

**Faculté des Sciences
Département de Chimie**

**Laboratoire de Recherche
Spectrochimie et Pharmacologie Structurale**

MEMOIRE DU MASTER EN CHIMIE

Option : Chimie Physique et Analytique

Académique

**Sujet : Radiation naturelle des matériaux de construction
en sable de la cote W. Tlemcen.**

Candidat : BENICHOU Saida

Date : le 11 Septembre 2013

Membres de Jury :

	Noms et Prénoms	Grade	Université ABB Tlemcen
Président	Mr. MEKELLECHE S. M.	Professeur	
Examineur	Mr. BELHACHEMI B.	Maitre de Conférences A	
Examineur	Mr. BENSAOULA A. A.	Maitre de Conférences A	
Encadreur	Mr. KADUM A.	Maitre de Conférences A	
Invité	Mr. CHIKH MOURAD	Ingénieur Briqueterique	

Année Universitaire 2012/2013

Remerciements

J'adresse en premier lieu ma reconnaissance à notre DIEU tout puissant, de m'avoir permis d'en arriver là, car sans lui rien n'est possible.

Le travail présenté dans ce mémoire a été réalisé au Laboratoire de Spectrochimie et Pharmacologie Structurale d'Université Abou Bakr –Belkaid de Tlemcen dirigé par Monsieur le Professeur DAHMANI Benamar

Je tiens à exprimer toute ma reconnaissance à Mr. KADUM A. de m'avoir fait bénéficier de ses compétences, ses qualités humaines et de sa disponibilité non seulement pour la réalisation de ce mémoire mais aussi durant tout le parcours de ma formation.

J'exprime mes sincères remerciements à Mr MEKELLECHE S. M pour m'avoir fait l'honneur d'accepté de présider le jury de ce mémoire.

J'adresse mes vifs et sincères remerciements aux membres de jury Mr. BELHACHEMI B. , Mr BENSAOULA A. A. d'avoir accepté d'examiner ce mémoire et de participer au jury.

J'adresse mes vifs et sincères remerciements a Monsieur le directeur de Laboratoire de Spectrochimie et Pharmacologie Structurale d'Université Abou Bakr –Belkaid de Tlemcen le Professeur DAHMANI Benamar

je tiens à remercier chaleureusement, tous les enseignants de l'année théorique qui ont contribué à ma formation et à mes travaux

J'exprime ma gratitude à toutes les personnes rencontrées lors des recherches que j'ai effectuées et qui ont accepté de répondre à mes interrogations avec gentillesse.

Enfin, j'adresse mes plus sincères remerciements à mes parents, ma famille et tous mes proches amis, qui m'ont aidé et toujours soutenu et encouragé au cours de la réalisation de ce mémoire.

DEDICACES



 *Je dédie cette thèse à ...* 

A ma très chère mère

Affable, honorable, aimable : Tu représentes pour moi le symbole de la bonté par excellence, la source de tendresse et l'exemple du dévouement qui n'a pas cessé de m'encourager et de prier pour moi.

Ta prière et ta bénédiction m'ont été d'un grand secours pour mener à bien mes études. Je te dédie ce travail en témoignage de mon profond amour. Puisse Dieu, le tout puissant, te préserver et t'accorder santé, longue vie et bonheur.

A mon très cher Père

Aucune dédicace ne saurait exprimer l'amour, l'estime, le dévouement et le respect que j'ai toujours eu pour vous.

Rien au monde ne vaut les efforts fournis jour et nuit pour mon éducation et mon bien être. Ce travail est le fruit de tes sacrifices que tu as consentis pour mon éducation et ma formation.

A mon très cher frère Hicham

Mon cher frère qui m'est le père et la mère, les mots ne suffisent guère pour exprimer l'attachement, l'amour et l'affection que je porte pour vous. Mon ange gardien et mon fidèle compagnon dans les moments les plus délicats de cette vie mystérieuse. Je vous dédie ce travail avec tous mes vœux de bonheur, de santé et de réussite.

A mon très cher frère Imad

Mon cher petit frère présent dans tous mes moments d'examens par son soutien moral et ses belles surprises sucrées.

Je te souhaite un avenir plein de joie, de bonheur, de réussite et de sérénité. Je t'exprime à travers ce travail mes sentiments de fraternité et d'amour.

A tous les membres de ma famille, petits et grands

Veillez trouver dans ce modeste travail l'expression de mon affection.

A mes chères amies

Moufida, Semeh, Hanen, Amina, Wefâa, khalida, Ibtissem, Malika, Hanifa

 *Benichou Saida . . .*

SOMMAIRE

REMERCIEMENTS

DÉDICACE

SOMMAIRE

LISTE DES TABLEAUX

LISTE DES FIGURE

RÉSUMÉ

INTRODUCTION (1.2)

CHAPITRE I : SUBSTANCES RADIOACTIVE NATURELLE

I.1. Rayonnement	(3)
I.2. Substances radioactives naturelles (NORM)	(3)
I.3. Sources des matières radioactives naturelles	(4)
I.3.1. Les rayons cosmiques	(4)
I.3.2. Radionucléides primordiaux	(5)
I.3.3. les produits Humain	(9)
I.4. NORM dans les matériaux de construction	(10)
I.5. Les effets de NORM sur la santé	(11)

CHAPITRE II : LE RAYONNEMENT GAMMA

II.1. Définition	(12)
II.1.1 Les sources de rayonnement gamma	(12)
II.2. Les interactions des radiations gamma avec la matière	(14)
II.2.1. L'effet photoélectrique	(15)
II.2.2. Diffusion Compton	(16)
II.2.3. Production de paire	(17)
II.3. Les divers types de radioactivités	(19)
II.3.1. La radioactivité alpha	(19)
II.3.2. La radioactivité bêta	(20)

