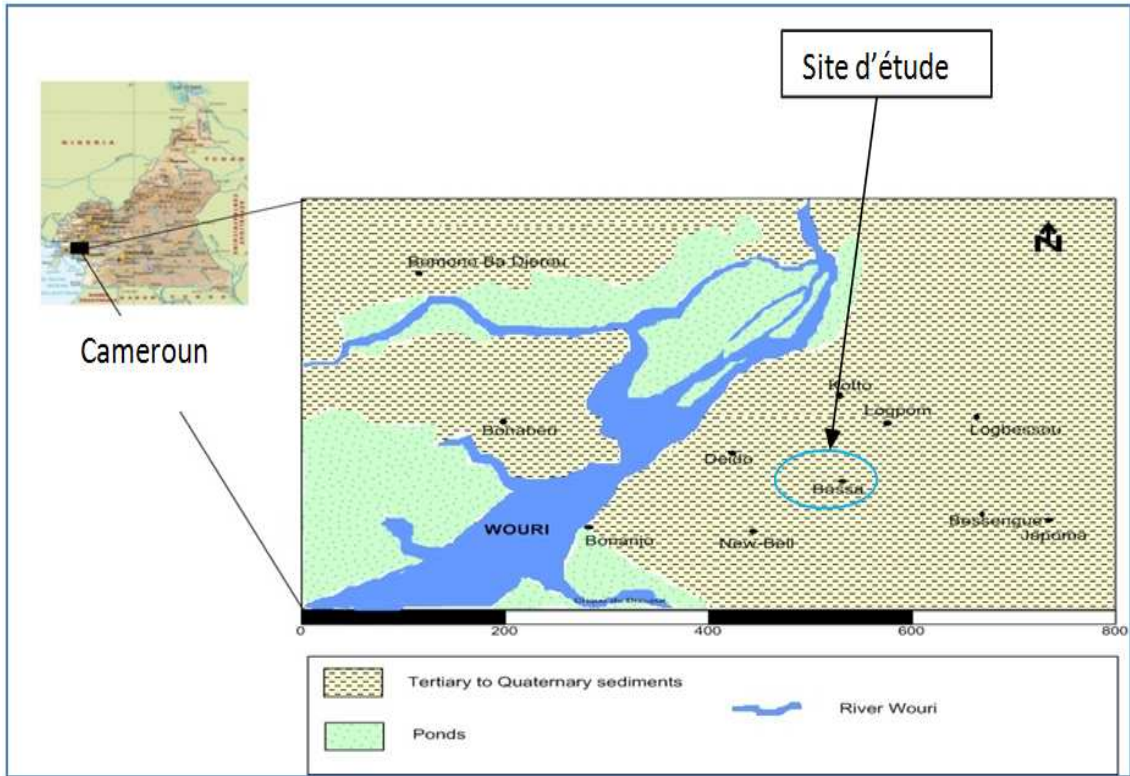


FIGURE 2.1 – Zone d'étude



FIGURE 2.2 – Extension du site du campus 2 où onze des dix-huit échantillons ont été prélevé (Source : <http://www.univ-douala.com>).

### 2.1.2 Mode de prélèvement

Les dix-huit (18) échantillons faisant l'objet de notre étude ont été prélevés au hasard sur les deux campus de l'Université de Douala (sept (07) prélèvements au sein du campus 1 ESSEC situé à Ange-Raphaël et onze (11) au sein du campus 2 ; de la Faculté des Sciences de l'ENSET (Ecole Normale Supérieure d'Enseignement Technique de Douala) et de l'IUT (Institut Universitaire de Technologie) localisé à Ndong-Bong Douala-Bassa . Les pentes et les surfaces verticales ont été raclées pour enlever les sols neufs, ceci dans le but de minimiser les effets de contamination (migration, interférences) dus au sol barbouillé. Chaque échantillon final des dix-huit est un mélange de cinq prélèvements sur un site de 2.5m x 2.5m séparé l'un de l'autre de 300 m pour s'assurer une bonne étude du site et pour observer la variation de la radioactivité terrestre locale. Chaque point de prélèvement a été marqué à l'aide d'un GPS ("global positioning system") (voir Tableau 2.1).

sites	N° prélèvement	Latitude	Longitude
Campus 1	UD01	04°03'20.8"N	09°43'57.6"W
	UD02	04°03'25.1"N	09°44'00.1"W
	UD03	04°03'22.6"N	09°44'07.1"W
	UD04	04°03'19.7"N	09°44'04.1"W
	UD05	04°03'17.2"N	09°44'02.9"W
	UD06	04°03'14.8"N	09°44'08.0"W
	UD07	04°03'16.7"N	09°44'11.0"W
Campus 2	UD08	04°03'29.7"N	09°44'26.5"W
	UD09	04°03'31.0"N	09°44'30.3"W
	UD10	04°03'22.0"N	09°44'30.0"W
	UD11	04°03'25.1"N	09°44'36.8"W
	UD12	04°03'21.5"N	09°44'39.0"W
	UD13	04°03'16.5"N	09°44'39.8"W
	UD14	04°03'18.4"N	09°44'37.5"W
	UD15	04°03'16.8"N	09°44'35.5"W
	UD16	04°03'24.9"N	09°44'42.2"W
	UD17	04°03'21.2"N	09°44'45.2"W
	UD18	04°03'18.2"N	09°44'42.7"W

TABLE 2.1 – Coordonnées géographiques des différents échantillons.

Quatre prises sont faites au sommet d'un carré de 2.5 m de côté et une au centre du carré (voir Figure 2.3). Ces cinq prélèvements formant un échantillon sont pris à environ 20 cm de profondeur et emballés dans un sac en polyéthylène pour éviter la contamination. Les différents échantillons sont transmis au laboratoire pour la préparation.

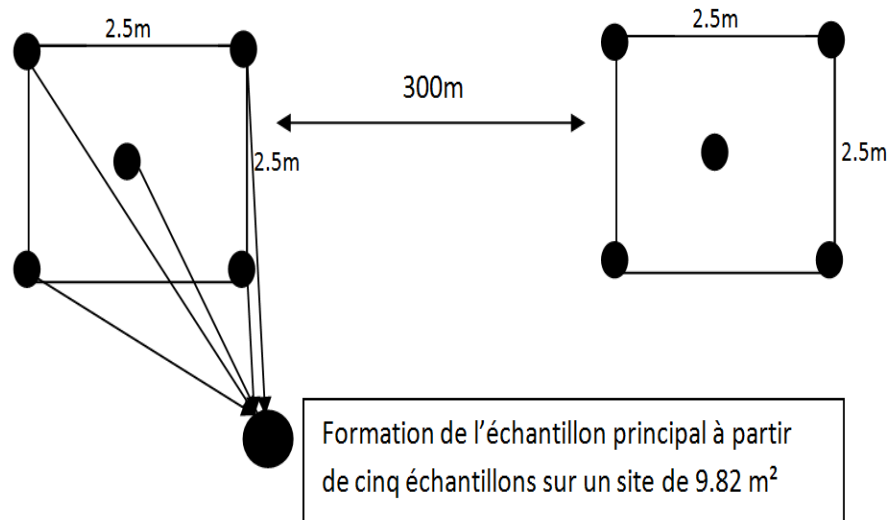


FIGURE 2.3 – Mode de prélèvement d'un échantillon sur un site. Tous les cinq points de même dimension sont les prélèvements qui constitueront l'échantillon : point de diamètre plus grand.

### La méthode d'échantillonnage

Lorsqu'on souhaite effectuer un sondage ou une enquête sur un ensemble, il n'est pas toujours possible ou souhaitable d'interroger chaque élément de l'ensemble. Il est tout de même possible d'en apprendre plus à propos de tout le système, notamment en créant des échantillons. Il existe plusieurs méthodes d'échantillonnage aléatoires : aléatoire simple, stratifié et par grappes. Ces méthodes permettent de juger objectivement la valeur des estimations. Nous avons choisie la méthode d'échantillonnage aléatoire simple. L'échantillonnage aléatoire simple est une méthode pour laquelle tous les échantillons possibles (de même taille) ont la même probabilité d'être choisis et tous les éléments du système ont une chance égale de faire partie de l'échantillon. Il existe aussi la méthode de pondération où l'on suppose que pour chaque valeur de la variable aléatoire  $x$ , on peut calculer la densité de probabilité  $p(x)$ .

### 2.1.3 Préparation des échantillons

Nos échantillons avec lesquels on a fait l'analyse se trouvant à l'état rocheux (terre granuleuse) et informe, afin de faire analyser qualitativement et quantitativement des échantillons avec suffisamment de précision, il faut les transformer en poudre. Une fois au laboratoire, ils sont séchés en une semaine à l'air puis à 105°C pendant 24 heures. Tous les échantillons secs sont moulus et transformés à l'état poudre. Une fois cette étape terminée, ces échantillons sont mis dans des capsules en polyéthylène de forme cylindrique 360 ml pour maintenir l'équilibre radioactif entre le radon  $^{226}\text{Rn}$  et ses fils. Ils sont enfin conservés pour une période de 32 jours pour atteindre l'équilibre séculaire.

### C'est quoi l'équilibre séculaire ?

En physique nucléaire, l'équilibre séculaire est une situation où la quantité d'un radio-isotope reste constante du fait que son taux de production (dû, par exemple à la désintégration d'un isotope-parent) est égal à son taux de désintégration.

Pères	Radionucléides descendants en équilibre
$^{226}\text{Ra}$	$^{222}\text{Rn}$ , $^{218}\text{Po}$ , $^{214}\text{Pb}$ , $^{214}\text{Bi}$ , $^{214}\text{Po}$ , $^{210}\text{Pb}$ , $^{210}\text{Bi}$ , $^{214}\text{Po}$
$^{232}\text{Th}$ sec	$^{228}\text{Ra}$ , $^{228}\text{Ac}$ , $^{228}\text{Th}$ , $^{224}\text{Ra}$ , $^{220}\text{Rn}$ , $^{216}\text{Po}$ , $^{212}\text{Pb}$ , $^{212}\text{Bi}$ , $^{208}\text{Tl}$ , $^{212}\text{Po}$

TABLE 2.2 – Équilibres séculaires à considérés (Source :[http://www.phy\\_nucléaire.com](http://www.phy_nucléaire.com) )

Quand la période (T) du « père » est très nettement supérieure à celle des fils, les activités des différents fils se mettent à l'équilibre avec celle du père. L'équilibre séculaire, est atteint après un temps égal à environ 10 fois la période du fils dont la période est la plus longue d'où la nécessité dans notre cas d'attendre 30 jours avant de commencer l'acquisition. Cela peut facilement se comprendre à travers la Figure 2.4.

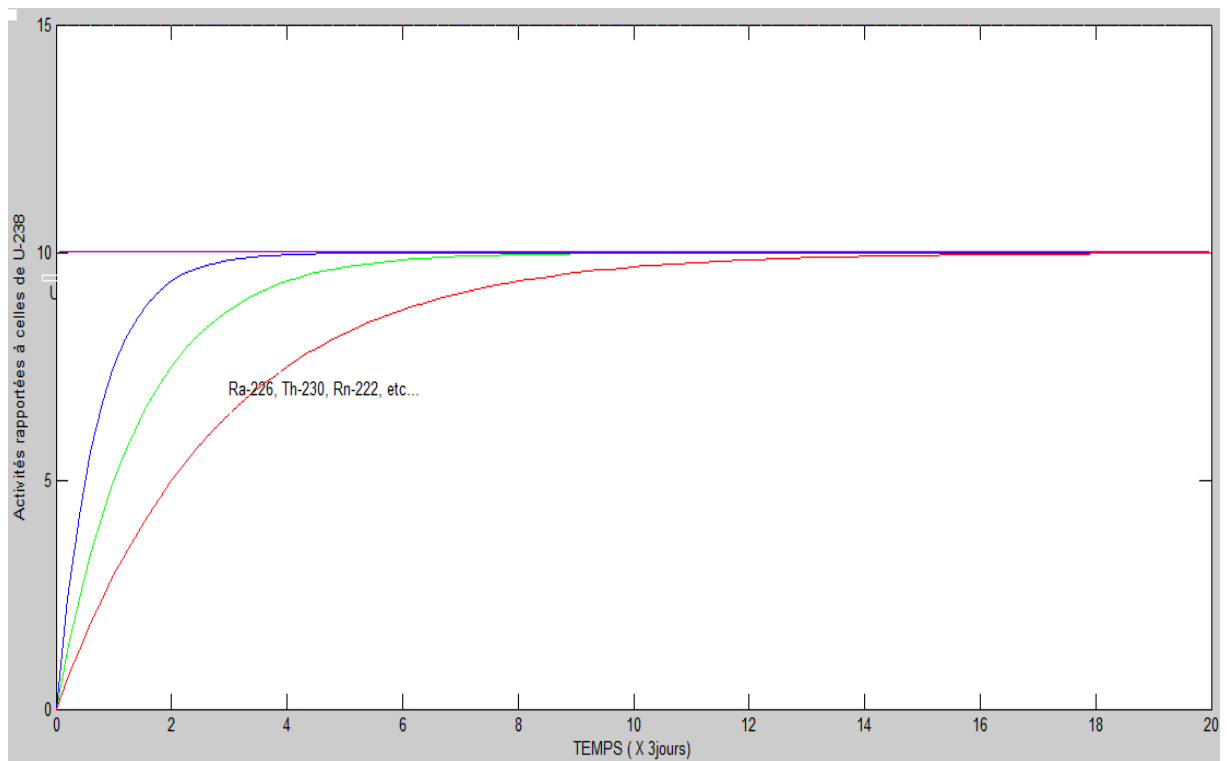


FIGURE 2.4 – Équilibres séculaires de  $^{238}\text{U}$  avec ses « fils »

## 2.1.4 Spectrométrie gamma

### 2.1.4.1 Description du système d'acquisition

La chaîne d'acquisition est composée de cinq parties (voir Figure 2.5) :

- le détecteur à proprement parler (dont la partie sensible est un cristal de germanium),
- un préamplificateur pour la minimisation du bruit,
- un amplificateur,
- un convertisseur analogique-numérique (ADC)
- un analyseur multicanaux (MCA).

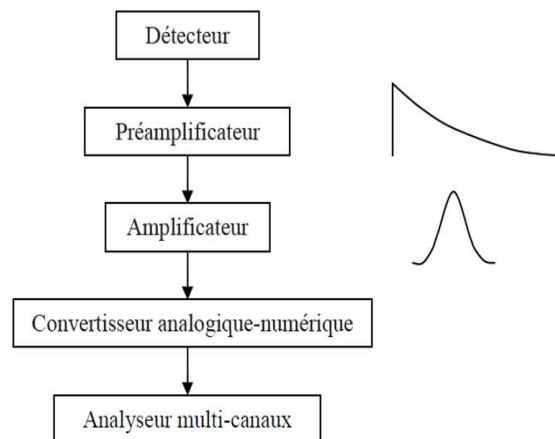


FIGURE 2.5 – Schéma de principe de l'ensemble de détection. Les courbes représentent la forme du signal à la sortie du préamplificateur et de l'amplificateur. [37]

L'ensemble de détection permet de mesurer un signal issu de l'interaction des rayonnements ionisants avec le cristal de germanium, de l'amplifier et de le mettre en forme en vue d'une analyse ultérieure. Mais avant, le photon qui entre dans le milieu sensible du détecteur n'ionise pas directement la matière, plutôt il transmet partiellement ou totalement son énergie aux particules chargées (électron, alpha) qui ionisent la matière du milieu détecteur.

#### - Le cristal

Nous avons utilisé un détecteur plan Germanium hyper-pur (BE6530) manufacturé par les sociétés Canberra (voir Figure 2.6). Le cristal est soumis à une tension inverse créant un champ électrique à l'intérieur de la zone intrinsèque [11]. Lorsqu'un photon arrive à l'intérieur de cette zone, il interagit avec le germanium en produisant des paires électron-trou. Les porteurs de charge ainsi créés se déplacent le long des lignes de champ électrique jusqu'aux régions dopées P et N. Le nombre de paires électron-trou est proportionnel à l'énergie déposée par le photon incident. Le temps de collection de charge est une fonction de la géométrie du détecteur, de la haute tension appliquée ainsi que de la nature du cristal. De manière à améliorer la résolution du détecteur, celui-ci doit être refroidi, ce qui diminue l'agitation thermique des porteurs de charges. Le cristal de germanium a les caractéristiques suivantes. [12]



N° du model	Surface (cm <sup>2</sup> )	Épaisseur (mm)	Efficacité (%)	"Full Width Half Max" (FWHM) Résolution (keV)			Diamètre intérieur (mm)
				énergie à 5.9 keV	énergie à 122 keV	énergie à 1332 keV	
				BE6530	65	30	

TABLE 2.3 – Caractéristique du cristal de germanium dans le détecteur HPGe CANBERRA (BE6530). [40]

Il est maintenu par une chemise de cuivre (« holder ») qui sert aussi de contact thermique pour le refroidissement (électrique dans notre laboratoire). Le holder est isolé électriquement du germanium par un film mince de Mylar (polymère de formule chimique :  $(C_2F_4)_n$ ).