II.3.2.1. La radioactivité beta moins (β^-)	(20)
II.3.2.2. La radioactivité beta plus (β^+)	(21)
II.4. Unités de la radioactivité et le dose	(22)
II .5. Loi de la décroissance radioactive	(23)

CHAPITRE III : METHODOLOGIE ET MATERIAUX

III.1. Prélèvement et préparation des échantillons	(25)
III.1.1. Prélèvement des échantillons	(25)
III.1.2. La préparation et l'analyse des échantillons	(26)
III.2. Détection de rayonnement gamma	(28)
III.2.1. Spectrométrie gamma	(28)
III.2.1.1. détecteurs à scintillation (scintillateur)	(28)
III.2.1.1.1. Scintillateurs inorganiques	(29)
III.2.2 La détection gamma à basse altitude	(34)
III.3 détection des rayons gamma dans notre laboratoire	(34)
III.3.1 NaI (Tl) des détecteurs à scintillation	(34)
III.3.1.1. Détecteur de type NaI (Tl) Canberra 802-2x2	(34)
III.4. L'analyse des spectres de Gamma	(37)
III.5. La mesure de ^{238}U par la spectrométrie Gamma	(38)
III.6.La mesure de ^{226}Ra par la spectrométrie Gamma	(38)
III.7. la mesure d'autres nucléides de la chaîne de l'uranium par la spectrométrie Gamma	(39)
III.8. La mesure des nucléides de la chaîne de thorium par la spectrométrie Gamma	(40)
III.9. La mesure des nucléides de la chaîne d'actinium par la spectrométrie gamma	(41)

CHAPITRE IV: CALCULS

IV.1.Atténuation des rayons gamma	(42)
IV.1.1. les Coefficients d'atténuation	(42)
IV.1.2. Tableaux des coefficients d'atténuation	(43)
IV.2. . L'Efficacité de détecteur	(46)
IV.2.1 Mesure de D	(53)
IV.2.2 Calcul de N	(53)
IV.2.3 Affaiblissement de Source	(54)
IV.2.4 Calcul de DE	(55)

CHAPITRE V: RESULTAT ET DISCUSSION

V.1. les concentrations d'activité des radionucléides	(59)
V.2. Calcul de l'efficacité	(59)
V.3. Explications	(60)
V.4. Résultats (concentrations d'activité des radionucléides dans les quatre types des échantillons de sable)	(62)
V.3.1. Sable de Tafna	(63)
V.3.2. Sable A	(65)
V.3.3. Sable B	(67)
V.3.4. Sable de la plage	(68)
V.4. Discussion	(74)
CONCLUSION	(75)
Références bibliographiques	(76)
Annexes	(80)

Liste des tableaux

1- Tableau I.1: les nucléides cosmogoniques	(4)
2- Tableau I.2: Liste des radionucléides primordiaux	(6)
3- Tableau I.3: les nucléides produit par l'homme	(10)
4 - Tableau I.4: Les estimations des concentrations d'uranium, de thorium et de potassium dans les matériaux de construction.	(11)
5- Tableau II.1 : les isotopes de potassium	(13)
6- Tableau II.2: les isotopes d'uranium	(14)
7- Tableau II.3 : les isotopes de thorium	(14)
8- Tableau III.1 : Résumé des matériaux des scintillateurs inorganiques pratiques	(31)
9- Tableau IV.1: coefficient d'atténuation de sodium	(46)
10- Tableau IV.2 : coefficient d'atténuation de l'aluminium	(48)
11- Tableau IV.3 : coefficient d'atténuation de l'iode	(50)
12- Tableau IV.4: coefficients d'atténuation linéaire et de masse de NaI et Al	(52)
13- Tableau V.1 : calcul de l'efficacité	(60)
14- Tableau V.2 : Concentration d'activité de certains radionucléides dans le sable de Tafna	(63)
15- Tableau V.3 : la moyenne de concentration d'activité des radionucléides dans le sable de la Tafna	(64)
16- Tableau V.4: Concentration d'activité de certains radionucléides dans le sable A	(65)
17- Tableau V.5: la moyenne des concentrations d'activité des radionucléides dans le sable A	(66)
18- Tableau V.6 : Concentration d'activité des certains radionucléides dans le sable B	(67)
19- Tableau V.7 : la moyenne des concentrations d'activité des radionucléides dans sable B	(68)

20- **Tableau V.8:** Concentration d'activité de certains radionucléides dans le sable de plage de Ouled Ben Ayed (69)

21-**Tableau V.9:** la moyenne des concentrations d'activité des radionucléides dans le sable de plage d'Ouled Ben Ayed (70)

22-**Tableau V.10:** concentration d'activité des radionucléides dans les quatre types des échantillons de sable (71)

23-**Tableau V.11:** Concentration d'activité des radionucléides dans l'échantillon de sable, dans certains pays du monde (72)

Liste des figures

- 1-**Figure I.1** : Les principales voies de la production des divers radionucléides pour la série de ^{238}U (7)
- 2-**Figure I.2**: Les principales voies de la production des divers radionucléides pour la série de ^{232}Th (8)
- 3- **Figure I.3**: Les principales voies de la production des divers radionucléides pour la série de ^{235}U (9)
- 4-**Figure II.1** : L'effet photoélectrique. (15)
- 5-**Figure II.2** : Diffusion Compton (16)
- 6-**Figure II.3** : la production de paires. (18)
- 7-**Figure II .4** : schéma de désintégration nucléaire de $^{226}_{88}\text{Ra}$ (19)
- 8-**Figure II.5** : schéma de désintégration de Ra_{88}^{226} (21)
- 9-**Figure II.6** : les désintégrations nucléaires de Pb^{212} (22)
- 10- **Figure III.1**: Plan de la wilaya de Tlemcen (25)
- 11- **Figure III.2** : les régions qui situaient au north de Tlemcen (26)
- 12-**Figure III.3** : Photo de la plage d'Ouled Ben Aïd (26)
- 13-**Figure III.4** : l'image des quatre échantillons (27)
- 14-**Figure III.5**:Image de notre détecteur (28)
- 15-**Figure III.6**: Structure de bande pour les énergies d'électrons dans les solides (33)
- 16-**Figure III.7**: Le tube photomultiplicateur (33)
- 17-**Figure III.8**: Schéma de scintillateur et un tube photomultiplicateur (34)
- 18-**Figure III.9**: détecteur de NaI (Tl) Canberra 802-2x2 (36)
- 19- **Figure III.10**: Configuration du circuit de détecteur NaI (Tl) 2x2 (36)
- 20- **Figure III.11**: Modèle de détecteur Canberra (36)
- 21- **Figure III.12**: détecteur NaI (Tl) Modèle 2MW2 / 2 (37)

- 22-**Figure IV.1:** La loi fondamentale de l'atténuation de rayons gamma (42)
- 23-**Figure IV.2:** Coefficient d'atténuation linéaire de NaI montrant des contributions d'absorption, de la dispersion de terrain communal et de production photoélectriques de paire. (43)
- 24-**Figure IV.3:** coefficient d'atténuation linéaire (μ) = 0,10 (45)
- 25- **Figure IV.4 :** coefficient d'atténuation linéaire et de masse selon l'énergie du photon pour le sodium. (47)
- 26-**Figure IV.5 :** coefficient d'atténuation linéaire et de masse selon l'énergie du photon pour l'aluminium (49)
- 27-**Figure IV.6 :** coefficient d'atténuation linéaire et de masse selon l'énergie du photon pour l'iode (51)

Résumé

La radioactivité naturelle peut être trouvée presque partout, dans les sols, l'approvisionnement en eau publics, matériaux de construction, l'huile et de l'atmosphère.

La radioactivité naturelle a été estimée dans les matériaux de construction, comme le sable en utilisant la méthode de spectroscopie γ . L'objectif de ce travail est l'identification et la détermination de la concentration d'activité des éléments radioactifs existant dans quatre types d'échantillons de sable ont été recueillies à partir de différentes régions de la ville de Tlemcen. Les échantillons de sable ont été préparés pour la mesure des propriétés physiques et mécaniques ainsi que le contenu radioactif, et ont été analysées en utilisant le 2X2 d'iodure de sodium activé au thallium well Canberra scintillation détecteur [NaI (TI)] qui a une efficacité de détection des rayons gamma élevé. A partir des spectres des rayons gamma mesuré, les concentrations d'activité ont été déterminées pour deux séries (^{238}U et ^{232}Th) et trois pas en série (^{40}K , ^{60}Co et ^{137}Cs) des radionucléides. La détermination de l'activité spécifique de ^{238}U a été trouvée parmi les descendance de désintégration ^{214}Bi (1764,3 keV), (^{214}Pb 1120,3 keV), ^{214}Pb (238,6 keV), (^{214}Pb 295,10 keV), Ra (186,10 keV) pour être 0.180Bq / kg pour le sable de Tafna, 0,246 Bq / kg pour le sable A qui a recueilli à partir de la région de Hassan el sawalhiya), 0,604 Bq / kg pour le sable B (qui a recueilli à partir de la région de Ain mez waj Ouled ben Ayade) et 0,245 Bq / kg pour le sable de la plage de ouled ben Ayade (el bhira)., tandis que l'activité de ^{232}Th a partir de ^{232}Th série:

^{228}Ac (911keV), (969 keV), (^{228}Ac 338.3Kev), ^{212}Pb (238,6 keV), (115,18 keV) ^{212}Bi (727,3 keV), à 0,644 Bq / kg pour le sable de Tafna, 0.112 Bq / kg pour le sable A (qui a recueilli à partir de la région de Hassan el sawahliya), 0.201Bq/kg pour le sable B (qui a recueilli à partir de la région de Ain mez waj ouled ben Ayade) et 0.209 Bq / kg pour le sable de la plage de Ouled Ben Ayade (El bhira). Et pour ^{40}K (1460.8Kev), ^{60}Co (1173.2Kev), (^{60}Co 1332.5Kev), ^{137}Cs (661.7Kev), pour être 0,244 Bq/kg, 0,042 Bq/kg et 0,042 Bq/kg pour le sable de Tafna, , 0,431 Bq/kg, 0,019 Bq/kg, et 0,029 Bq/kg pour le sable A (qui a recueilli à partir de la région de Hassan el sawahliya), 0,051 Bq/kg, 0,037 Bq/kg et 0,022 Bq/kg pour le sable B (qui a recueilli à partir de la région de Ain mez waj Ouled Ben Ayade), 0,052 Bq/kg, 0,016 Bq/kg et 0,034 Bq/kg pour le sable de la plage de Ouled Ben Ayade (El bhira). Les concentrations d'activité dans nos échantillons (sable) ont été trouvés moins de niveau international de ces matières, qui sont classées dans les tableaux de l'UNSCEAR. De l'analyse, on constate que ces sables peuvent être utilisés en toute sécurité en tant que matériaux de construction et ne posent pas de danger de radiations importantes.