FIGURE 2.6 – Détecteur HPGe CANBERRA du laboratoire de Dosimétrie et Radioprotection de l'ANRP.

### - Le préamplificateur et l'amplificateur

Pour diminuer le bruit électronique, le préamplificateur doit être placé le plus près possible du détecteur et il est solidaire du cryostat. Le préamplificateur est isolé de la haute tension par une capacité.

Le signal à l'entrée du préamplificateur n'est pas forcément proportionnel à l'énergie déposée dans le cristal. Par contre l'intégrale de ce signal est égale à la charge collectée qui dépend de l'énergie déposée. C'est pourquoi, dans la plupart des applications spectrométriques sont uti-

lisés des préamplificateurs « sensibles à la charge ». Il s'agit d'un montage intégrateur dont le signal de sortie est proportionnel à la charge en entrée de celui-ci et indépendant de la capacité du détecteur. Le temps de montée du signal de sortie est relié au temps de collection de charge alors que le temps de descente lui ne dépend que de la constante de temps  $\tau = RC$  du montage intégrateur. Le temps de montée peut varier de quelques ns à quelques  $\mu s$ . Le temps de descente est en général fixé à  $50\mu s$ . Ceci signifie que l'on a un temps de montée rapide et un temps de descente beaucoup plus lent.

L'amplificateur réalise deux tâches essentielles : la mise en forme du signal et son amplification. Il s'agit de filtrer le signal de manière à avoir le meilleur rapport signal sur bruit. Le signal de sortie du préamplificateur étant assez lent, avant qu'il atteigne zéro volt, il est possible qu'un autre signal arrive. Pour éviter ceci, le signal de sortie du préamplificateur est différencié pour éliminer la composante lente. Cela a pour effet de préserver uniquement l'information relative aux caractéristiques du détecteur contenue dans la constante de temps du signal montant. Ensuite, le signal est intégré pour réduire le bruit et on obtient un signal quasiment gaussien [13]. La largeur à mi-hauteur de la gaussienne obtenue s'exprime en terme de constante de temps que l'on peut régler. Si elle est choisie trop courte, le bruit est amplifié, si elle est trop longue, on peut assister à l'empilement de deux signaux électriques. En général, la constante de temps est choisie de 3 à  $30\mu s$  suivant le type de détecteur.

### - Le convertisseur analogique-numérique et l'analyseur multicanaux

A la sortie de l'amplificateur, on a un signal continu. Pour l'acquisition, il est préférable de travailler avec des grandeurs discrètes, c'est-à-dire qui ne peuvent prendre qu'un ensemble fini de valeurs. C'est pourquoi on utilise un convertisseur analogique-numérique (ADC), qui transforme l'amplitude du signal électrique fourni par l'amplificateur en un nombre qui est alors proportionnel à l'énergie déposée dans le cristal. Cette opération nécessite entre 0,8 et  $6\mu s$ . La sortie de l'ADC est enregistrée dans une mémoire qui possède autant d'adresses que le maximum de numéro de canaux servant à découper le spectre final [13]. Il y a au total 8192 canaux disponibles pour l'acquisition.

L'analyseur multicanaux sert à collecter et enregistrer les événements issus de l'ADC en les classant. Dès qu'un signal a été analysé par l'ADC, l'adresse mémoire dans laquelle il a été enregistré est bloquée et son contenu est incrémenté d'un coup. Cela permet d'obtenir un histogramme en temps réel dans lequel l'énergie déposée dans le cristal est reliée au numéro de canal (plus l'énergie est élevée, plus le numéro de canal est grand) et le nombre de coups dans un canal donné est proportionnel au nombre de photons ayant déposé la même énergie dans le cristal. Cette opération nécessite entre 1,5 et  $3\mu s$ .



FIGURE 2.7 – a) NIM (haute tension+MCA) vue avant. b) vue arrière. module électronique d'un spectromètre gamma.

Avant de commencer l'analyse de nos échantillons, nous étalonnons notre spectromètre afin de nous rassurer que les énergies que nous obtiendrons après l'analyse seront bien celles qui reflètent la réalité (marge d'erreurs bien réduite, haute, moyenne ou basse énergies).

## 2.2 Méthodes utilisées pour obtenir les résultats.

### 2.2.1 Calibration de la chaîne de mesure

#### - Calibration en énergie :

Pour avoir une bonne analyse qualitative, il faut bien calibrer en énergie notre chaîne de spectrométrie gamma, pour cela on a utilisé les sources radioactives de césium  $^{137}\text{Cs}$  et de cobalt  $^{60}\text{Co}$ .

La résolution de notre détecteur au germanium CANBERRA (BE6530) est résumée dans la Table 2.4 suivante :

	$^{55}\text{Fe}$	$^{57}\text{Co}$	$^{60}\text{Co}$
Résolution en énergie	[0.5 keV, 5.9 keV]	[0.75 keV, 122 keV]	[2.2 keV, 1332]

TABLE 2.4 – Résolution de notre détecteur au germanium CANBERRA (BE6530) [40].

La droite de calibration en énergie de la chaîne de mesure est donnée par la Figure 2.8



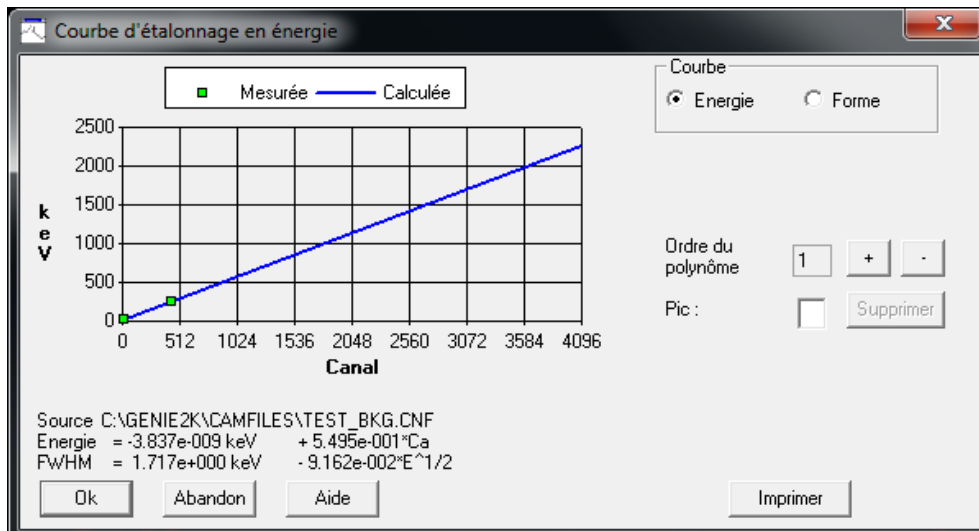


FIGURE 2.8 – Courbe de calibration en énergie

L'énergie dépend du nombre de canaux par une relation linéaire :

$$E_{\gamma} = A_0 + A_1.CN \quad (2.1)$$

Où  $E_{\gamma}$  représente l'énergie en keV,  $CN$  est le numéro du canal.  $A_1$  et  $A_0$  sont des constantes dépendant de la géométrie choisie.

#### -Calibration en efficacité :

La calibration en efficacité de la chaîne de mesure est faite à partir du calcul de l'efficacité absolue de chaque rayonnement gamma émis tel que (voir Figure 2.9) :

$$\varepsilon_{abs} = \frac{N_{det}}{N_{emis}} \quad (2.2)$$

Avec :

$\varepsilon_{abs}$  : L'efficacité absolue calculée de la source radioactive.

$N_{det}$  : Le nombre des rayonnements détectés.

$N_{emis}$  : Le nombre de rayons gammas émis par la source radioactive.

Cette courbe de calibration obéit à l'équation suivante :

$$\ln \varepsilon = a_0 + a_1.(\ln E_{\gamma})^1 + a_2.(\ln E_{\gamma})^2 + a_3.(\ln E_{\gamma})^3 + a_4.(\ln E_{\gamma})^4 + \dots \quad (2.3)$$

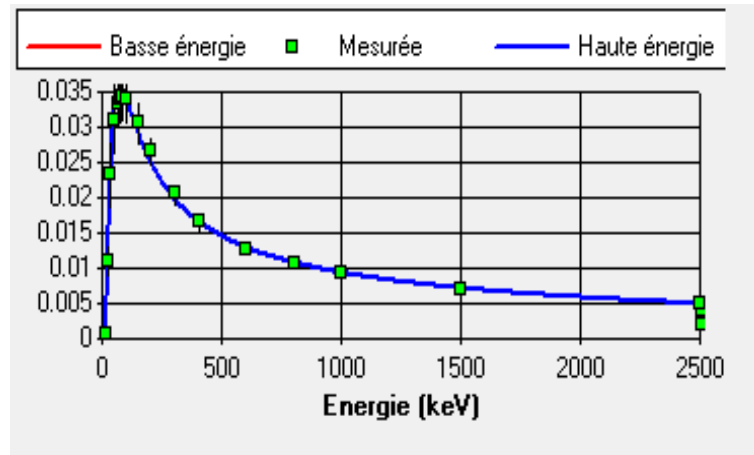


FIGURE 2.9 – Courbe d'étalonnage en efficacité

## 2.2.2 Analyse du spectre

### 2.2.2.1 Mesure qualitative des échantillons

Après avoir réglé notre chaîne de mesure et avoir choisi les meilleurs paramètres de la chaîne, nous avons commencé les mesures qualitatives de chaque échantillon. Chaque échantillon est analysé dans le spectromètre pendant une durée de 86400 s (24 heures). A la fin de cette étape, l'analyse qualitative consiste à déterminer l'activité spécifique en becquerel par kilogramme ( $Bq.kg^{-1}$ ) de chaque radionucléide. Ces calculs se font indépendamment pour chaque échantillon et pour le bruit de fond à l'aide du logiciel Genie-2000 version 3.2 avec l'introduction ou pas du "cascade summing" ou l'effet de cascade.

### 2.2.2.2 Qu'est ce que Le "cascade summing" ou l'effet de cascade ?

En 1972-1975, Andreev et Mc Callum ont soulevé le problème, ils ont proposé une méthode numérique nécessitant la connaissance de pic-plein d'énergie ("full-energy peak FEP") l'efficacité et l'efficacité totale. Problème : Dans de nombreux cas, au cours d'une désintégration, la désexcitation d'un noyau se fait par paliers : par exemple, le noyau revient à l'état fondamental en émettant successivement deux photons d'énergie  $E_1$  et  $E_2$ . En général, le temps de vie des niveaux excités étant très court (de l'ordre de la nanoseconde), tout se passe alors comme si le détecteur ne « voyait » qu'un seul photon d'énergie comprise entre « 0 » et  $E_1 + E_2$ . On peut alors distinguer plusieurs cas de figures :

- Si le premier photon est absorbé totalement dans le cristal et que le deuxième n'interagit pas du tout avec le cristal, il apparaît un coup dans le photopic à l'énergie  $E_1$ .
- Si le deuxième photon est absorbé totalement mais que le premier n'a pas interagi avec le cristal, cela génère une impulsion dans le photopic à l'énergie  $E_2$ .
- Si un photon est entièrement absorbé et l'autre partiellement, l'incrément du comptage se fera dans un canal quelconque et il y a une perte de comptage dans le photopic correspondant à l'absorption complète du photon.

- Enfin, si les deux photons sont complètement absorbés par le cristal, cela produit un pic à une énergie égale à la somme des énergies de chacun des deux photons. On qualifie ce pic de pic « somme ». Il en résulte un déficit de comptage dans les deux photopics ; l'équivalent de ce déficit se retrouvant partiellement dans le pic somme. Pour une source ponctuelle et un schéma simple de décroissance à deux niveaux excités, les corrections pour les aires des pics correspondant aux énergies  $E_1$ ,  $E_2$ , et  $E_3$  sont :

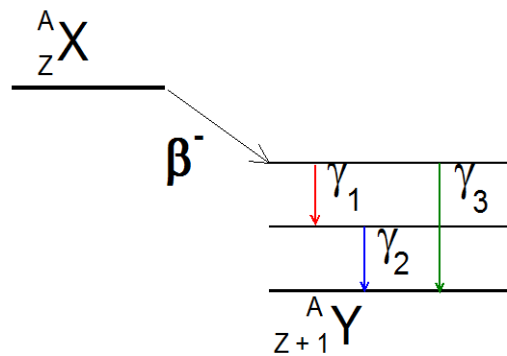


FIGURE 2.10 – Schéma simple de décroissance à deux niveaux excités : Effet de cascade.

$$C_1 = \frac{1}{1 - P_{12} \cdot \varepsilon_{T2}} \quad (2.4)$$

$$C_2 = \frac{1}{1 - P_{21} \cdot \varepsilon_{T1}} \quad (2.5)$$

$$C_3 = \frac{1}{1 + \frac{I_{\gamma 1}}{I_{\gamma 2}} \cdot \frac{\varepsilon_{P1} \varepsilon_{P2}}{\varepsilon_{P3}} \cdot P_{12}} \quad (2.6)$$

$P_{ij}$  est la probabilité conditionnelle pour émettre simultanément  $\gamma_i$  et  $\gamma_j$ .  $\varepsilon_{Pi}$  est l'efficacité de pic de pleine énergie  $E_i$ .  $\varepsilon_{Ti}$  est l'efficacité totale d'énergie  $E_i$  [<http://www.nucleide.org>] Dans ces cas, les facteurs de correction peuvent atteindre quelques 10%.

Exemple : le  $^{60}\text{Co}$  est émetteur gamma avec deux photons gamma d'énergies respectives  $E_{\gamma 1} = 1.17\text{MeV}$  et  $E_{\gamma 2} = 1.33\text{MeV}$ . Les deux photons étant émis au même moment, sans tenir compte du "cascade summing" la probabilité pour le détecteur de compter un seul coup avec une énergie  $E_{\gamma} = 2.5\text{MeV}$  est élevée. En prenant en compte le "cascade summing" on compte ainsi séparément les deux photons d'énergies différentes chacun seul dans son photopic. Il faut bien faire la différence avec l'effet de matrice ou auto-atténuation<sup>1</sup> ou avec Le rapport d'embranchement  $r$  [36] (qui, dans notre cas, correspond à la probabilité pour qu'une désintégration du noyau considéré soit suivie de l'émission d'un photon gamma d'une énergie donnée). Le rapport d'embranchement est une grandeur sans dimension comprise entre 0 et 1, mais qui peut être exprimé en « pour 100 désintégrations » d'un radioélément. Par exemple, sur 100 désinté-

1. lorsqu'on dispose d'un échantillon radioactif de dimensions non négligeables, un certain nombre de photons émis dans l'échantillon peuvent interagir avec la matrice de l'échantillon lui-même en perdant une partie ou la totalité de leur énergie. Cela a comme conséquence la diminution du comptage dans le photopic.

grations de noyaux de  $^{137}\text{Cs}$ , 85 seulement donnent lieu à l'émission d'un photon de 662 keV :  $r = 0,85$ .

### 2.2.3 Présentation du logiciel Génie-2000

Le logiciel de spectrométrie Genie-2000 propose, dans un environnement convivial, l'acquisition, la visualisation et l'analyse de données spectrométriques sur les ordinateurs PC. Il permet de contrôler plusieurs détecteurs de façon indépendante et se connecte en réseau aisément. Son fonctionnement par fenêtres le rend très convivial et de nombreux programmes exécutables d'utilisation simples peuvent y être ajoutés. [<http://www.canberra.com>]. Avec Génie-2000 les programmes d'acquisition et d'analyse sont fortement liés et intégrés, fournissant ainsi une interface conviviale et un contrôle puissant des applications. Grâce aux multiples fenêtres, les spectres et les résultats d'analyses peuvent être facilement repositionnés sur l'écran, permettant ainsi d'effectuer des comparaisons rapides. La compatibilité des formats de fichiers, des algorithmes d'analyses et les capacités réseau permettent à toute la famille Génie de s'intégrer facilement à une large gamme de plate-forme. Il permet de visualiser en temps réel la sortie de l'analyseur multicanaux, à savoir un spectre (voir Figure 2.11) avec en abscisse le numéro de canal (ou l'énergie) et en ordonnée le nombre de coups dans ce canal. De manière à pouvoir identifier les désintégrations radioactives mises en jeu, le spectre doit être étalonné en énergie. Cela consiste à établir une relation polynômiale entre le numéro de canal et l'énergie déposée dans le cristal. Le spectre obtenu est alors un ensemble de pics distribués en énergie se rajoutant à un fond.