Les mots clés : La radioactivité naturelle, matériaux de construction, sable, la spectrométrie gamma

INTRODUCTION

INTRODUCTION

La radioactivité n'a pas été inventée par l'homme. Elle a été découverte, il y a un peu plus d'un siècle, en 1896, par le physicien français Henri Becquerel. Ce dernier cherchait à savoir si les rayons qu'émettaient les sels fluorescents d'uranium étaient les mêmes que les rayons X découverts en 1895 par Wilhelm Roentgen, physicien allemand. Il pensait que les sels d'uranium, après avoir été excités par la lumière, émettaient ces rayons X. Quelle ne fut pas sa surprise lorsqu'à Paris, en Mars 1896, il découvrit que le film photographique avait été impressionné sans avoir été exposé à la lumière du soleil ! Il en conclut que l'Uranium émettait spontanément et sans s'épuiser des rayonnements invisibles, différents des rayons X. Le phénomène découvert est appelé radioactivité (du latin radius : rayon). À la suite des travaux d'Henri Becquerel, Pierre et Marie Curie isolèrent en 1898 le polonium et le radium, des éléments radioactifs inconnus présents dans le minerai d'uranium. [40]

La radioactivité est un phénomène naturel. Tout ce qui nous entoure est radioactif dans une certaine mesure et émet donc des rayonnements. L'air, les plantes, l'eau, les roches, les matériaux de construction, tous contiennent des substances radioactives. L'homme est aussi exposé en permanence aux rayonnements ionisants. Ils sont générés au centre de la terre, la croûte terrestre, l'atmosphère dans laquelle nous vivons et l'univers qui nous entoure. C'est ce que nous appelons la radioactivité naturelle. Cette radioactivité fait partie de la vie et a toujours existé. [40]

La radioactivité naturelle est largement répandue dans l'environnement de la terre, et elle existe sous diverses formations géologiques dans le sol, les roches, les plantes, l'eau et l'air. Nourriture, l'air, le bâtiment et beaucoup des choses autour de nous sont radioactifs et avoir différents types de radionucléides. Bien qu'ils soient radioactifs mais ils peuvent être considéré comme un niveau de fond qui l'homme et toutes les espèces vivants peuvent vivre à ce niveau, sauf s'il y a un effet sur l'environnement ce qui augmentent l'activité de niveau artificiel. Ces radionucléides sont d'origine naturelle, et les préoccupations concernant ce radionucléide naturel ont commencé en **1904** à des échelles radium dans les industries du pétrole et du gaz qui ont été trouvés dans les canalisations, pompes et autres équipements, et ce radionucléide naturel a un terme NORM qui associé à la présence de ces radionucléides. [28]

INTRODUCTION

La terre contient de nombreux éléments radioactifs, une partie remonte à la formation de notre monde, tandis que d'autres sont produites en continu par des réactions nucléaires dans l'univers [28]. Parmi les anciens éléments, les plus abondantes sont le potassium ^{40}K et les radio-isotopes de la série naturelle de l'uranium, actinium et du thorium, compris les noyaux parent ^{235}U , ^{238}U et ^{232}Th (tableau 1) et les produits de la désintégration successive de l'alpha ou la désintégration bêta. [32]

Tableau: les radioéléments Principaux dans la croûte de la terre avec sa demi-vie.[32]

Radionucléide	Demi –vie (10^9 ans)
U^{238}	4.47
U^{235}	0.70
Th^{232}	14.1
K^{40}	1.28

Les Bâtiments et les matériaux industriels, comme les sables, contribuent également à la radioactivité dans l'environnement de deux manières. D'une part, par rayonnement gamma principalement ^{226}Ra , ^{232}Th , ^{40}K et leurs descendances à une dose au corps entier et dans certains cas, par rayonnement bêta à une dose de la peau, et d'autre part en libérant le gaz de radon, de ses descendants radioactifs, qui sont déposés dans le tractus respiratoire humain. [30]

CHAPITRE I

Substances Radioactive Naturelle

I.1. Rayonnement

Le rayonnement est tout autour de nous. Il est naturellement présent dans notre environnement, depuis la naissance de cette planète. Par conséquent, la vie a évolué dans un environnement qui a des niveaux élevés des rayonnements ionisants. Il vient de l'espace (cosmique), la terre, et même au sein de notre propre corps. Il est présent dans l'air que nous respirons, la nourriture que nous mangeons, l'eau que nous buvons et dans les matériaux de construction utilisés pour construire nos maisons. [35]

Les rayonnements se divisent en deux types, rayonnements ionisants et rayonnements non ionisants.

Les rayonnements ionisants sont les rayonnements qui portent suffisamment d'énergie pour ioniser des atomes ou des molécules. Les formes les plus courantes des rayonnements ionisants sont les particules alpha, particules bêta et gamma.

Les rayonnements non ionisants se réfèrent à tout type de rayonnement électromagnétique qui ne porte pas suffisamment d'énergie pour ioniser la matière et enlever un électron d'un atome ou d'une molécule. La lumière visible, l'infrarouge et les ondes radio sont tout des exemples de rayonnement non ionisant. [25]

I.2. Substances radioactives naturelles (NORM)

NORM (substances radioactives naturelles), la référence est définie à l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) comme «matière radioactive ne contenant pas des quantités importantes des autres radionucléides que les radionucléides naturels» [1]. (**NORM**) sont des matières radioactives qui peuvent être trouvés dans la nature puisque la terre a été créée, NORM peut être trouvé presque partout, dans les sols, l'air, l'approvisionnement public dans l'eau, l'huile et même dans le potassium radioactif (^{40}K) dans notre corps. Par conséquent, NORM a toujours été une partie de notre monde. [39]

I.3. Sources des matières radioactives naturelles

I.3.1. Les rayons cosmiques:

Les rayons cosmiques a haute énergie vient du soleil et d'autres sources dans la galaxie, bombardent la terre et interagir avec l'atmosphère, produisant des radionucléides tels que H^3 , Be^7 , C^{14} et Na^{22} par des réactions nucléaire. C^{14} est produit par la réaction de ^{14}N avec l'atmosphère, et a une demi-vie $t_{1/2} = 5730$ années, il existe sous forme de CO_2 qui est utilisée par les plantes, et nous utilisons les plantes pour la production de papier, et même pour les meubles utilisés dans nos maisons, donc c'est signifiant que nous sommes entouré par les rayonnements. [27,24]