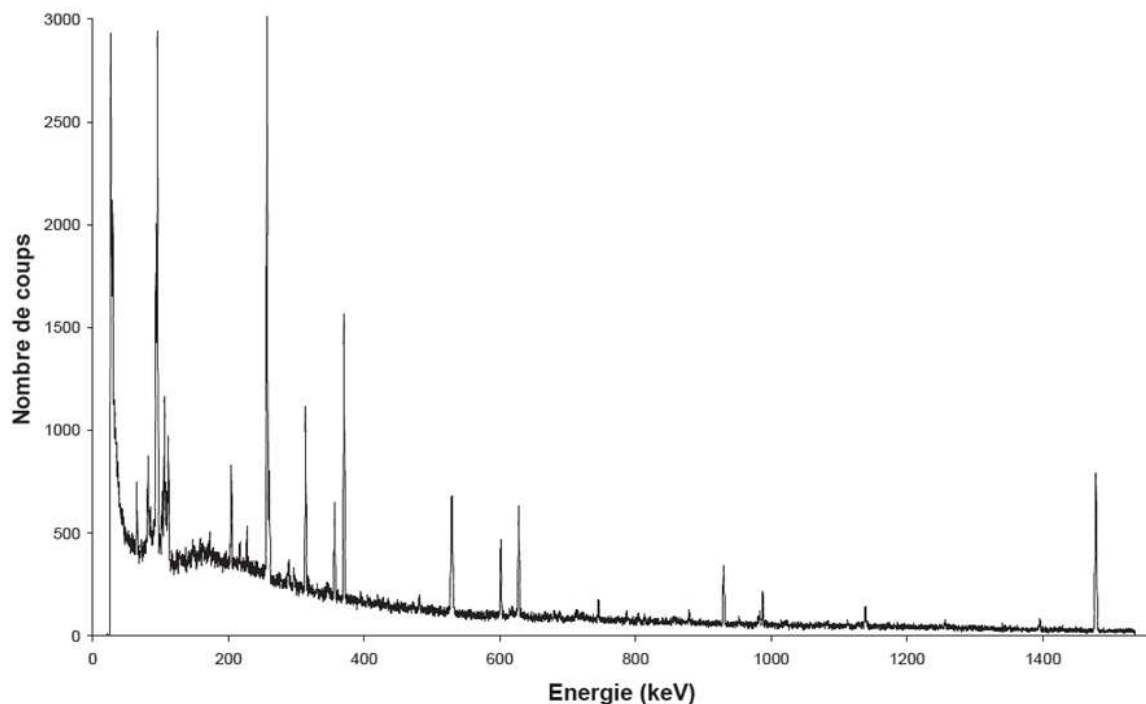


FIGURE 2.11 – exemple de spectre de radioactivité naturelle obtenu après plusieurs jours de comptage

L'énergie du pic correspond à l'énergie du photon incident, ce qui permet d'identifier le radioélément émetteur gamma. L'énergie est proportionnelle au nombre de canaux. Les pics sont en réalité des gaussiennes dont la largeur à mi-hauteur varie avec l'énergie. Ceci étant dû à une déformation par le détecteur. La surface des pics est alors proportionnelle à l'activité. De manière à évaluer l'activité de l'échantillon, il faut pouvoir, pour chacun des pics localiser le centre du pic ainsi que les limites de celui-ci ; la surface du pic sera calculée entre ces limites (Il est nécessaire d'avoir effectué au préalable un étalonnage en résolution du spectre (la résolution entrant de manière indirecte dans le calcul de la surface des pics). Celui-ci consiste à faire une correspondance entre la résolution et l'énergie avec une relation dont la forme dépend du logiciel utilisé : dans Genie-2000 la résolution augmente comme la racine carrée de l'énergie.

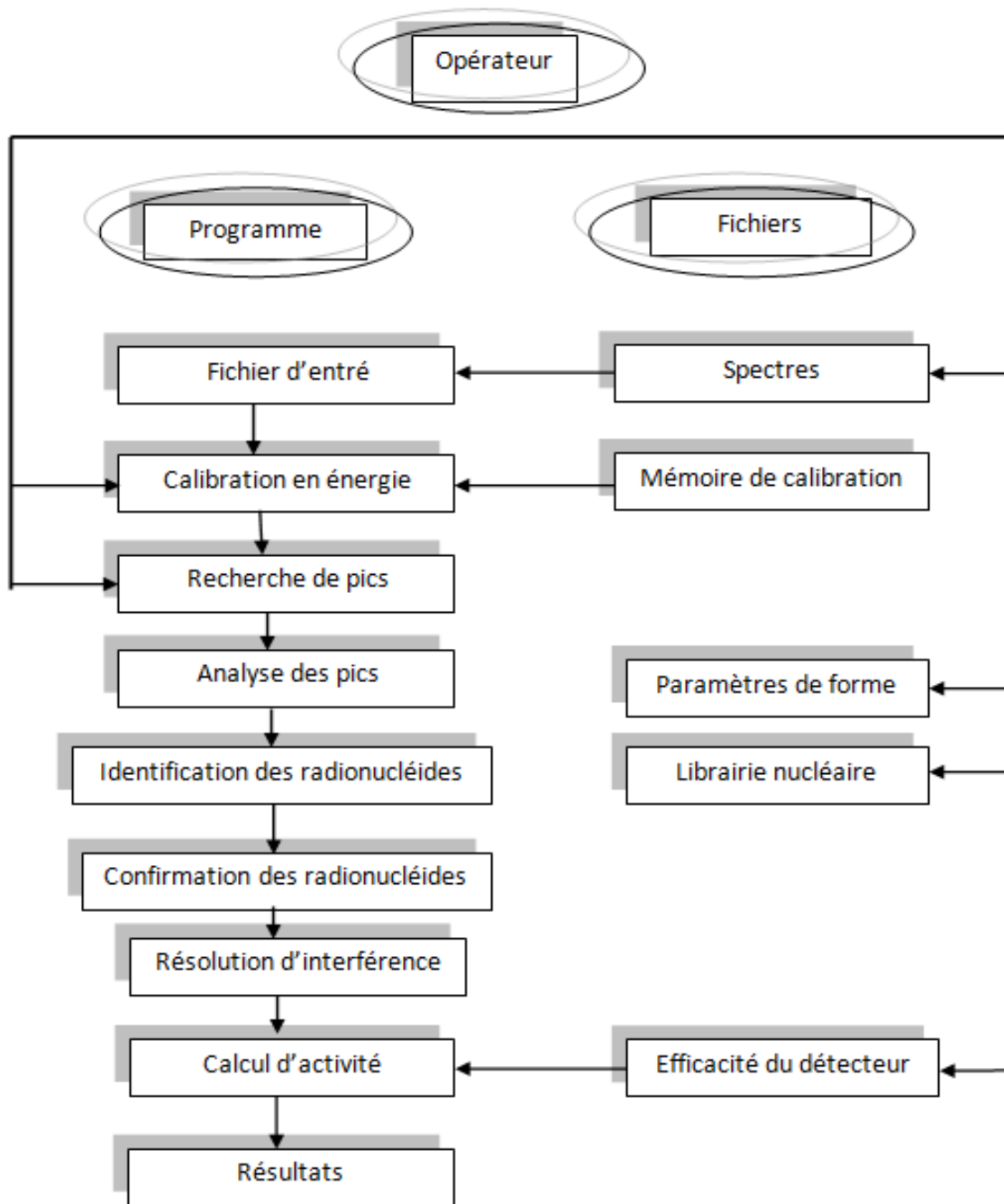
L'étalonnage en énergie et l'étalonnage en résolution se font en une seule étape mais il existe plusieurs méthodes pour le réaliser :

- en visualisant le spectre à étalonner, il faut placer le curseur sur le sommet d'un pic. Le logiciel calcul automatiquement le centre du pic et la résolution en canaux. Il faut alors rentrer la correspondance en énergie

- sur le spectre, il faut placer des marqueurs qui entourent le pic servant à l'étalonnage. Comme précédemment, le logiciel calcule le centre du pic et sa résolution en canaux et il faut entrer l'énergie correspondante du pic.

- il y a aussi la possibilité de faire une recherche automatique de pics. Le logiciel fournit une liste de pics avec leur centre et leur résolution exprimés en canaux. Il faut indiquer l'énergie de chacun des pics.

L'analyse de spectres, c'est-à-dire le calcul de la surface des pics ne peut être possible que si l'étalonnage en énergie et en résolution a été fait. Une fois ceci effectué, l'analyse sort une liste de pics avec leurs surfaces respectives. Il est possible au logiciel d'identifier le radioélément responsable d'un pic en comparant avec des tables et de calculer directement l'activité. Cela nécessite d'avoir réalisé un étalonnage en efficacité. Le programme d'analyse des spectres suit le schéma suivant :

**Algorithme 2.1** algorithme de traitement du logiciel Génie-2000

Les étapes suivies pendant l'analyse sont :

- le chargement du fichier d'entrée. Cette étape est la première puisque c'est à partir de là qu'on introduit l'échantillon à analyser.
- La calibration en énergie (et en efficacité) : elle détermine si l'on travaille en haute ou basse énergie.
- La recherche des pics
- L'analyse des pics
- Identification des radionucléides : après la recherche et l'analyse des pics, une tentative d'identification des radionucléides est lancée. Durant cette étape différents radionucléides sont

proposés en attendant l'étape suivante.

- Confirmation des radionucléides,
- Résolution d'interférences : il y a séparation des pics noyés. Cette étape exige une bonne résolution du détecteur.
- Le calcul d'activité : étape essentielle pour l'obtention et l'interprétation des résultats finaux. Intervient l'efficacité du détecteur.
- Les résultats sont affichés à l'écran d'un PC.

## 2.3 Calcul d'activités

Nous ne pouvons pas déterminer directement l'activité de la source à partir de la seule mesure d'un photopic. Il est donc nécessaire d'évaluer une « efficacité » de comptage. On distingue deux types d'efficacité : l'efficacité absolue  $\varepsilon_0$  et l'efficacité globale  $\varepsilon$ . On peut définir l'efficacité absolue par le rapport :

$$\varepsilon_0 = \frac{N_0}{N'_0} \quad (2.7)$$

Avec :  $N_0$  le nombre total de coups qui seraient comptés dans un photopic donné, avec un logiciel d'analyse donné, pour un échantillon idéal, homogène et sans matrice.  $N'_0$  le nombre total de photons monoénergétiques émis par la source pendant la même durée  $\Delta t$  soit :

$$N'_0 = r.A.\Delta t \quad (2.8)$$

$r$  étant le rapport d'embranchement et  $A$  l'activité.

$$\varepsilon_0 = \frac{N_0}{r.A.\Delta t} \quad (2.9)$$

L'efficacité absolue dépend de la géométrie du détecteur, de ses caractéristiques physiques ainsi que celles du conteneur de la source, de la géométrie de la source, de l'énergie des photons émis, mais elle est indépendante de la nature de la source. L'étalonnage en efficacité peut être réalisé par différentes méthodes. Il peut être fait de manière entièrement expérimentale dans le seul cas où les échantillons à mesurer sont rigoureusement identiques aux étalons (géométrie, matrice), et où l'on recherche le même radioélément. Dès que l'on a déterminé l'efficacité et que l'on connaît  $N(Ei)$  le nombre total de coups dans le photopic à l'énergie  $Ei$ , on peut donc calculer l'activité d'un radioélément donné, à partir d'une raie gamma donnée

$$A = \frac{N}{\varepsilon.\Delta t} \quad (2.10)$$

Avec  $\varepsilon = \chi.\eta_1.r.\varepsilon_0$  où

-  $\chi = \frac{N(Ei)}{N_0(Ei)}$  est le coefficient d'effet de cascade.  $N(Ei)$  étant le nombre total de coups dans le photopic à l'énergie  $Ei$  pour une raie affectée par des effets de cascade et  $N_0(Ei)$  le nombre total de coups dans le photopic à l'énergie  $Ei$  pour une raie à la même énergie ne présentant pas

d'effet de cascade.

-  $\eta = \frac{N}{N_0}$  est le coefficient d'auto-atténuation des effets de matrice.  $N$  étant le nombre total de coups effectivement mesuré dans le photopic (avec un logiciel d'analyse donné).

Dans le cas général, il existe plusieurs limitations à un étalonnage expérimental seul :

- toutes les énergies ne sont pas disponibles en sources étalon
- les effets de cascade sont fréquents et leurs effets difficilement quantifiables
- les effets de matrice sont assez variables avec la composition et la densité

Étant donné que nos échantillons sont solides, nous pouvons écrire l'efficacité comme suit :

$$\varepsilon = \frac{\text{nombre de coups}}{A_t.t.P_\gamma} \quad (2.11)$$

Où  $P_\gamma$  est la probabilité d'émission du photon  $\gamma$ . Comme nous connaissons l'efficacité relative on utilise la formule suivante pour le calcul de l'activité spécifique d'un échantillon  $A_{SP}$  :

$$A_{SP} = \frac{\frac{N_T}{t_c} - \frac{N_b}{t_b}}{P.\varepsilon_{eff}.M} \quad (2.12)$$

$A_{SP}$  est l'activité spécifique de l'échantillon.

$t_b$  : temps de mesure bruit de fond.

$t_c$  : temps de comptage pour l'échantillon.

$M$  : masse de l'échantillon.

$N_b$  : nombre de coups pendant la mesure du bruit de fond.

$N_T$  : nombre de coups pendant la mesure de l'échantillon.

Si on tient compte du « cascade summing » et de l'autoabsorption, on a la formule suivante :

$$A_{SP} = \frac{\frac{N_T}{t_c} - \frac{N_b}{t_b}}{P.\varepsilon_{eff}.M} \cdot C_{CS}.C_{SA} \quad [43] \quad (2.13)$$

$C_{CS}$  : est un coefficient tenant en compte le « cascade summing »

$C_{SA}$  : est un coefficient d'absorption [38].

Une des méthodes les plus utilisée par les développeurs de ce logiciel est la méthode d'échantillonnage.

Après que l'équilibre séculaire [38] ait été atteint entre  $^{238}\text{U}$  et  $^{232}\text{Th}$  et les éléments issus de leur désintégration, les mesures faites en 2013 sur les échantillons de l'Université de Douala au sein du laboratoire de dosimétrie et radioprotection (Ministère de la Recherche Scientifique et de l'innovation ; Yaoundé) ont données les résultats, pour les radionucléides suscités, que nous allons commenter dans le chapitre suivant. Nous avons calculé quelques paramètres radiologiques afin d'évaluer le risque du danger des rayonnements ionnisants pour le public des deux campus.



## 2.4 Evaluation des paramètres radiologiques

### 2.4.1 Débit de dose absorbée (DD) dans l'air à 1m.

Une connexion directe entre les concentrations de radioactivité des radionucléides naturels et leur exposition est connu comme le débit de dose absorbée dans l'air à 1 mètre au-dessus de la surface du sol. Les concentrations d'activité moyennes de  $^{226}\text{Ra}$  ( de la série  $^{238}\text{U}$  ),  $^{232}\text{Th}$  et  $^{40}\text{K}$  ( $\text{Bq.kg}^{-1}$ ) dans les échantillons de sol ont été utilisées pour calculer le débit de dose absorbée en utilisant la formule suivante fournie par "UNSCEAR" [ 7 ] et de la Commission européenne [ 9 ]

$$D(\text{nGy.h}^{-1}) = 0.92A_{\text{Ra}} + 1.1A_{\text{Th}} + 0.08A_{\text{K}} \quad (2.14)$$

Où  $D$  est le débit de dose absorbée en  $\text{nGy.h}^{-1}$ ;  $A_{\text{Ra}}$ ,  $A_{\text{Th}}$  et  $A_{\text{K}}$  sont les concentrations de l'activité de  $^{226}\text{Ra}$  ( $^{238}\text{U}$ ),  $^{232}\text{Th}$  et  $^{40}\text{K}$ , respectivement. Les coefficients de dose en unités de  $\text{nGy.h}^{-1}$  par  $\text{Bq.kg}^{-1}$  ont été prises à partir du rapport de "UNSCEAR" (2000) [7, 9, 34]

### 2.4.2 Equivalent de dose effective annuelle.

Le débit de dose absorbée dans l'air à 1 mètre au-dessus de la surface du sol ne fournit pas directement le risque radiologique auquel une personne est exposée [10]. La dose absorbée peut être considérée en fonction de l'équivalent de dose efficace annuelle extérieur au rayonnement gamma terrestre qui est converti à partir de la dose absorbée par la prise en compte de deux facteurs, à savoir le coefficient de conversion de dose absorbée dans l'air à la dose efficace et le facteur d'occupation externe. L'équivalent de dose efficace annuelle peut être estimée à l'aide de la formule suivante [7, 12] :

$$AEDE (\mu\text{Sv/an}) = D(\text{nGy.h}^{-1}) \times 8760\text{h} \times 0,2 \times 0,7(\text{Sv.Gy}^{-1}) \times 10^{-3} \quad (2.15)$$

Où  $AEDE$  signifie "annual effective dose equivalent". Les valeurs de ces paramètres utilisés dans le rapport de "UNSCEAR" (2000) sont de  $0,7\text{Sv.Gy}^{-1}$  pour le coefficient de conversion de la dose absorbée dans l'air en dose efficace reçue par les adultes et 0,2 pour le facteur d'occupation extérieure [7].

### 2.4.3 Activité équivalente du Radium

En raison de la distribution non uniforme des radionucléides naturels dans les échantillons de sol, le niveau d'activité réel du  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  et  $^{40}\text{K}$  dans les échantillons peut être évaluée au moyen d'un indice radiologique commun appelée activité équivalente de radium ( $RA_{eq}$ ); "radium equivalent activity" [11, 13]. C'est l'indice le plus largement utilisé pour évaluer les risques radiologiques et il peut être calculé en utilisant l'équation 2.16 proposée par Beretka et Mathew [11, 13].

$$RA_{eq}(Bq.kg^{-1}) = A_{Ra} + 1.43A_{Th} + 0.077A_K$$

où  $A_{Ra}$ ,  $A_{Th}$  et  $A_K$  sont les concentrations de l'activité de  $^{226}Ra$ ,  $^{232}Th$  et  $^{40}K$  en  $Bq.kg^{-1}$ , respectivement. La valeur maximale admissible de l'activité équivalent de radium est  $370.00Bq.kg^{-1}$  [7, 11]. Cette valeur correspond à une dose efficace de 1,00 mSv pour le public en général et la dose de 1,50mGy/an [7, 15].

#### 2.4.4 Paramètre de risque externe

En termes de dose, les principaux radionucléides primordiaux sont  $^{232}Th$ ,  $^{238}U$  et  $^{40}K$ . La décroissance des radionucléides naturels présents dans le sol produit un champ de rayonnement gamma - bêta qui traverse l'interface sol-air pour irradier des personnes occupant le milieu ambiant. Les principaux facteurs qui déterminent le taux d'exposition d'une personne en particulier sont les concentrations de radionucléides dans le sol, le temps d'exposition. Afin d'évaluer l'exposition aux rayonnements due aux radionucléides naturels, l'indice de pollution externe (Paramètre de risque externe) a été introduit à l'aide d'un modèle proposé par Krieger (1981) [7, 16] :

$$H_{ex} = \frac{A_{Ra}}{370} + \frac{A_{Th}}{259} + \frac{A_K}{4810} \quad (2.16)$$

Afin de maintenir le risque négligeable, la valeur du paramètre de risque externe ne doit pas dépasser la limite de l'unité. La valeur maximale de  $H_{ex}$  égal à l'unité correspond à la limite supérieure de l'activité équivalent radium ( $370,00Bq.kg^{-1}$ ) [18, 21]. En plus de l'irradiation externe, le radon et ses produits de courte durée sont aussi dangereux pour les organes de référence. Pour tenir compte de cette menace, la concentration maximale admissible pour le  $^{226}Ra$  doit être réduite à la moitié de la limite normale ( $185.00Bqkg^{-1}$ ).

---

# RÉSULTATS ET DISCUSSION

---

Dix-huit (18) échantillons (sept du sol du Campus 1 et onze du sol du Campus 2) ont été prélevés et analysés avec un détecteur au germanium à large gamme d'énergie (BEGe 6530) pour repérer les radionucléides naturels. Les échantillons ont été analysés avec la version 3.2 du logiciel Génie-2000 dans lequel tous les facteurs de correction de l'efficacité et des concentrations de l'activité ont été intégrés. L'efficacité a été générée en utilisant une méthodologie "Canberra LabSOCS" qui implique des techniques mathématiques pour le calcul de l'efficacité d'un détecteur de germanium pour n'importe quelle géométrie de la source en déterminant le pic de pleine énergie.

Dans ce chapitre, nous présentons les différents résultats obtenus ainsi que des commentaires de ceux-ci.

## 3.1 Présentation des résultats

Le « cascade summing », la géométrie du détecteur, la géométrie de l'échantillon sont les facteurs qui sont considérés lors de l'analyse des échantillons et le pic total a été pris en considération lors de l'étalonnage de l'efficacité du photopic.

### 3.1.1 Concentration de l'activité spécifique

La détermination de la concentration du  $^{40}\text{K}$  se fait directement en utilisant sa raie gamma. Il est à noter qu'ici on a tenu compte que des radionucléides fils (issu d'un rayonnement gamma) ayant une forte probabilité d'émission. On obtient ainsi différentes proportions des activités des différents radio-isotopes pour différents échantillons des deux campus (Figure 3.1 pour le Campus 1 et Figure 3.2 pour le Campus 2).

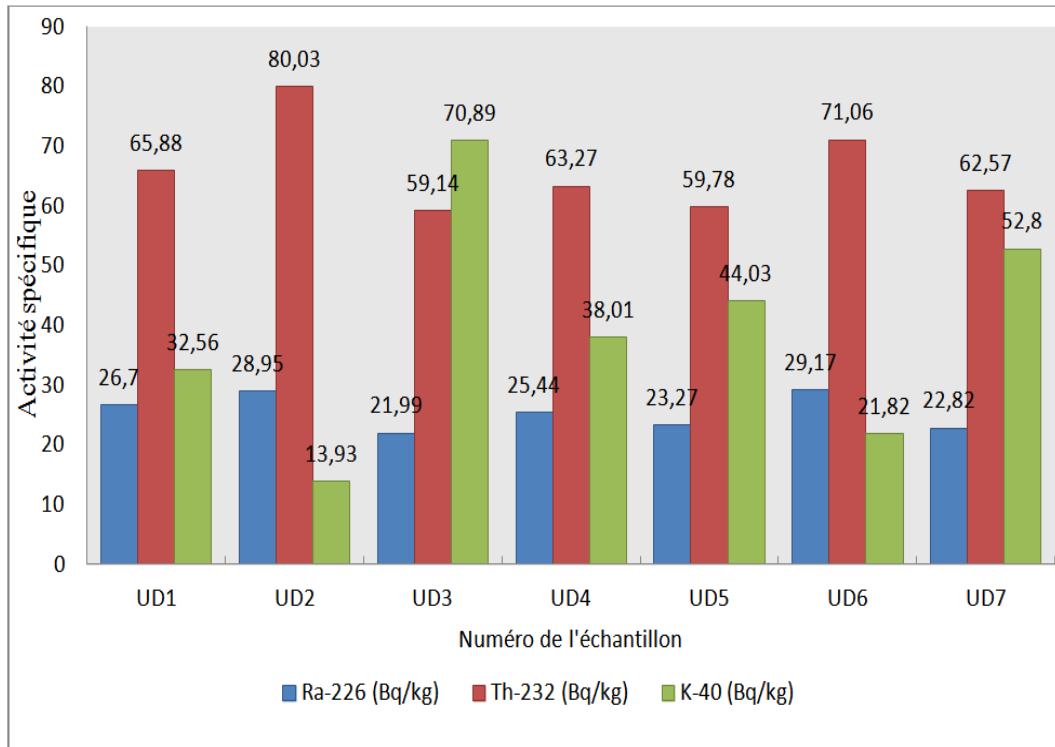


FIGURE 3.1 – Activité spécifique (Bq/kg) de  $^{226}\text{Ra}$ , de  $^{232}\text{Th}$ , et de  $^{40}\text{K}$  obtenue avec les 07 échantillons du Campus 1-ESSEC

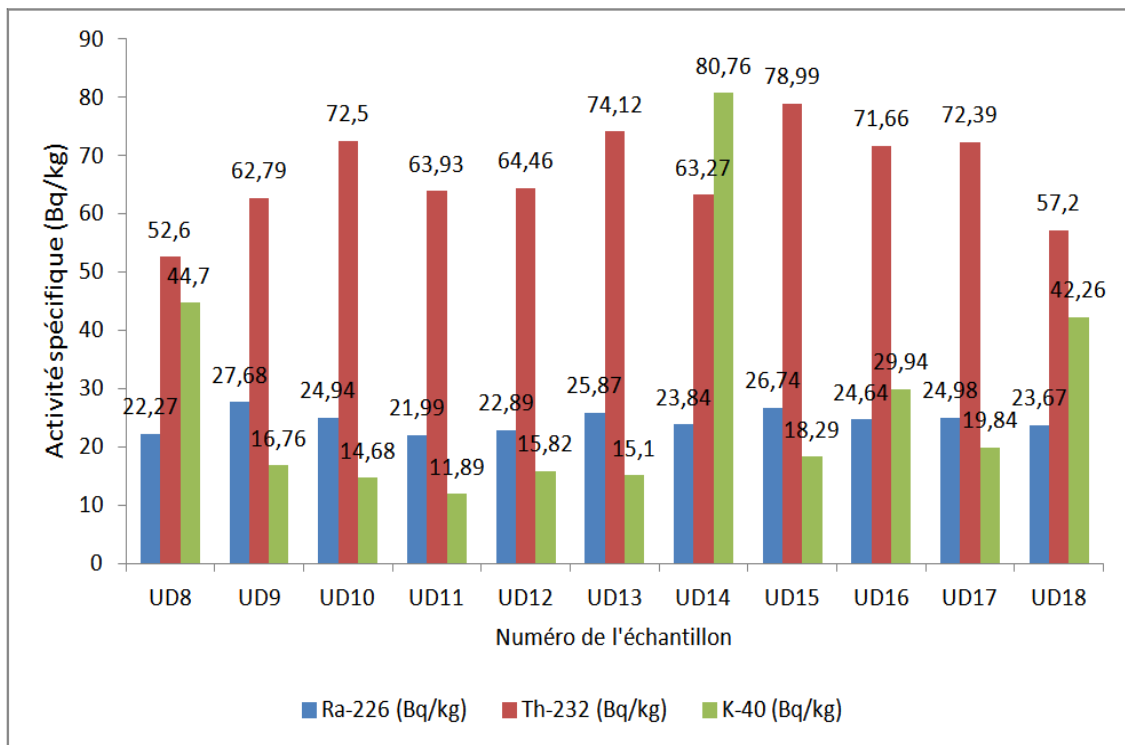


FIGURE 3.2 – Activité spécifique (Bq/kg) de  $^{226}\text{Ra}$ , de  $^{232}\text{Th}$ , et de  $^{40}\text{K}$  obtenue avec les 11 échantillons du Campus 2-Ndong-Bong.

### 3.1.2 Les paramètres radiologiques

La Figure 3.3 présente une comparaison entre les valeurs moyennes des concentrations de l'activité spécifique des radionucléides dans les échantillons de sol prélevés dans les deux campus de l'Université de Douala.

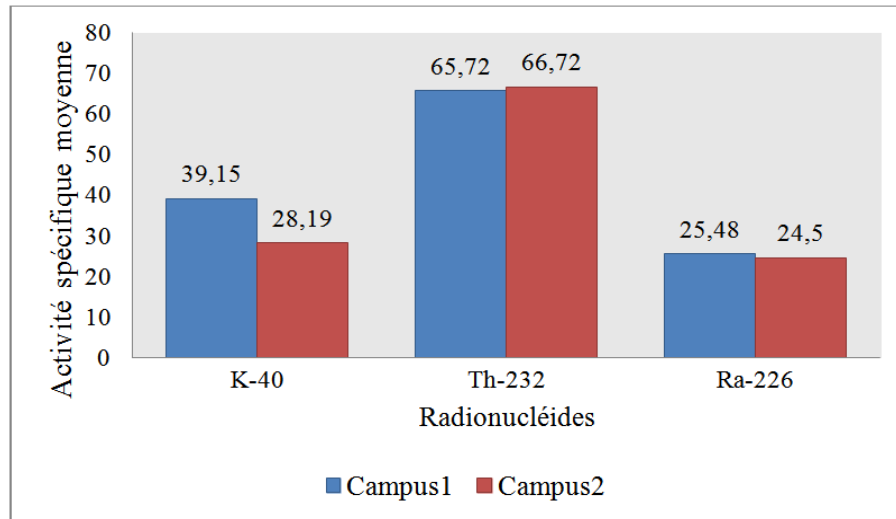


FIGURE 3.3 – Concentration de l'activité spécifique moyenne des radionucléides dans les échantillons de sol prélevés dans les deux campus (Campus 1 et 2)

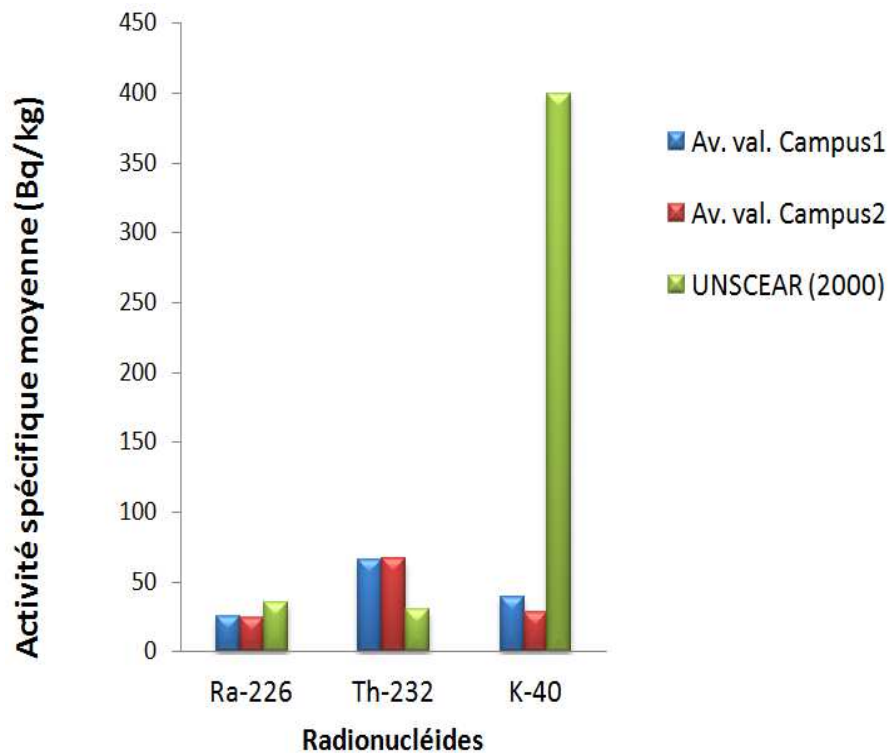


FIGURE 3.4 – Comparaison de l'activité spécifique obtenue du  $^{226}\text{Ra}$ , du  $^{232}\text{Th}$  et du  $^{40}\text{K}$  de l'étude des deux sites avec les valeurs recommandées par "UNSCEAR"

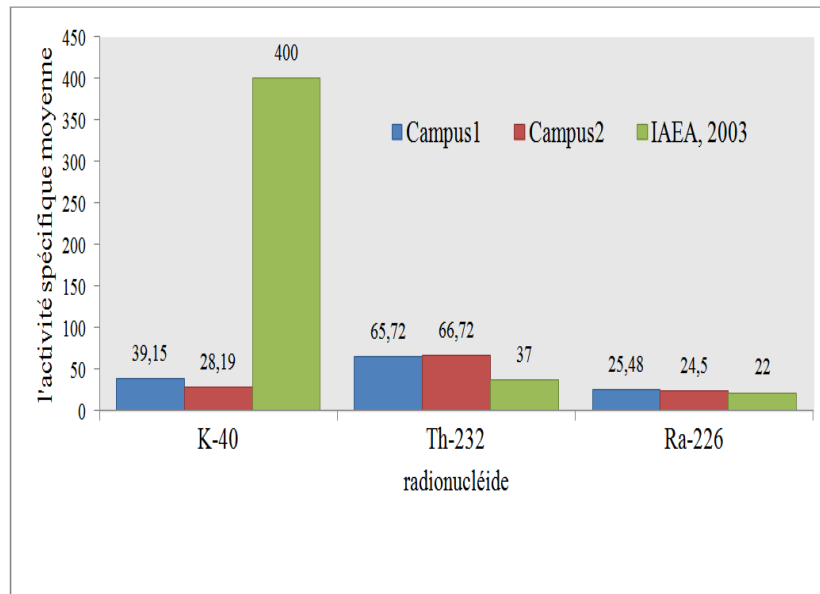


FIGURE 3.5 – Comparaison de l'activité spécifique obtenue du  $^{226}\text{Ra}$ , du  $^{232}\text{Th}$  et du  $^{40}\text{K}$  de l'étude des deux sites avec les valeurs recommandées par l'AIEA (2003).