Le tableau I.1 représente des nucléides cosmogoniques connus

Tableau I.1: nucléides cosmogoniques. [5]

Nucléide	Symbole	Demi -vie	Source	Activité naturelle
Carbone 14	C^{14}	5730 ans	Interactions des rayons cosmiques $N^{14} (n,p)C^{14}$	6 pCi / g (0,22 Bq / g) dans la matière organique
Hydrogène 3 (Tritium)	H^3	12.3 ans	Interactions des rayons cosmiques avec N et O, la spallation des rayons cosmiques, $6Li (n, \alpha) 3H$	0.032 pCi/kg (1.2×10^{-3} Bq/kg)
Béryllium 7	Be^7	53.28 jours	Interactions des rayons cosmiques avec N et O	0.27 pCi/kg (0.01 Bq/kg)

D'autres radionucléides cosmogoniques sont Be^{10} , Al^{26} , Cl^{36} , Kr^{80} , Si^{32} , Ar^{39} , Na^{22} , S^{35} , Ar^{37} , P^{33} , P^{32} , mg^{38} , Na^{24} , S^{38} , Si^{31} , F^{18} , Cl^{39} , Cl^{38} , Cl^{34} . [5]

I.3.2. Radionucléides primordiaux:

Le radionucléide primordial est trouvé à partir de la réaction thermonucléaire de l'étoile, lors de l'exploration de la supernova, et le nuage, quand le soleil et le système solaire créés. Les radionucléides primordiaux deviennent une partie de l'écorce de terre et formé à partir de 4 à 5 milliards années. Les radionucléides primordiaux qui sont présents dans la croûte de la terre sont des sources importantes de NORM, ils ont une demi-vie longue, ils sont présentés au début de la formation de la terre. ^{238}U , ^{235}U et ^{232}Th sont les radionucléides d'origines naturel les plus importantes et aussi qu'ils donnent des radionucléides en permanence secondaires, qui sont radioactifs, et se désintègrent à leurs autres produits et il peut être considéré comme une chaîne désintégration radioactive. Le premier élément de chaque série à une demi-vie très longue, également le produit final est un isotope stable du plomb. [27.3]

Tous les éléments lourds de plus de $z > 83$ sont des éléments radioactifs qui trouvent dans la nature, et comme il était mentionné précédemment ces éléments désintègrent et produisent des filles, formant une série d'extrémité radionucléide avec le plomb stable, il ya trois grandes séries et il a constaté que tous radionucléide dans la nature appartenir à l'une de ces séries. [2,3]

Tableau I.2 : Liste des radionucléides primordiaux. [5]

Nucléide	Mode de désintégration	Demi - vie (ans)	abondance Isotopique (%)	Produits stable de la désintégration
K^{40}	β, ϵ, γ	$1,3 \times 10^9$	0,0117	Ar^{40}, Ca^{40}
V^{50}	β, ϵ, γ	$1,4 \times 10^{17}$	0,25	V^{50}, Ti^{50}
Rb^{87}	β	$4,9 \times 10^{10}$	27,83	Sr^{87}
Cd^{113}	β	$7,7 \times 10^{15}$	12,22	In^{113}
In^{115}	β	$4,4 \times 10^{14}$	95,71	Sn^{115}
Te^{123}	ϵ	$6,0 \times 10^{14}$	0,89	Sb^{123}
La^{138}	β, ϵ, γ	$1,1 \times 10^{11}$	0,09	Ba^{138}, Ce^{138}
Nd^{144}	α	$2,4 \times 10^{15}$	23,80	Ce^{140}
Sm^{147}	α	$1,1 \times 10^{11}$	14,99	Nd^{143}
Sm^{148}	α	$7,0 \times 10^{12}$	11,24	Nd^{144}
Gd^{152}	α	$1,1 \times 10^{14}$	0,20	Sm^{148}
Hf^{174}	α	$2,0 \times 10^{15}$	0,16	Yb^{170}
Lu^{176}	$\beta \gamma$	$3,8 \times 10^{10}$	2,59	Hf^{176}
Os^{186}	α	$2,0 \times 10^{15}$	1,59	W^{182}
Re^{187}	β	$4,1 \times 10^{10}$	62,60	Os^{187}
Pt^{190}	α	$6,5 \times 10^{11}$	0,014	Os^{186}
U^{238} (series)	α	$4,5 \times 10^9$	99,27	Pb^{206}
U^{235} (series)	α	$7,0 \times 10^8$	0,72	Pb^{207}
Th^{232} (series)	α	$1,4 \times 10^{10}$	100	Pb^{208}

La série d'uranium 238 qui démarre avec U^{238} et se termine par Pb^{206} a la demi-vie