Afin de limiter la surexposition aux rayonnements par rapport à la limite d'équivalent de dose admissible de  $1,00\text{mSv}/\text{an}$  et d'évaluer les effets biologiques dus aux rayonnements ionnisants, les valeurs moyennes de certains paramètres radiologiques ont été estimées. Ces valeurs moyennes ont été comparées avec les valeurs recommandées par "UNSCEAR (2000)" (Voir Figure 3.5)

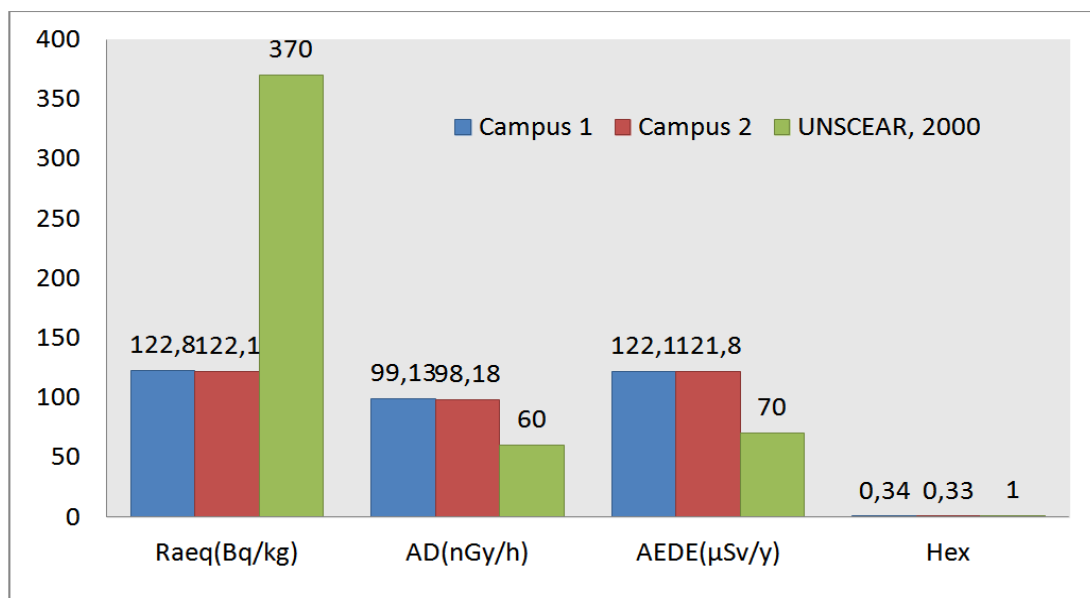


FIGURE 3.6 – Comparaison des valeurs moyennes des paramètres radiologiques obtenus dans ce travail avec les valeurs de "UNSCEAR" (2000).

La comparaison des activités de  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{40}\text{K}$  dans des échantillons de sol provenant de l'Université de Douala-Cameroun avec des données provenant d'autres pays sont indiqués dans le Tableau 3.1

pays	activité (Bq/kg)			Ref.
	<sup>226</sup> Ra	<sup>232</sup> Th	<sup>40</sup> K	
chine (zone de Xiaz- hung)	40.20-442.00 (112.00)	32.60-88.10(71.50)	440.00-913.00(672.00)	[23]
Botswana	6.10-97.40(34.80)	7.40-110.00(41.80)	33.50-1085.70(432.70)	[27]
Ghana (Accra)	2.40-62.70	3.2-145.7	91.10-1395.90	[24]
Inde (Himwchal Pradesh)	42.09-79.63 (57.34)	52.83-135.75 (82.22)	95.33-160.30 (135.75)	[35]
Italie (Sud)	57.00-71.00	73.00-87.00	580.00-760.00	[23]
Namibie	4.50-48.00(31.00)	3.00-38.00(32.00)	42.00-1100.00(480.00)	[27]
Nigeria (Lagos)	3.00-43.00	5.00-76.00	40.00-354.00	[29]
Nigeria Delta	11.00-40.00 (18.00±3.40)	12.00-40.00 (22.00±4.40)	69.00-530.00 (210.00±49.00)	[29]
Cameroun	*21.99-29.17 (25.48) **21.99-27.68(24.50)	*59.14-65.89 (65.96) **52.60-78.99 (66.72)	*13.93-70.89 (39.15) **11.89-80.76 (28.19)	Ce travail

TABLE 3.1 – Comparaison des activités spécifiques gamma (Bq/kg) dans le sol à celle d'autres pays. \*= Campus 1, ( ) = valeurs moyennes, \*\*=Campus 2

## 3.2 Discussion

### 3.2.1 Concentration spécifique des Radionucléides dans les 02 Campus

Les valeurs de la concentration d'activité de <sup>226</sup>Ra varient de 21,99 ± 0,68 à 29,17 ± 0,87Bq/kg avec une moyenne de 25,48Bq/kg, pour le Campus1. Les valeurs moyennes des concentrations d'activité de <sup>232</sup>Th et <sup>40</sup>K varient de 59,14 ± 1,55 à 65,88 ± 1.41Bq/kg avec une valeur moyenne de 65,96Bq/kg et de 13,93 ± 2,88 à 70,89 ± 3,70Bq/kg avec une moyenne de 39,15Bq/kg, respectivement (Voir Annexe : Tableau 1).

Les valeurs des concentrations d'activité de <sup>226</sup>Ra, <sup>232</sup>Th et <sup>40</sup>K varient de 21,99 ± 0,68 à 27,68 ± 0,80Bq/kg avec une valeur moyenne de 24,50Bq/kg, de 52,60 ± 1,27 à 78,99 ± 1,83Bq/kg avec une moyenne de 66,72Bq/kg et de 11,89 ± 2,66 à 80,76 ± 2,80Bq/kg avec une valeur moyenne de 28,19Bq/kg, respectivement.

Les distributions des concentrations mesurées dans les deux sites étudiés sont présentes sur les Figure 3.1 et 3.2. Comme représenté sur ces figures, les concentrations de la radioactivité varient légèrement d'un point à l'autre. Ces variations observées dans les deux sites étudiés peuvent résulter de la distribution non uniforme des radionucléides présents dans la croûte terrestre. Il est généralement considéré que les roches ignées contiennent des niveaux élevés de radioactivité que les roches sédimentaires. Les régions de l'étude font partie de la région littorale où est observé le principal bassin sédimentaire du Cameroun [6]. Au vu des résultats obtenus dans ce travail, nous remarquons que les valeurs moyennes obtenues de <sup>232</sup>Th dans les deux endroits sont comparables mais supérieures aux valeurs de <sup>226</sup>Ra et de <sup>40</sup>K dans presque tous les endroits du sol échantillonnés. Cela pourrait être dû à la forte teneur en thorium

présente dans les roches sédimentaires.

Les valeurs moyennes d'activités spécifiques de  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  et  $^{40}\text{K}$  obtenus dans les deux sites étudiés, comme indiqué sur la Figure 3.3, montrent que les valeurs moyennes obtenues de  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  et  $^{40}\text{K}$  dans les échantillons de sol analysés des deux sites étudiés étaient relativement les mêmes à l'exception des valeurs moyennes de  $^{40}\text{K}$  qui était légèrement plus élevée au campus 1 que dans le campus 2. La plage de variation similaire observée pour la concentration de l'activité du  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  et  $^{40}\text{K}$  est due au fait que les deux sites étudiés sont relativement proche l'un de l'autre et les échantillons de sols prélevés dans les deux sites provenaient de la même formation géologique. La légèrement différence de la valeur moyenne de la concentration de l'activité de  $^{40}\text{K}$  est également due à la distribution irrégulière du potassium contenu dans les sols étudiés.

Les valeurs moyennes d'activités spécifiques calculées de  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  et  $^{40}\text{K}$  dans les deux sites étudiés ont été comparées aux valeurs recommandées dans le monde entier publié par "UNSCEAR" [7] comme représentées sur la Figure 3.5. Nous observons que les valeurs obtenues dans les deux sites étudiés sont comparativement plus faibles que les valeurs recommandées à travers le monde, à l'exception des valeurs de  $^{232}\text{Th}$ . Les concentrations de l'activité observée de  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  et  $^{40}\text{K}$  dans le présent rapport ont été comparées avec d'autres valeurs publiées obtenues à partir de la littérature de la radioactivité dans le sol par de nombreux auteurs comme présenté dans le Tableau 3.1. Les concentrations de l'activité moyenne obtenue de  $^{226}\text{Ra}$  et  $^{40}\text{K}$  dans les deux sites étudiés sont comparativement inférieures aux valeurs publiées par d'autres auteurs, à l'exception des valeurs enregistrées de  $^{226}\text{Ra}$  dans la zone de Delta au Nigeria publiés qui a été relativement faible [29]. Des observations similaires ont été faites pour le  $^{232}\text{Th}$  dont la concentration d'activité a été enregistrée dans ce travail. On peut voir que les valeurs moyennes de l'activité du  $^{232}\text{Th}$  enregistrées dans la présente étude ont été légèrement inférieures que les valeurs publiées enregistrées en Chine (région suspendu Xiaz), au Ghana (Accra) et en Inde (zone de Himwchal Pradesh) [23, 24, 35] et plus élevé que les valeurs moyennes enregistrées et publiées en Namibie et dans la zone de Delta au Nigeria [27, 29].

### 3.2.2 Paramètres radiologiques

L'uniformité en ce qui concerne l'exposition aux rayonnements, est définie en termes d'activité équivalente de radium pour comparer l'activité spécifique des matériaux géologiques contenus dans différentes quantités de  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  et  $^{40}\text{K}$ . Ceci a été calculé et les résultats sont présentés dans le tableau 2 de l'annexe. On peut voir que les valeurs varient de  $116,36\text{Bq/kg}$  à  $144,46\text{Bq/kg}$  avec une moyenne de  $122,81\text{Bq/kg}$  pour les échantillons du Campus 1 et de  $100,93\text{Bq/kg}$  à  $141,11\text{Bq/kg}$ , avec une valeur moyenne de  $122,08\text{Bq/kg}$  pour les échantillons du Campus 2. Les valeurs obtenues d'activité équivalente de radium dans le présent travail sont comparativement plus petites que la limite de sécurité ( $370,00\text{Bq/kg}$ ) recommandée par "UNSCEAR" [7] (Figure 3.5). Les rayonnements ionisants affectent les systèmes biologiques et ils dépendent ainsi des autres facteurs ; de l'heure, du lieu de l'exposition et de la population



concernée. Dans la plupart des cas, le risque semble être plus élevé à l'extérieur qu'à l'intérieur. Comme le montre le tableau 2 de l'annexe, la dose absorbée calculée dans l'air est de l'ordre de  $90,95nGy/h$  à  $115.77nGy/h$  avec une moyenne de  $99,13nGy/h$  dans le Campus 1 et de  $81,92nGy/h$  à  $112.96nGy/h$  avec un moyenne de  $98,18nGy/h$  dans le Campus 2. La valeur du paramètre de risque externe calculée dans la présente étude varie de 0,31 à 0,40 avec une moyenne de 0,34 et de 0,28 à 0,39 avec une moyenne de 0,33 pour les Campus 1 et 2, respectivement.

---

---

## Conclusion

---

Ce travail, qui est une première étape dans l'établissement d'une base de données de référence de la radioactivité naturelle dans les campus 1 et 2 de l'Université de Douala-Cameroun nous a permis de nous familiariser à :

- La chaîne de spectrométrie gamma à basse énergie (détecteur HPGe de marque CAN-BERRA modèle BE6530) et au logiciel d'analyse Génie-2000 version 3.2 ;
- À une des méthodes d'échantillonnage des échantillons environnementaux (cas du sol) ;
- La préparation et l'analyse des spectres des échantillons ;
- La détermination des concentrations et l'évaluation des paramètres radiologiques.

Dix-huit (18) échantillons de sol ont été prélevés dans les deux Campus de l'Université de Douala (07 au Campus 1 et 11 au Campus 2). Les échantillons prélevés ont fait l'objet d'analyse par spectrométrie gamma (technique nucléaire la plus efficace pour l'identification et la quantification des éléments radioactifs de très faibles activités) au laboratoire de l'Agence Nationale de Radioprotection du Cameroun en vue de l'évaluation des concentrations spécifiques des radionucléides naturels ( $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  et  $^{40}\text{K}$ ). Dans le souci d'estimer les risques liés à l'irradiation externe, nous avons calculé quelques paramètres radiologiques : le Débit de dose absorbée (D) dans l'air à 1m, l'Equivalent de dose effective annuelle, l'Activité équivalente du Radium et le Paramètres de risque externe .

Les valeurs moyennes de l'activité spécifique obtenue sont : de  $25.48\text{Bq/kg}$  pour le  $^{226}\text{Ra}$ ,  $65.96\text{Bq/kg}$  pour le  $^{232}\text{Th}$  et de  $39.15\text{Bq/kg}$  pour le  $^{40}\text{K}$  dans le sol du Campus 1 et de  $24.50\text{Bq/kg}$  pour le  $^{226}\text{Ra}$ ,  $66.72\text{Bq/kg}$  pour le  $^{232}\text{Th}$  et de  $28019\text{Bq/kg}$  pour le  $^{40}\text{K}$  dans le sol du Campus 2. (Voir Tableau 2 de l'annexe). Ces valeurs ont été comparées aux valeurs internationales recommandées par l'AIEA (voir Figure 3.4).

Les valeurs moyennes de certains paramètres radiologiques évalués ont été comparées aux valeurs limites publiées par "UNSCEAR". Les résultats obtenus montrent que la radioactivité dans les différents échantillons est comparable à ce que l'on mesure habituellement dans les mêmes échantillons à l'échelle mondiale. Tout en restant vigilant sur ces valeurs de doses élevées, le calcul du risque radiologique externe nous donne de croire que la communauté universitaire est à l'abri du danger des rayonnements ionisants. Certains effets néfastes à long terme peuvent être évités par de simples mesures de précaution.

---

---

# Publication

---

## **Hindawi Publishing Corporation**

ISRN Spectroscopy

Volume 2014, Article ID 245125, 8 pages

<http://dx.doi.org/10.1155/2014/245125>

Research Article

## **Gamma Emitting Radionuclides in Soils from Selected Areas in Douala-Bassa Zone, Littoral Region of Cameroon**

**Maurice Moyo Ndontchueng,<sup>1,2</sup> Eric Jilbert Mekongtso Nguelem,<sup>1,2</sup> Augustin Simo,<sup>1</sup> Raymond Limen Njinga,<sup>3,4</sup> and Gembou Shouop Cébastien Joël<sup>2</sup>**

<sup>1</sup>National Radiation Protection Agency, P.O. Box 33732, Yaounde, Cameroon

<sup>2</sup>Department of Physics, Faculty of Science, University of Douala, P.O. Box 24157, Douala, Cameroon

<sup>3</sup>Department of Physics, Ibrahim Badamasi Babangida University, Lapai, Niger State, Nigeria

<sup>4</sup>Radioanalysis and Spectrometry Service, National Radiation and Protection Agency, Yaounde, Cameroon

---

---

# Bibliographie

---

- [1] Introduction à la physique nucléaire Prof. O. Schneider. Notes de cours Etud. 3<sup>ème</sup> année Octobre 2003.
- [2] Radioprotection des personnels en radiologie interventionnelle J.C. MARANDE service-santé au travail AP-HP ANMTEPH. (09 Octobre 2009)
- [3] Cabrera, J. Simulation de l'irradiation d'un détecteur de germanium. Communication personnelle (2005).
- [4] Eichholz, G. G. et Poston, J. W. Principle of Nuclear Radiation Detection . Ann Arbor Science Publishers, Inc., Ann Arbor, Michigan (1979).
- [5] Darnley, A. G. The development of airborne gamma-ray spectrometry : case study in technological innovation and acceptance. Journal of Nuclear Geophysics, 5 :377\_402 (1991).
- [6] Asaah A. Victor, Akinlolu F. Abimbola and Cheo E. Suh. Heavy metal concentrations and distribution in surface soils of the Bassa Industrial zone 1, Douala, Cameroon. The Arabian Journal for Science and Engineering, vol. 3(2A) :147-158 (2006).
- [7] United Nations Scientific Committee on the Effect of Atomic Radiation (UNSCEAR), Report to the General Assembly. Annex B : Exposures from Natural Radiation Sources (2000).
- [8] Hubert, P., Hubert, F., Ohsumi, H., Gaye, J., Médina, B. et Jouanneau, J. M. (2001). Application de l'analyse par spectrométrie gamma bas bruit de fond à la datation des vins d'origine française. Annales des falsifications, de l'expertise chimique et toxicologique, 957 :357\_368 (2001).
- [9] European Commission (EC) Radiation Protection 112-radiological protection principles concerning the natural radioactivity of building materials Directorate- General Environment. Nuclear safety and civil Protection (1999).
- [10] THE QUANTUM IN CHEMISTRY : An Experimentalist's View Roger Grinter School of Chemical Sciences and Pharmacy University of East Anglia
- [11] Beretka I, Mathew PI Natural radioactivity of Australian building materials, waste and by products, Health Physics. 48 : 87-95 (1985).