$$t_{1/2} = 4.47 \times 10^9 \text{ ans}$$

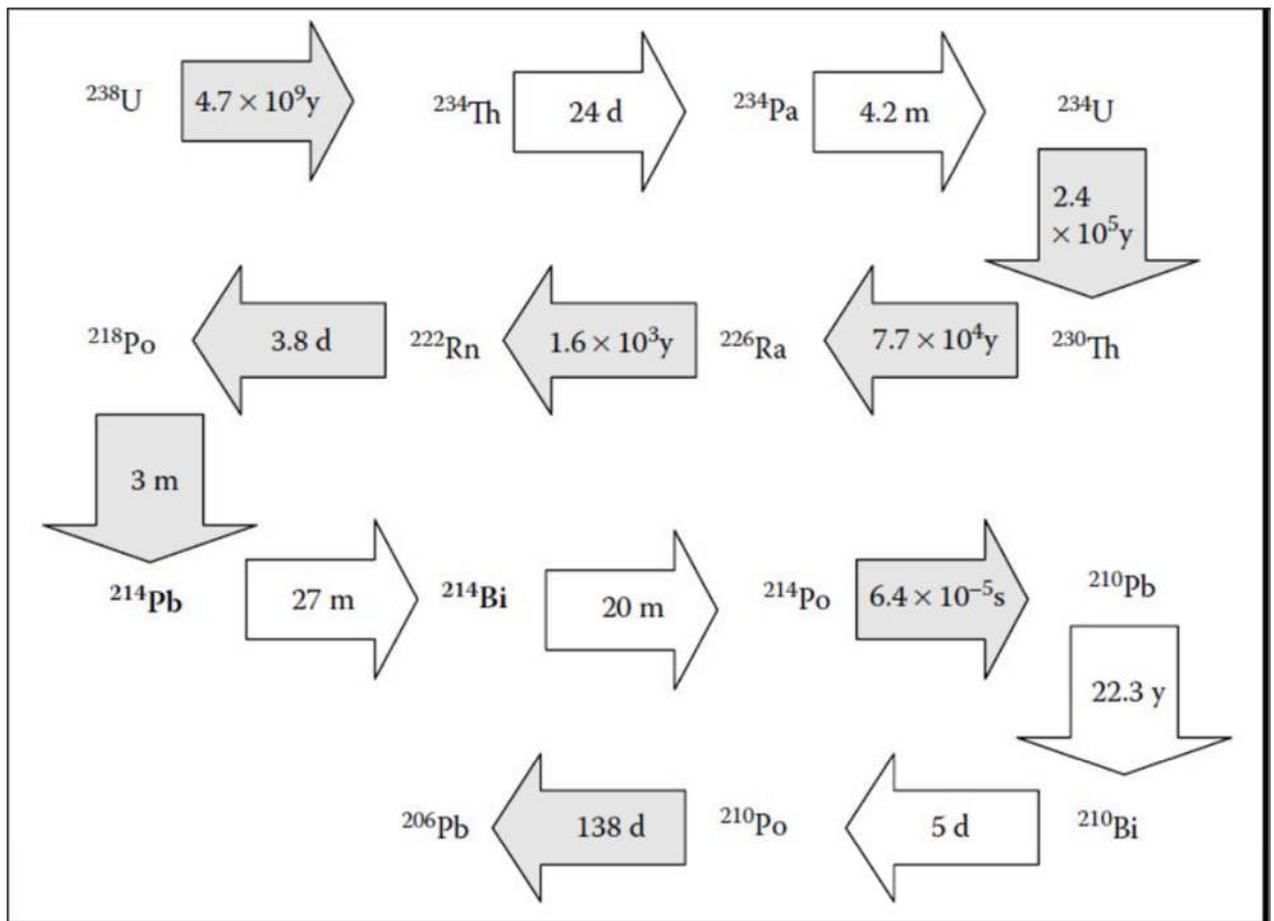


Figure I.1 Les principales voies de la production des divers radionucléides pour la série de U^{238} [12]

La série de thorium qui démarre avec le Th^{232} et se termine avec le Pb^{208} est la série la plus courte a une demi-vie $t_{1/2} = 14.4 \cdot 10^9 \text{ ans}$. [16.24]