- [12] Damla N, Cevik U, Kobya AI, Celik A, Celik N, Van Grieken R Radiation dose estimation and mass attenuation coefficients of cement samples used in Turkey. *J. Hazardous Materials*, 176 :644-649 (2010).
- [13] Al-Hamarneh IF and Awadallah MI “Soil Radioactivity Levels and Radiation Hazard Assessment in the Highlands of Northern Jordan”, *Radiation Measurements* 44 :102-110 (2009)
- [14] Fichtel, C. E. et Trombka, J. I. *Gamma-Ray Astrophysics : New Insight into the Universe*. Rapport technique, NASA-RP-1386 ; NAS 1.61 :1386 (1997).
- [15] Jibiri, NN., Farai, IP. and Alausa, SK (2007). “Estimation of Annual Effective Dose due to Natural Radioactive Elements in Ingestion of Foodstuffs in Tin Mining Area of Jos-Plateau, Nigeria”, *Journal of Environmental Radioactivity* 94 :31-40.
- [16] Kpeglo DO, Lawluvi H, Faanu A, Awudu AR, Deatanyah P, Wotorchi SG, Arwui CC, Emi-Reynolds G and Darko EO Natural Radioactivity and its Associated Radiological Hazards in Ghanaian Cement. *Research Journal of Environmental and Earth Sciences* 3(2) : 161-167 (2011).
- [17] Ngô, C. et Ngô, H. *Introduction à la physique des semi-conducteurs*. Dunod, Paris (1998).
- [18] Krieger R. “Radioactivity of Construction Materials”, *Betonwerk Fertigteil Tech* 47 :468-473 (1981).
- [19] Fano, U. Ionization Yield of Radiations. II. The Fluctuations of the Number of Ions. *Physical Review*, 72(1) :26\_29 (1947).
- [20] Knoll, G. F. *Radiation Detection and Measurement*. second edition, Wiley (1989).
- [21] Turhan, S. and Gundiz, L “Determination of Specific Activity of 226Ra, 232Th and 40K for Assessment of Radiation Hazards from Turkish Pumice Samples”, *Journal of Environmental Radioactivity*, 99 :332-342 (2008).
- [22] Van Loef, E. V. D., Dorenbos, P., van Eijk, C. W. E., Krämer, K. et Güdel, H. U. Scintillation properties of LaBr<sub>3</sub> :Ce<sup>3+</sup> crystals : fast, efficient and high-energy-resolution scintillators. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A*, 486(1-2) :254\_258 (2002).
- [23] Yang, Ya-Xin, Xin-min, Wu, Zong-ying, Jiang, Wei-Xing, Wang, Ji-gen, Lu, Jun, Lin, Lei-Ming, Wang, Yuang-fu, Hsia Radioactivity concentrations in soils of Xiaz-hung granite area, China. *Journal of Applied Radiation and Isotopes* 63 : 255-259 (2005).
- [24] Yeboah J., M. Boadu, E.O. Darko Natural radioactivity in soils and rocks within the Greater Accra Region of Ghana. *Journal of Radioanalytical and nuclear chemistry* 249(3) :629-632 (2011).
- [25] *Molecular Quantum Mechanics Third Edition* P. W. Atkins, Professor of Chemistry, University of Oxford, and Fellow, Lincoln College, Oxford, and R S. Friedman, Assistant

- [26] Agostinelli, S., Allison, J., Amako, K., Apostolakis, J., Araujo, H., Arce, P., Asai, M., Axen, D., Banerjee, S., Barrand, G. et al. GEANT4 – A simulation toolkit. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A*, 506(3) :250\_303 (2003).
- [27] Steinhauser F., Lettner H. Radiometric survey in Namibia In : *Natural radiation Environment IV. Radiat. Prot. Dosimetry*, vol 45 : 553-555, (1992).
- [28] G. Lutz, « *Semiconductor Radiation Detectors* », Springer, Berlin (2001)
- [29] Agbalagba E.O., Onoja R.A. Evaluation of natural radioactivity in soil, sediment and water samples of Nigeria. *Journal of Environmental Radioactivity* 102 667-671 (2011).
- [30] Fiches radioprotection. Données essentielles nécessaires à la mise en œuvre de la radioprotection. 2012.
- [31] Physique Statistique hors équilibre : équation de Boltzmann, réponse linéaire : Noëlle Pottier Note de cours (1997-1998)
- [32] Physique Statistique de la matière Molle (II), DEA de Physique des liquide C. Aslangul. (2003-2004).
- [33] *The physics of Atoms and Quanta. Introduction to experiments and theory.* H. Haken and H.W. Wolf.
- [34] Xinwei L Natural Radioactivity in some building materials of Shaanix, China. *J. Radioanaly. Nucl. Chemi.*, 262 :775-777, (2004).
- [35] Asha Rani, Surinder Singh. Natural radioactivity levels in soil samples from some areas of Himachal Pradesh, India using  $\gamma$ -ray spectrometry. *Atmospheric Environment* 39 6306-6315, (2005)
- [36] Interaction des rayonnements ionisants avec la matière, Notes de cours de Pr Khalil EL GUERMAI. Université Hassan II – AIN CHOK Casablanca.
- [37] Interaction des rayonnements ionisants avec la matière, Notes de cours de Dr MOYO. Université de Douala
- [38] M. Walter E, *Éléments de la physique nucléaire.*
- [39] C. Fabien, *Étalonnage d'un spectromètre gamma en vue de la mesure de la radioactivité naturelle. Mesures expérimentales et modélisation par technique de Monte Carlo, thèse présentée pour obtenir le grade de docteur -Univ Blaise Pascal, May 2007.*
- [40] *Broad Energy Germanium Detectors (BEGe)*
- [41] H. H. Jorch and J. L. Campbell, *Nucl. Instrum. Meth.* 143 (551), 1977
- [42] Glenn F. Knoll, “*Radiation Detection and Measurement, Third Edition*” John Wiley & Sons 2000
- [43] Kenneth S. Krane, « *Introductory Nuclear Physics* », John Wiley and Sons, 1988
- [44] Huda Abdulrahman Al-Sulaiti *Determination Of Naturalradioactivity Levels In The State Of Qatar Using High-Resolution Gamma-Ray Spectrometry.*Phd Thesis, Department Of

Physics, Faculty Of Engineering And Physical Sciences, University Of Surrey Guilford, Surrey GU2 7XH, UK, (2011)

- [45] THESE\_B\_PIRARD Etude et validation d'un spectromètre gamma pour la mesure de la composition chimique des surfaces planétaires : Application à une mission vers Mercure. Par Benoît Pirard\_ Université Toulouse III - Paul Sabatier 2010

---

---

# Annexes

---

## **1. Concentrations d'activité dans des échantillons de sol provenant de l'Université de Douala-Cameroun**

Les concentrations d'activité de  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  et  $^{40}\text{K}$  dans des échantillons de sol provenant de l'Université de Douala-Cameroun ont été évalués et présentés ci-dessous dans le Tableau 1.



Site de prélèvement	Échantillon	Ra <sub>eq</sub> (Bq/kg)	Dose Absorbée (nGy/h)	équivalent de dose effective annuelle (mSv/y)	Paramètres radiologiques interne (Hex)
Campus 1	UD01	123.41	99.63	0.12	0.34
	UD02	144.46	115.78	0.14	0.40
	UD03	112.01	90.95	0.11	0.31
	UD04	118.84	96.04	0.12	0.33
	UD05	112.14	90.68	0.11	0.31
	UD06	132.47	106.75	0.13	0.36
	UD07	116.36	94.05	0.12	0.32
Minimum		116.36	90.95	0.11	0.31
Maximum		144.46	115.78	0.14	0.40
Valeur moyenne					
Val.±erreurs		122.81±11.90	99.13±9.21	0.12±0.01	0.34±0.03
Campus 2	UD08	100.92	81.92	0.10	0.28
	UD09	118.75	95.87	0.12	0.33
	UD10	129.75	103.88	0.13	0.35
	UD11	114.32	91.50	0.11	0.31
	UD12	116.28	93.23	0.11	0.32
	UD13	133.02	106.53	0.13	0.36
	UD14	120.53	97.99	0.12	0.33
	UD15	141.11	112.96	0.14	0.39
	UD16	129.42	103.89	0.13	0.35
	UD17	130.02	104.19	0.13	0.35
	DU18	108.71	88.07	0.11	0.30
Minimum		100.92	81.92	0.10	0.28
Maximum		141.11	112.96	0.14	0.39
Val.±erreurs		122.08±11.80	98.18±9.11	0.12±0.01	0.33±0.03
Partout dans le Monde	intervalle		18.00-93.00		
	Valeur	370.00	60.00	0.07	< 1.00

TABLE 3.2 – Valeurs des paramètres radiologiques pour la santé. Activité de  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  et  $^{40}\text{K}$  dans des échantillons de sol.

**2. Les différents radionucléides de ce tableau ont les énergies regroupées dans le tableau suivant.**

Radionucléides	Ra-226									K-40
fil	Pb-214		Bi-214			Pb-212	Ac-228			
Énergie en keV	295.21	351.92	609.31	1120.29	1764.49	238.63	338.32	911.60	969.11	1460.81

TABLE 3.3 – Energies des différents radionucléides.

## Research Article

# Gamma Emitting Radionuclides in Soils from Selected Areas in Douala-Bassa Zone, Littoral Region of Cameroon

Maurice Moyo Ndontchueng,<sup>1,2</sup> Eric Jilbert Mekongtso Nguelem,<sup>1,2</sup> Augustin Simo,<sup>1</sup> Raymond Limen Njinga,<sup>3,4</sup> and Gembou Shouop Cébastien Joël<sup>2</sup>

<sup>1</sup> National Radiation Protection Agency, P.O. Box 33732, Yaounde, Cameroon

<sup>2</sup> Department of Physics, Faculty of Science, University of Douala, P.O. Box 24157, Douala, Cameroon

<sup>3</sup> Department of Physics, Ibrahim Badamasi Babangida University, Lapai, Niger State, Nigeria

<sup>4</sup> Radioanalysis and Spectrometry Service, National Radiation and Protection Agency, Yaounde, Cameroon

Correspondence should be addressed to Maurice Moyo Ndontchueng; ndomomau@yahoo.fr

Received 12 November 2013; Accepted 10 December 2013

Academic Editors: B. Liu and T. Stafilov

Copyright © 2014 Maurice Moyo Ndontchueng et al. This is an open access article distributed under the Creative Commons Attribution License, which permits unrestricted use, distribution, and reproduction in any medium, provided the original work is properly cited.

A study of natural radioactivity levels in some composites of eighteen soil samples selected within Douala-Bassa zone of Littoral Region has been evaluated. The samples were analysed using gamma spectrometry based broad energy germanium detector (BEGe 6350). The activity profile of radionuclide shows low activity across the studied areas. The obtained mean values of <sup>226</sup>Ra, <sup>232</sup>Th, and <sup>40</sup>K in the two campuses were 25.48 Bq/kg, 65.96 Bq/kg, and 39.14 Bq/kg for Campus 1 and 24.50 Bq/kg, 66.71 Bq/kg, and 28.19 Bq/kg for Campus 2, respectively. In terms of health analysis, some radiation health hazard parameters were calculated within the two campuses. The mean values of radium equivalent activity were 122.81 Bq/kg and 122.08 Bq/kg, absorbed dose rate in air was 99.13 nGy/h and 98.18 nGy/y, annual outdoor effective dose was 0.12 mSv/y and 0.12 mSv/y, and external health hazard index was 0.34 and 0.33 in Campus 1 and Campus 2, respectively. These health hazard parameters were seen to be below the safe limit of UNSCEAR 2000 except the absorbed dose rate in air and the annual outdoor effective doses which are relatively high compared to the values of 60 nGy/h and 0.07 mSv/y. These results reveal no significant radiological health hazards for inhabitation within the study areas.

## 1. Introduction

Gamma radiation emitted from naturally occurring radioisotopes, also called terrestrial background radiation, represents the main source of radiation of the human body. Natural environmental radioactivity and the associated external exposure due to gamma radiation depend primarily on the geological and geographical conditions and appear at different levels in the soils of each region in the world [1, 2]. Only radionuclides with half-lives comparable with the age of the earth or their corresponding decay products existing in terrestrial materials such as <sup>232</sup>Th, <sup>238</sup>U, and <sup>40</sup>K are of great interest. Abnormal occurrences of uranium and its decay products in rocks and soils and thorium in monazite sands are the main sources of high natural background areas that have

been identified in several areas of the world [3]. Outdoors exposure to this radiation originates predominantly from the upper 30 cm of the soil [1]. According to the literature of natural radioactivity in soil, there is lack of information on natural radioactivity levels in soils from various living sites in Cameroon. Radionuclides in soil generate a significant component of the background radiation exposure to the population [3].

The knowledge of specific activities or concentrations and distributions of the radionuclides in soil is of great interest for many researchers throughout the world and serves as the reference in documenting changes to environmental radioactivity due anthropogenic activities or any release of radioactive elements [4, 5]. Monitoring of radioactive materials is therefore of primary importance to humans,

organisms, and environmental protection. The accumulation of such radioactivity may substantially contribute to collective radiation dose received by the local population living within this particular environment. Radiation exposure can damage living cells, causing death in some of them and modifying others.

There have been many surveys to determine the background levels of radionuclides in soils, which can in turn be related to the absorbed dose rates in air. All of these spectrometric measurements indicate that the three components of external radiation field, namely, from the  $\gamma$ -emitting radionuclides in the  $^{238}\text{U}$  and  $^{232}\text{Th}$  series and  $^{40}\text{K}$ , made approximately equal contributions to the externally incident  $\gamma$ -radiation dose to individuals in typical situations both outdoors and indoors. Since 98.5% of the radiological effects of the uranium series are produced by radium and its daughter products, the contribution from the  $^{238}\text{U}$  and other contributions of  $^{226}\text{Ra}$  precursors are normally ignored.

The aim of the present study tends to assess the specific activity and examine radiation hazard indices of the naturally occurring radionuclides ( $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ , and  $^{40}\text{K}$ ) in soil samples from the two campuses of the University of Douala-Cameroon using broad energy gamma-ray spectrometry based high purity germanium detector.

*1.1. Overview of the Study Area.* The field experiment was carried out at the two campuses of the University of Douala-Cameroon ( $04^{\circ}03'14.8''-04^{\circ}03'29.7''\text{N}$  and  $09^{\circ}44'00.1''-09^{\circ}44'45.2''\text{W}$ ). The studied sites are located within the Douala-Bassa zone where the geology of the region is compromised by the sedimentary rocks, namely, by the tertiary to quaternary sediments as seen in Figure 1. These sedimentary rocks found in the Douala-Bassa zone (within the Douala basin) consist of poorly consolidated grits and sandstones that occasionally display bedding with a few intercalations of limestone and shale. Soils in Douala-Bassa zone vary from yellow through brown to black, freely drained, sandy ferralitic [6].

*1.2. Samples Collection and Preparation Techniques.* Composites of eighteen soil samples were randomly chosen from the two campuses of University of Douala (seven from small area coverage of Campus 1 ESSEC situated at Angel-Raphael and eleven from large area coverage of Campus 2 located at Ndong-Bong Douala-Bassa). The vertical or near vertical surface was dressed (scraped) to remove smeared soil. This was necessary to minimize the effects of contaminant migration interferences due to smearing of material from other levels. Each composite sample was a mixture of five samples collected within an area of  $5\text{ m}^2$  separated from each other by a distance of 300 m to cover the study site and to observe a significant local spatial variation in terrestrial radioactivity. Each sampling point was marked using a global positioning system (GPS). Four samples were collected at the edges (end corners) and one at the centre. These five samples collected at a depth of approximately 20 cm from the top surface layer were mixed thoroughly to form a composite sample and packed into a polyethylene bag to

prevent contamination. The samples were transferred into the laboratory after they were labelled accordingly.

At the laboratory, the samples were air-dried for a week then oven-dried at  $105^{\circ}\text{C}$  for 24 hours. The dried samples were grinded into powder and sieved through a 2 mm wire mesh to obtain a uniform particles size. In order to maintain radioactive equilibrium between  $^{226}\text{Ra}$  and its daughters, the soil samples were then packed in a 360 mL air tight polyethylene cylindrical container, dry-weighed, and stored for a period of 32 days for equilibrium between the long-lived parent and daughter nuclides.