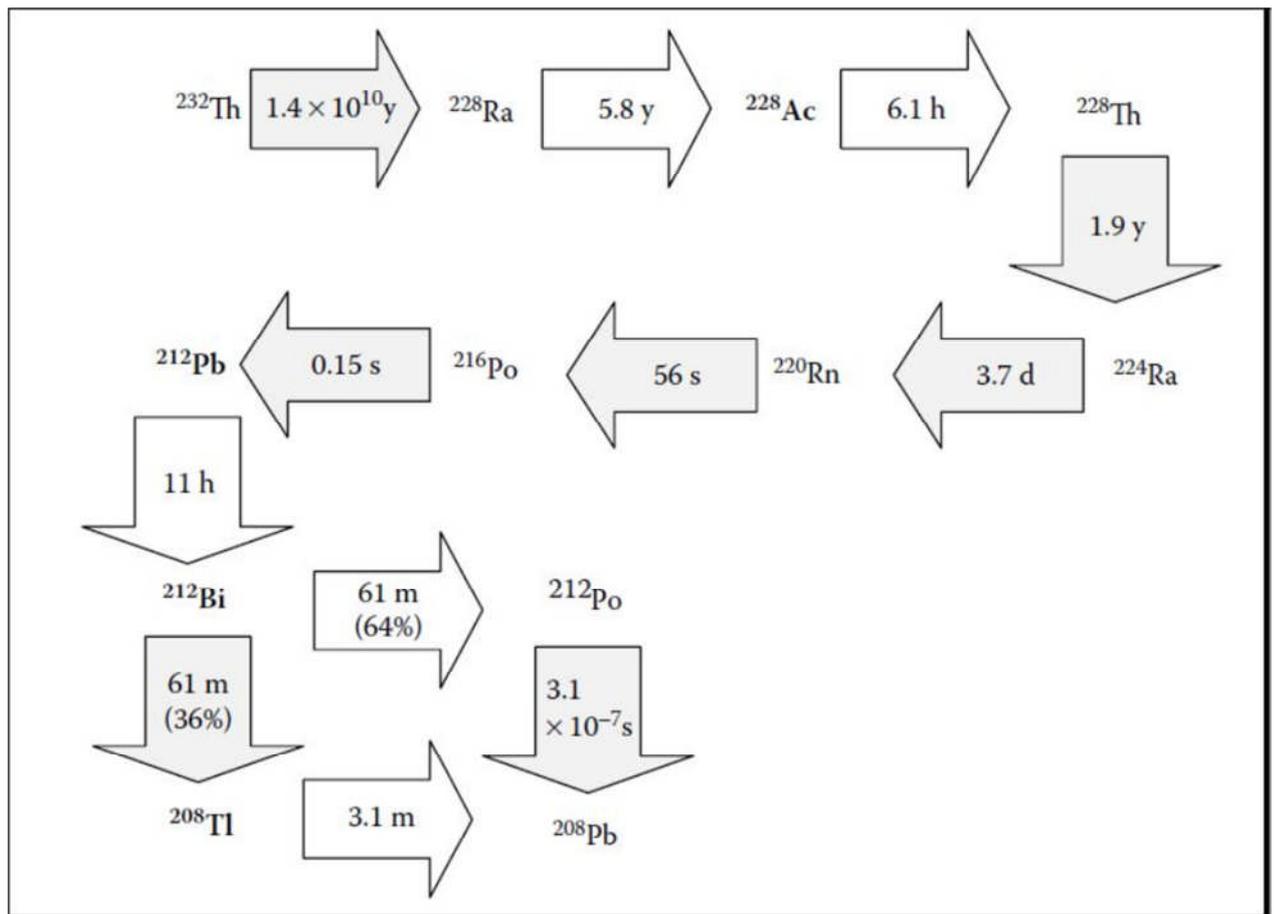


Figure I.2: Les principales voies de la production des divers radionucléides pour la série de Th^{232} . [12]

La série d'uranium 235 qui démarre avec U^{235} et se termine par Pb^{207} a la demi-vie

$t_{1/2} = 0.70 \cdot 10^9 \text{ ans}$

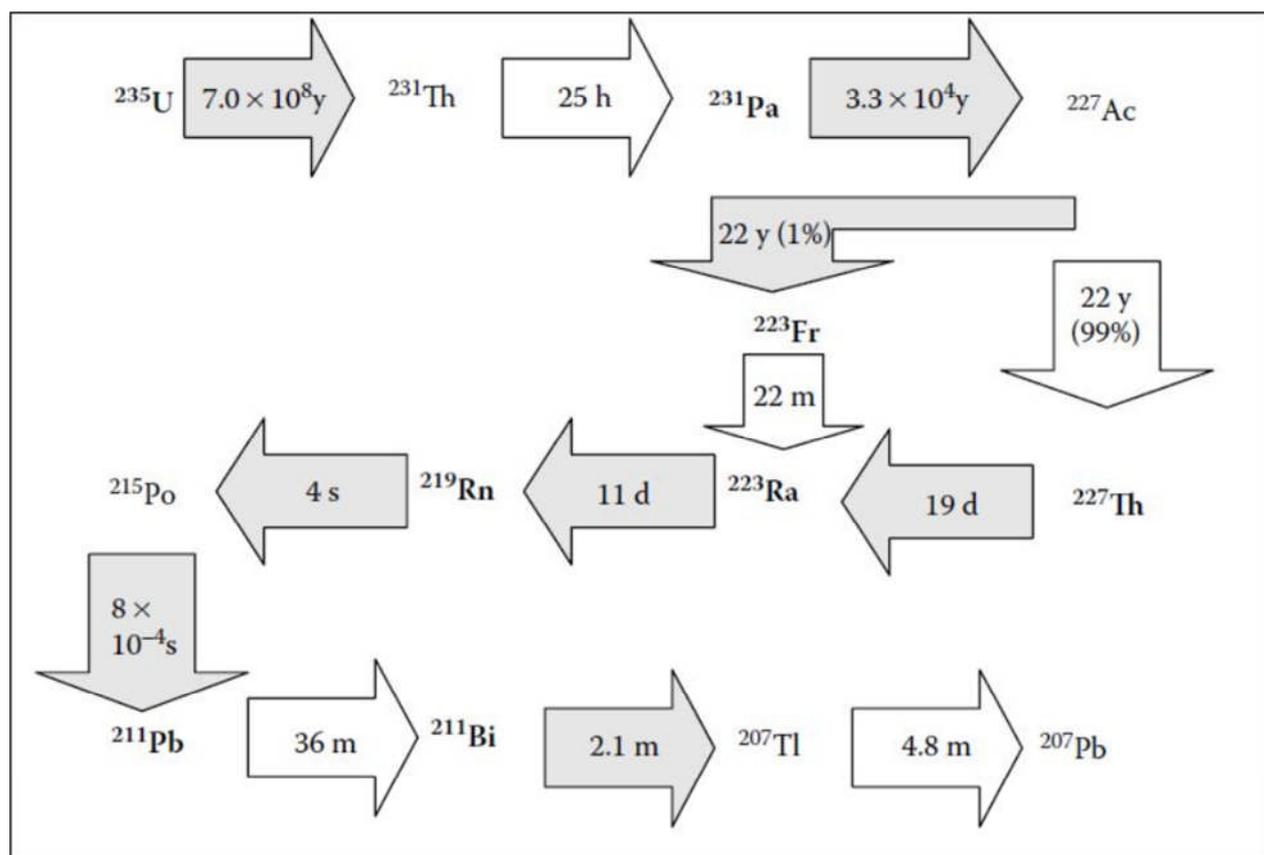


Figure I.3: Les principales voies de la production des divers radionucléides pour la série d'U-235. [12]

I.3.3. les Produits Humain

Les humains ont été utilisés la radioactivité pendant cent ans, et grâce à son utilisation, ajoutés aux stocks naturels. Les quantités sont faibles par rapport aux quantités naturelles, et en raison des demi-vies plus courtes de la plupart des nucléides, ont vu une nette diminution depuis l'arrêt des essais au sol au-dessus de l'arme nucléaire. Voici quelques-uns produits humains ou nucléides améliorés. [5]