## 2. Experimental

Each sample was subjected to a coaxial gamma-ray spectrometer consisting of broad energy germanium detector (BE6530) manufactured by Canberra Industries. The resolution of this detector is 0.5 keV at 5.9 keV for  $^{55}\text{Fe}$ , 0.75 keV at 122 keV for  $^{57}\text{Co}$ , and 2.2 keV at 1332 keV for  $^{60}\text{Co}$ . The detector is placed in a low-level Canberra Model 747 lead shield with thickness of 10 cm.

The energy distributions of the radioactive samples were generated by the computer inbuilt Multiport II Multichannel Analyzer (MCA). Each sample was counted for 86400 seconds for effective peak area statistics of above 0.1%.

Following the sample analysis process, the specific activity concentration in Becquerel per kilogram ( $\text{Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$ ) for each radionuclide was calculated after background separation using the Genie-2000 software incorporated with cascade summing correction coefficient.

Assuming a state of secular equilibrium between  $^{238}\text{U}$  and  $^{232}\text{Th}$  and their respective decay daughter products, the following relatively intense gamma-ray transitions were used to measure the activity concentrations for the above-mentioned radionuclides.

- $^{226}\text{Ra}$  concentration was calculated as a weighted mean of the activity concentrations of the gamma-rays of  $^{214}\text{Pb}$  (295.1 keV, 351.9 keV),  $^{214}\text{Bi}$  (609.3 keV and 1120.29 keV), and its specific gamma-ray at 186.2 keV. Interference correction due to the presence of 185.7 keV energy peak of  $^{235}\text{U}$  has been taken into account and subtracted accordingly.
- The gamma-ray photopeaks used for the determination of the  $^{232}\text{Th}$  contents were 338.4 keV, 911.2 keV, and 969.11 keV of  $^{228}\text{Ac}$  and 238.6 keV of  $^{212}\text{Pb}$ .
- $^{40}\text{K}$  was directly determined by using 1460.8 (10.7%) gamma-ray.

### 2.1. Health Hazard Parameters

*2.1.1. Absorbed Dose Rate in Air (D).* A direct connection between radioactivity concentrations of natural radionuclides and their exposure is known as the absorbed dose rate in the air at 1 metre above the ground surface. The mean activity concentrations of  $^{226}\text{Ra}$  (of the  $^{238}\text{U}$  series),  $^{232}\text{Th}$ , and  $^{40}\text{K}$  ( $\text{Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$ ) in the soil samples were used to calculate

the absorbed dose rate using the following formula provided by UNSCEAR [7] and European Commission [8]:

$$D (\text{nGy} \cdot \text{h}^{-1}) = 0.92A_{\text{Ra}} + 1.1A_{\text{Th}} + 0.08A_{\text{K}}, \quad (1)$$

where  $D$  is the absorbed dose rate in  $\text{nGy} \cdot \text{h}^{-1}$  and  $A_{\text{Ra}}$ ,  $A_{\text{Th}}$ , and  $A_{\text{K}}$  are the activity concentrations of  $^{226}\text{Ra}$  ( $^{238}\text{U}$ ),  $^{232}\text{Th}$ , and  $^{40}\text{K}$ , respectively. The dose coefficients in units of  $\text{nGy} \cdot \text{h}^{-1}$  per  $\text{Bq} \cdot \text{kg}^{-1}$  were taken from the UNSCEAR (2000) report [7–9].

**2.1.2. Annual Effective Dose Equivalent.** The absorbed dose rate in air at 1 metre above the ground surface does not directly provide the radiological risk to which an individual is exposed [10]. The absorbed dose can be considered in terms of the annual effective dose equivalent from outdoor terrestrial gamma radiation which is converted from the absorbed dose by taking into account two factors, namely, the conversion coefficient from absorbed dose in air to effective dose and the outdoor occupancy factor. The annual effective dose equivalent can be estimated using the following formula [7, 11]:

$$\begin{aligned} \text{AEDE} (\mu\text{Sv} \cdot \text{y}^{-1}) \\ = D (\text{nGy} \cdot \text{h}^{-1}) \times 8760 \text{ h} \times 0.2 \times 0.7 \text{ Sv} \cdot \text{Gy}^{-1} \times 10^{-3}. \end{aligned} \quad (2)$$

The values of those parameters used in the UNSCEAR report (2000) are  $0.70 \text{ Sv} \cdot \text{Gy}^{-1}$  for the conversion coefficient from absorbed dose in air to effective dose received by adults and 0.20 for the outdoor occupancy factor [7].

**2.1.3. Radium Equivalent Activity.** As a result of nonuniform distribution of natural radionuclides in the soil samples, the actual activity levels of  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ , and  $^{40}\text{K}$  in the samples can be evaluated by means of a common radiological index called radium equivalent activity ( $\text{Ra}_{\text{eq}}$ ) [10, 12]. It is the most widely used index to assess the radiation hazards and can be calculated as given by Beretka and Mathew [10, 12]:

$$\text{Ra}_{\text{eq}} (\text{Bq} \cdot \text{kg}^{-1}) = A_{\text{Ra}} + 1.43A_{\text{Th}} + 0.077A_{\text{K}}, \quad (3)$$

where  $A_{\text{Ra}}$ ,  $A_{\text{Th}}$ , and  $A_{\text{K}}$  are the activity concentrations of  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ , and  $^{40}\text{K}$  in  $\text{Bq} \cdot \text{kg}^{-1}$ , respectively.

The maximum permissible value of the radium equivalent activity is  $370.00 \text{ Bq} \cdot \text{kg}^{-1}$  [7, 10]. This value corresponds to an effective dose of 1 mSv for the general public and radiation dose rate of  $1.50 \text{ mGy} \cdot \text{y}^{-1}$  [7, 13].

**2.1.4. External and Internal Hazard Indices.** Many radionuclides occur naturally in terrestrial soils and rocks and, upon decay, these radionuclides produce an external radiation field to which all human beings are exposed. In terms of dose, the principal primordial radionuclides are  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{238}\text{U}$ , and  $^{40}\text{K}$ . The decay of naturally occurring radionuclides in soil produces a gamma-beta radiation field in soil that crosses the soil-air interface to produce exposures to humans. The main

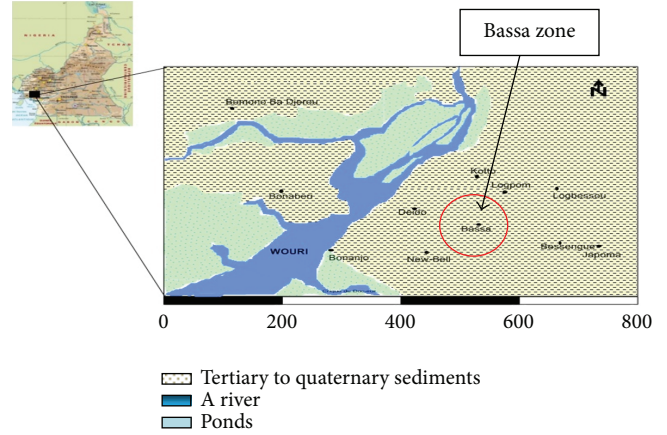


FIGURE 1: Map indicating the study area.

factors which determine the exposure rate to a particular individual are the concentrations of radionuclides in the soil and the time spent outdoors. To limit the radiation exposure attributable to natural radionuclides in the samples to the permissible dose equivalent limit of  $1.00 \text{ mSv} \cdot \text{y}^{-1}$ , the external hazard index based on a criterion has been introduced using a model proposed by Krieger (1981) which is given by [7, 14]:

$$H_{\text{ex}} = \frac{A_{\text{Ra}}}{370} + \frac{A_{\text{Th}}}{259} + \frac{A_{\text{K}}}{4810} \leq 1. \quad (4)$$

In order to keep the radiation hazard insignificant, the value of external hazard index must not exceed the limit of unity. The maximum value of  $H_{\text{ex}}$  equal to unity corresponds to the upper limit of radium equivalent activity of  $370.00 \text{ Bq} \cdot \text{kg}^{-1}$  [15, 16].

In addition to the external hazard, radon and its short-lived products are also hazardous to the respiratory organs. To account for this threat, the maximum permissible concentration for  $^{226}\text{Ra}$  must be reduced to half of the normal limit ( $185.00 \text{ Bq} \cdot \text{kg}^{-1}$ ). The internal exposure to carcinogenic radon and its short-lived progeny is quantified by the internal hazard index ( $H_{\text{in}}$ ) given by the expression [17].

### 3. Results and Discussion

The activity concentrations of  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ , and  $^{40}\text{K}$  in soil samples from the University of Douala-Cameroon have been measured and presented in Table 1 with the geographical coordinates of each sampling point. The radiological health hazards indices in the investigated soil samples have been calculated and displaced in Table 2. The comparison of specific activities of  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{40}\text{K}$  in soil samples from the University of Douala-Cameroon with data from other countries is reported in Table 3.

For Campus 1, in Tables 1 and 3, the activity concentrations of  $^{226}\text{Ra}$  varied from  $21.99 \pm 0.68$  to  $29.17 \pm 0.87 \text{ Bq/kg}$  with an average of  $25.48 \text{ Bq/kg}$ . The activity concentrations of  $^{232}\text{Th}$  and  $^{40}\text{K}$  ranged from  $59.14 \pm 1.41$  to  $65.88 \pm 1.55 \text{ Bq/kg}$  with an average value of  $65.96 \text{ Bq/kg}$  and from  $13.93 \pm 2.88$  to  $70.89 \pm 3.70 \text{ Bq/kg}$  with a mean of  $39.15 \text{ Bq/kg}$ , respectively.

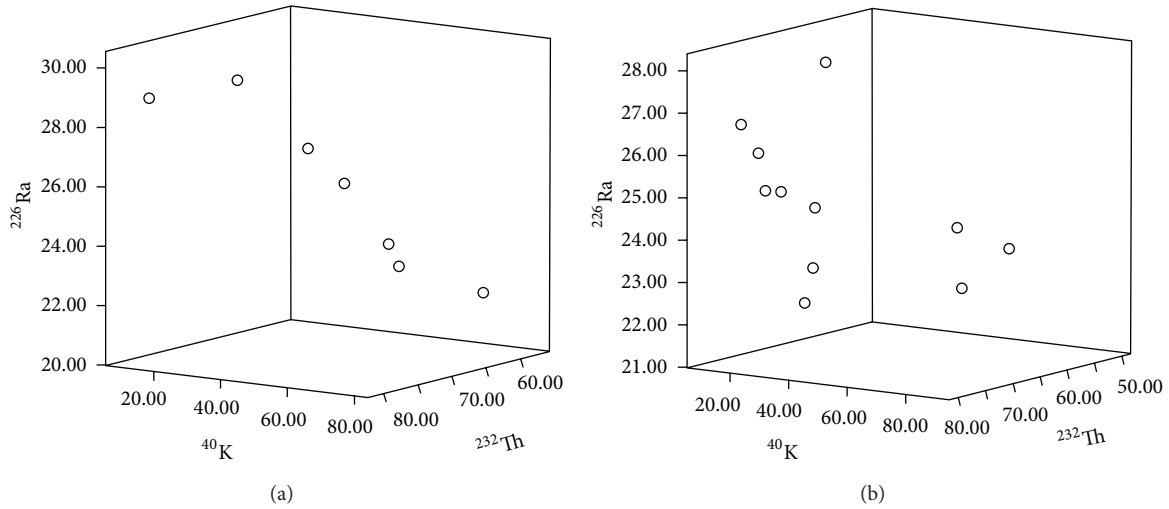


FIGURE 2: (a) Distribution of specific activities of  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{40}\text{K}$ , and  $^{232}\text{Th}$  in soil samples from Campus 1. (b) Distribution of specific activities of  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{40}\text{K}$ , and  $^{232}\text{Th}$  in soil samples from Campus 2.

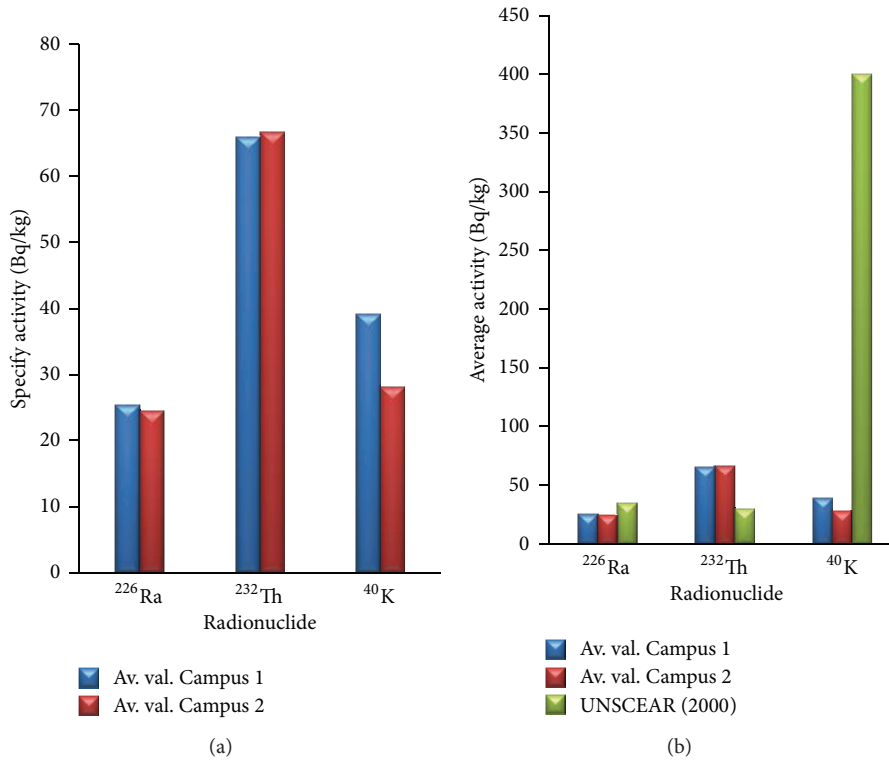


FIGURE 3: (a) Comparison of the mean specific gamma activities in soil from both studied sites. (b) Comparison of the mean specific gamma activities in soil samples with the worldwide value.

For Campus 2, in Tables 1 and 3, the activity concentrations of  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ , and  $^{40}\text{K}$  ranged from  $21.99 \pm 0.68$  to  $27.68 \pm 0.80$  Bq/kg with an average value of 24.50 Bq/kg, from  $52.60 \pm 1.27$  to  $78.99 \pm 1.83$  Bq/kg with a mean of 66.72 Bq/kg, and from  $11.89 \pm 2.66$  to  $80.76 \pm 2.80$  Bq/kg with an average value of 28.19 Bq/kg, respectively.

The distributions of radioactivity measured in both studied sites are present in Figures 2(a) and 2(b). As shown in

the figures, the radioactivity concentration slightly varied from one point to another. These variation observed in both studied sites may result from the nonuniform distribution of radioactivity contents present under the earth crust. It is generally considered that igneous rocks contain higher levels of radioactivity than sedimentary rocks. The areas under study are part of the Littoral Region observed to be the major sedimentary basin of Cameroon [6]. This formation



TABLE 1: Specify activities of  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ , and  $^{40}\text{K}$  in soil samples from Campuses 1 and 2 of the University of Douala.

Sampling sites	Sample ID	Latitude	Longitude	Specific activity (Bq/kg)		
				$^{226}\text{Ra}$	$^{232}\text{Th}$	$^{40}\text{K}$
Campus 1	UD01	04°03'20.8"N	09°43'57.6"W	26.70 ± 0.76	65.88 ± 1.55	32.56 ± 3.22
	UD02	04°03'25.1"N	09°44'00.1"W	28.95 ± 0.84	80.03 ± 1.87	13.93 ± 2.88
	UD03	04°03'22.6"N	09°44'07.1"W	21.99 ± 0.68	59.14 ± 1.41	70.89 ± 3.70
	UD04	04°03'19.7"N	09°44'04.1"W	25.44 ± 0.77	63.27 ± 1.52	38.01 ± 3.38
	UD05	04°03'17.2"N	09°44'02.9"W	23.27 ± 0.71	59.78 ± 1.42	44.03 ± 3.29
	UD06	04°03'14.8"N	09°44'08.0"W	29.17 ± 0.87	71.06 ± 1.71	21.82 ± 3.09
	UD07	04°03'16.7"N	09°44'11.0"W	22.82 ± 0.69	62.57 ± 1.48	52.80 ± 3.12
	Minimum			21.99 ± 0.68	59.14 ± 1.41	13.93 ± 2.88
	Maximum			29.17 ± 0.87	65.88 ± 1.55	70.89 ± 3.70
	Average values ± Standard Deviation			25.48 ± 2.92	65.96 ± 7.39	39.15 ± 19.14
Campus 2	UD08	04°03'29.7"N	09°44'26.5"W	22.27 ± 0.68	52.60 ± 1.27	44.70 ± 3.27
	UD09	04°03'31.0"N	09°44'30.3"W	27.68 ± 0.80	62.79 ± 1.51	16.76 ± 3.06
	UD10	04°03'22.0"N	09°44'30.0"W	24.94 ± 0.73	72.50 ± 1.66	14.68 ± 2.76
	UD11	04°03'25.1"N	09°44'36.8"W	21.99 ± 0.68	63.93 ± 1.49	11.89 ± 2.66
	UD12	04°03'21.5"N	09°44'39.0"W	22.89 ± 0.69	64.46 ± 1.51	15.82 ± 2.90
	UD13	04°03'16.5"N	09°44'39.8"W	25.87 ± 0.76	74.12 ± 1.71	15.10 ± 2.96
	UD14	04°03'18.4"N	09°44'37.5"W	23.84 ± 0.71	63.27 ± 1.48	80.76 ± 2.80
	UD15	04°03'16.8"N	09°44'35.5"W	26.74 ± 0.80	78.99 ± 1.83	18.29 ± 3.21
	UD16	04°03'24.9"N	09°44'42.2"W	24.64 ± 0.76	71.66 ± 1.69	29.94 ± 3.24
	UD17	04°03'21.2"N	09°44'45.2"W	24.98 ± 0.74	72.39 ± 1.66	19.84 ± 1.81
	DU18	04°03'18.2"N	09°44'42.7"W	23.67 ± 0.71	57.20 ± 1.36	42.26 ± 3.18
	Minimum			21.99 ± 0.68	52.60 ± 1.27	11.89 ± 2.66
	Maximum			27.68 ± 0.80	78.99 ± 1.83	80.76 ± 2.80
	Average values ± standard deviation			24.50 ± 1.80	66.72 ± 7.91	28.19 ± 20.72
Worldwide (UNSCEAR 2000)						
	Range			17.00–60.00	11.00–68.00	140.00–850.00
	Average			35.00	30.00	400.00

has variations in sediments, limestone, shale, and clay. From the recorded activities of  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ , and  $^{40}\text{K}$  in the present study, it can be noticed that the obtained average value of  $^{232}\text{Th}$  in both locations was observed to be comparably higher than both of  $^{226}\text{Ra}$  and  $^{40}\text{K}$  in almost all the soil-sampling locations. This could be due to the high content of thorium present in sedimentary rocks.

Comparing the average activity values of  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ , and  $^{40}\text{K}$  obtained in both studied sites, as shown in Figure 3(a), it can be seen that the obtained average values of  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ , and  $^{40}\text{K}$  in the analyzed soil samples from both studied sites were relatively the same with the exception of the  $^{40}\text{K}$  average value which was slightly higher in Campus 2 than in Campus 1. The observed similar variation range in activity concentrations of  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ , and  $^{40}\text{K}$  is due to the fact that both studied sites are closed to one another and the soil samples collected in both sites originated from the same geology formation. The slight difference in activity concentration average value of  $^{40}\text{K}$  is also due to the irregular distribution of uranium, thorium, and potassium contents present in the studied soils.

The calculated average activity values of  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ , and  $^{40}\text{K}$  in both studied sites were compared with the established worldwide ones by UNSCEAR [7] as represented in Figure 3(b). It can be observed that the values obtained in both studied sites are comparably lower than the recommended worldwide values with the exception of the  $^{226}\text{Ra}$  values.

The observed activity concentrations of  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ , and  $^{40}\text{K}$  in the present work were compared with other published values obtained from the literature of radioactivity in soil by many authors as dispatched in Table 3. The obtained average activity concentrations of  $^{226}\text{Ra}$  and  $^{40}\text{K}$  in both studied sites were comparably lower than the values published by other authors with the exception of the recorded values of  $^{226}\text{Ra}$  in Nigeria Delta published by Agbalagba and Onoja [25] which were relatively low. Similar observations were observed for  $^{232}\text{Th}$  as recorded in the activity concentration in this work. It can be seen that the average values of  $^{232}\text{Th}$  recorded in the present study were slightly lower than the published values recorded in China (Xiaz-hung area), Ghana (Greater Accra), and India (Himwchal Pradesh) [18, 20, 21] and higher than the recorded and published average values in Namibia and

TABLE 2: The radiological health hazard parameters due to the activity contents of  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ , and  $^{40}\text{K}$  in soil samples.

Sampling site	Sample ID	$\text{Ra}_{\text{eq}}$ (Bq/kg)	Absorbed dose (nGy/h)	Outdoor annual effective dose (mSv/y)	External health hazard index (Hex)
Campus 1	UD01	123.41	99.63	0.12	0.34
	UD02	144.46	115.78	0.14	0.40
	UD03	112.01	90.95	0.11	0.31
	UD04	118.84	96.04	0.12	0.33
	UD05	112.14	90.68	0.11	0.31
	UD06	132.47	106.75	0.13	0.36
	UD07	116.36	94.05	0.12	0.32
	Minimum	116.36	90.95	0.11	0.31
	Maximum	144.46	115.78	0.14	0.40
	Average val. $\pm$ DS	122.81 $\pm$ 11.90	99.13 $\pm$ 9.21	0.12 $\pm$ 0.01	0.34 $\pm$ 0.03
Campus 2	UD08	100.92	81.92	0.10	0.28
	UD09	118.75	95.87	0.12	0.33
	UD10	129.75	103.88	0.13	0.35
	UD11	114.32	91.50	0.11	0.31
	UD12	116.28	93.23	0.11	0.32
	UD13	133.02	106.53	0.13	0.36
	UD14	120.53	97.99	0.12	0.33
	UD15	141.11	112.96	0.14	0.39
	UD16	129.42	103.89	0.13	0.35
	UD17	130.02	104.19	0.13	0.35
	DU18	108.71	88.07	0.11	0.30
	Minimum	100.92	81.92	0.10	0.28
	Maximum	141.11	112.96	0.14	0.39
	Average val. $\pm$ SD	122.08 $\pm$ 11.80	98.18 $\pm$ 9.11	0.12 $\pm$ 0.01	0.33 $\pm$ 0.03
Worldwide (UNSCEAR 2000)					
	Range		18.00–93.00		
	Average	370.00	60.00	0.07	<1.00

Nigeria Delta [23, 25]. The present values were compared favourably with the recorded average values published by other countries selected from the worldwide investigation of natural radioactivity in soils.

Uniformity with respect to exposure to radiation defined in terms of radium equivalent activity to compare the specific activity of geological materials contain in different amounts of  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ , and  $^{40}\text{K}$ . This was calculated and the results were presented in Table 2. It can be seen that values ranged from 116.36 Bq/kg to 144.46 Bq/kg with an average of 122.81 Bq/kg in Campus 1 and from 100.93 Bq/kg to 141.11 Bq/kg with a mean value of 122.08 Bq/kg in Campus 2. The obtained values of radium equivalent in the present investigation are comparably less than the safe limit (370.00 Bq/kg) recommended by UNSCEAR [7].

The ionising radiation affects the biological systems and it depends, along with the other factors, on the time and place of exposure and population involved. In most cases, the risk appears to be higher outdoors than indoors. As shown in Table 2, the calculated absorbed dose in air is in the range of 90.95 nGy/h to 115.77 nGy/h with a mean of 99.13 nGy/h in Campus 1 and from 81.92 nGy/h to 112.96 nGy/h with an average of 98.18 nGy/h in Campus 2. The estimated annual

outdoor effective dose in the present study varies from 0.11 mSv/y to 0.14 mSv/y with a mean of 0.12 mSv/y and from 0.10 mSv/y to 0.14 mSv/y with an average of 0.12 mSv/y in Campuses 1 and 2, respectively. The external health hazard index calculated in the present study ranges from 0.31–0.40 with a mean of 0.34 and from 0.28–0.39 with an average of 0.33 in Campuses 1 and 2, respectively. The obtained values of the absorbed dose rate in air and the annual outdoor effective dose in the present investigation are comparably higher than the recommended values of 18.00–93.00 (60.00) nGy/h and 0.07 mSv/y UNSCEAR [7], whilst those of external health hazard index obtained are comparably less than the unity.

#### 4. Conclusion

The natural radioactivity levels of  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ , and  $^{40}\text{K}$  have been measured in soils from the selected areas within the Douala-Bassa zone in the Littoral Region of Cameroon using gamma spectrometry based broad energy germanium detector (BE6530). The recorded mean values of  $^{232}\text{Th}$  in both studied sites were relatively high than those of  $^{226}\text{Ra}$  and  $^{40}\text{K}$ . Considering the nonuniform distribution of radioactivity in geological materials, the radium equivalent was calculated



TABLE 3: Comparison of specific gamma activities (Bq/kg) in soil with that of other countries.

Country	Activity concentration (Bq/kg)			Reference
	<sup>226</sup> Ra	<sup>232</sup> Th	<sup>40</sup> K	
China (Xiaz-hung area)	40.20–442.00 (112.00)	32.60–88.10 (71.50)	440.00–913.00 (672.00)	[18]
Botswana	6.10–97.40 (34.80)	7.40–110.00 (41.80)	33.50–1085.70 (432.70)	[19]
Ghana (Great Accra)	2.40–62.70	3.2–145.7	91.10–1395.90	[20]
India (Himwchal Pradesh)	42.09–79.63 (57.34)	52.83–135.75 (82.22)	95.33–160.30 (135.75)	[21]
Italy (Southern)	57.00–71.00	73.00–87.00	580.00–760.00	[22]
Namibia	4.50–48.00 (31.00)	3.00–38.00 (32.00)	42.00–1100.00 (480.00)	[23]
Nigeria (Lagos)	3.00–43.00	5.00–76.00	40.00–354.00	[24]
Nigeria Delta	11.00–40.00 (18.00 ± 3.40)	12.00–40.00 (22.00 ± 4.40)	69.00–530.00 (210.00 ± 49.00)	[25]
Cameroon	*21.99–29.17 (25.48) **21.99–27.68 (24.50)	*59.14–65.89 (65.96) **52.60–78.99 (66.72)	*13.93–70.89 (39.15) **11.89–80.76 (28.19)	This Work

\* Campus 1; \*\* Campus 2; (:): average value.

and observed to be lower than the recommended safe value (370.00 Bq/kg) by UNSCEAR. The radiological health hazards parameters calculated in the present work were comparably higher than the recommended safe limit of the absorbed dose rate in air, the annual outdoor effective dose, and external health hazard index by UNSCEAR except those values of the external health hazard index which were less than unity.

The results obtained in this work have established baseline information on natural radioactivity in the two campuses of the University of Douala-Cameroon. It is expected that the results obtained may be used as baseline data for future work.

## Conflict of Interests

The authors declare that there is no conflict of interests regarding the publication of this paper.

## Acknowledgments

The authors are grateful for the support and technical cooperation provided by the National Radiation Protection Agency of Cameroon in granting access to the facilities to successfully complete this study. The authors also appreciate the Administration Committee of the University of Douala and their vicinity for the understanding during sampling period.

## References

- [1] M. Tzortzis, E. Svoukis, and H. Tsertos, "A comprehensive study of natural gamma radioactivity levels and associated dose rates from surface soils in Cyprus," *Radiation Protection Dosimetry*, vol. 109, no. 3, pp. 217–224, 2004.
- [2] A. Rani and S. Singh, "Natural radioactivity levels in soil samples from some areas of Himachal Pradesh, India using  $\gamma$ -ray spectrometry," *Atmospheric Environment*, vol. 39, no. 34, pp. 6306–6314, 2005.
- [3] H. Orabi, A. Al-Shareaif, and M. El Galefi, "Gamma-ray measurements of naturally occurring radioactive sample from Alkharje City," *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, vol. 269, no. 1, pp. 99–102, 2006.
- [4] J. Al-Jundi, B. A. Al-Bataina, Y. Abu-Rukah, and H. M. Shehadeh, "Natural radioactivity concentrations in soil samples along the Amman Aqaba Highway, Jordan," *Radiation Measurements*, vol. 36, no. 1–6, pp. 555–560, 2003.
- [5] C. C. Goddard, "Measurement of outdoor terrestrial gamma radiation in the sultanate of Oman," *Health Physics*, vol. 82, no. 6, pp. 869–874, 2002.
- [6] V. A. Asaah, A. F. Abimbola, and C. E. Suh, "Heavy metal concentrations and distribution in surface soils of the Bassa Industrial Zone 1, Douala, Cameroon," *Arabian Journal for Science and Engineering*, vol. 31, no. 2, pp. 147–158, 2006.
- [7] United Nations Scientific Committee on the Effect of Atomic Radiation (UNSCEAR), "Report to the general assembly," in *Exposures From Natural Radiation Sources*, B. Annex, Ed., 2000.
- [8] European Commission (EC) Radiation Protection 112-radiological protection principles concerning the natural radioactivity of building materials Directorate- General Environment, Nuclear Safety and Civil Protection, 1999.
- [9] L. Xinwei, "Natural radioactivity in some building materials and by-products of Shaanxi, China," *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, vol. 262, no. 3, pp. 775–777, 2004.
- [10] J. Beretka and P. J. Mathew, "Natural radioactivity of Australian building materials, industrial wastes and by-products," *Health Physics*, vol. 48, no. 1, pp. 87–95, 1985.
- [11] N. Damla, U. Cevik, A. I. Kobya, A. Celik, N. Celik, and R. Van Grieken, "Radiation dose estimation and mass attenuation coefficients of cement samples used in Turkey," *Journal of Hazardous Materials*, vol. 176, no. 1–3, pp. 644–649, 2010.
- [12] I. F. Al-Hamarneh and M. I. Awadallah, "Soil radioactivity levels and radiation hazard assessment in the highlands of northern Jordan," *Radiation Measurements*, vol. 44, no. 1, pp. 102–110, 2009.
- [13] N. N. Jibiri, I. P. Farai, and S. K. Alausa, "Estimation of annual effective dose due to natural radioactive elements in ingestion of foodstuffs in tin mining area of Jos-Plateau, Nigeria," *Journal of Environmental Radioactivity*, vol. 94, no. 1, pp. 31–40, 2007.
- [14] D. O. Kpeglo, H. Lawluvi, A. Faanu et al., "Natural radioactivity and its associated radiological hazards in Ghanaian cement," *Research Journal of Environmental and Earth Sciences*, vol. 3, no. 2, pp. 161–167, 2011.

- [15] R. Krieger, "Radioactivity of construction materials," *Betonwerk und Fertigteil-Technik/Concrete Precasting Plant and Technology*, vol. 47, no. 8, pp. 468–446, 1981.
- [16] Ş. Turhan and L. Gündüz, "Determination of specific activity of  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  and  $^{40}\text{K}$  for assessment of radiation hazards from Turkish pumice samples," *Journal of Environmental Radioactivity*, vol. 99, no. 2, pp. 332–342, 2008.
- [17] L. Xinwei, "Natural radioactivity in some building materials and by-products of Shaanxi, China," *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, vol. 262, no. 3, pp. 775–777, 2004.
- [18] Y.-X. Yang, X.-M. Wu, Z.-Y. Jiang et al., "Radioactivity concentrations in soils of the Xiazhuang granite area, China," *Applied Radiation and Isotopes*, vol. 63, no. 2, pp. 255–259, 2005.
- [19] V. R. K. Murty and N. Karunakara, "Natural radioactivity in the soil samples of Botswana," *Radiation Measurements*, vol. 43, no. 9-10, pp. 1541–1545, 2008.
- [20] E. O. Darko, "Natural radioactivity in soils and rocks within the Greater Accra Region of Ghana," *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, vol. 249, no. 3, pp. 629–632, 2001.
- [21] A. Rani and S. Singh, "Natural radioactivity levels in soil samples from some areas of Himachal Pradesh, India using  $\gamma$ -ray spectrometry," *Atmospheric Environment*, vol. 39, no. 34, pp. 6306–6314, 2005.
- [22] S. Bellia, M. Brai, S. Hauser, P. Puccio, and S. Rizzo, "Natural radioactivity in a Volcanic Island: ustica, Southern Italy," *Applied Radiation and Isotopes*, vol. 48, no. 2, pp. 287–293, 1997.
- [23] F. Steinhausler and H. Lettner, "Radiometric survey in Namibia," *Radiation Protection Dosimetry*, vol. 45, no. 1-4, pp. 553–555, 1992.
- [24] N. N. Jibiri and I. P. Farai, "Assessment of dose rate and collective effective dose equivalent due to terrestrial gamma radiation in the city of Lagos, Nigeria," *Radiation Protection Dosimetry*, vol. 76, no. 3, pp. 191–194, 1998.
- [25] E. O. Agbalagba and R. A. Onoja, "Evaluation of natural radioactivity in soil, sediment and water samples of Niger Delta (Biseni) flood plain lakes, Nigeria," *Journal of Environmental Radioactivity*, vol. 102, no. 7, pp. 667–671, 2011.