Tableau I.3 : les nucléides produit de l'homme. [5]

Nucléide	Symbole	Demi -vie	Source
Tritium	H ³	12.3 ans	Produit à partir des essais d'armes et-les réacteurs à fission, les installations de retraitement, la fabrication d'armes nucléaires
iode 131	I ¹³¹	8.04 jours	Les Produits de fission produite à partir des essais d'armes et les réacteurs à fission utilisé dans le traitement médical pour les problèmes de thyroïde
iode 129	I ¹²⁹	1.57 x 10 ⁷ ans	Produits de fission produite à partir des essais d'armes et les réacteurs à fission
Césium 137	Cs ¹³⁷	30.17 jours	Produits de fission produite à partir des essais d'armes et les réacteurs à fission
Strontium 90	Sr ⁹⁰	28.78 ans	Produits de fission produite à partir de tests et fission armes réacteurs
Le technétium 99	Tc ⁹⁹	2.11 x 10 ⁵ ans	Produit de désintégration de 99Mo, utilisé dans le diagnostic médical
Plutonium 239	Pu ²³⁹	2.41 x 10 ⁴ ans	Produit par le bombardement neutronique de U ²³⁸ (U ²³⁸ + n -> U ²³⁹ -> Np ²³⁹ + β -> Pu ²³⁹ + β)

I.4. NORM dans les matériaux de construction

Tous les matériaux contiennent différentes quantités des radionucléides naturels. Matériaux issus de roches et les sols contiennent des radionucléides naturels principalement de série de U et de Th, et K⁴⁰. Dans la série d'uranium, le segment de la chaîne de désintégration à partir de radium est radiologiquement le plus important, et par conséquent, il est souvent fait référence au radium au lieu d'uranium. Les concentrations moyenne mondiale de radium, thorium et du potassium dans la croûte de la terre sont 40Bq/kg, 40Bq/kg et 400Bq/kg, respectivement (UNSCEAR, 2000).

Les matériaux de construction sont couramment proviennent des roches et des sols contiennent également les NORM. Afin d'être en mesure d'évaluer le risque radiologique reliant aux NORM et régulatrices sur la radioactivité naturelle des matériaux de construction, il est important d'étudier les niveaux de rayonnement émis par eux. [16]

Ci-dessous sont quelques matériaux de construction courants et les niveaux estimés d'uranium, de thorium et de potassium dans ces matériaux.

Tableau I.4: Les estimations des concentrations d'uranium, de thorium et de potassium dans les matériaux de construction. [5]

matériel	Uranium		Thorium		Potassium	
	Ppm	mBq/g (pCi/g)	ppm	mBq/g (pCi/g)	Ppm	mBq/g (pCi/g)
Granite	4,7	63 (1,7)	2	8 (0,22)	4,0	1184 (32)
Cément	3,4	46 (1,2)	5,1	21 (0,57)	0,8	237 (6,4)
calcaire béton	2,3	31 (0,8)	2,1	8.5 (0,23)	0,3	89 (2,4)
Béton Grès	0,8	11 (0,3)	2,1	8.5 (0,23)	1,3	385 (10.4)
panneaux muraux secs	1,0	14 (0,4)	3	12 (0,32)	0,3	89 (2.4)
Sous- produit de gypse	13,7	186 (5,0)	16,1	66 (1,78)	0,02	5.9 (0.2)
gypse naturel	1,1	15 (0,4)	1,8	7.4 (0,2)	0,5	148 (4)
bois	-	-	-	-	11,3	3330 (90)
Brique de terre cuite	8,2	111 (3)	10,8	44 (1,2)	2,3	666 (18)

I.5. Les effets de NORM sur la santé

Il existe deux modes d'exposition aux rayonnements ionisants : par irradiation et par contamination.

L'irradiation a lieu lorsque nous trouvons à proximité d'une source radioactive.

Le contact avec un matériau radioactif entraîne un risque, important de contamination par des particules radioactives. En cas de contamination extérieure, les particules radioactives adhèrent à la peau. La contamination intérieure a lieu lorsque le corps absorbe des particules radioactives par inhalation, par ingestion d'aliments contaminés par une source radioactive ou par le biais d'une plaie ouverte.

La radioactivité peut endommager les tissus vivants. Ce phénomène est dû aux ionisations qui se produisent, par exemple lorsque le rayonnement expulse les électrons des atomes qu'il rencontre sur son chemin. Toutefois, le corps a développé un mécanisme de réparation très efficace qui lui permet de restaurer les cellules endommagées et de fabriquer constamment de nouvelles cellules.

Parfois, il ne peut être remédié aux dommages des rayonnements. Soit les cellules touchées meurent, soit elles survivent sous une forme modifiée. Elles peuvent par exemple se multiplier d'une manière anormalement rapide et engendrer ainsi le développement d'une tumeur maligne appelée cancer. Le risque d'effets nuisibles pour la santé dépend de la durée d'exposition, de l'intensité et de la nature du rayonnement. [40]

CHAPITRE II

Le rayonnement Gamma

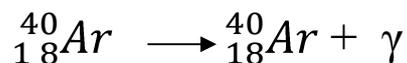
II.1. Définition

Le rayonnement gamma est un rayonnement électromagnétique qui n'a pas de charge électrique [16]. Il est semblable à la lumière visible et les rayons X dans sa nature [39]. Le rayonnement gamma est différent de tout autre rayonnement électromagnétique en fonction de sa longueur d'onde, la fréquence et l'origine. Le rayonnement gamma est un type de rayonnement très pénétrant. Il est généralement émis immédiatement après l'éjection d'une particule alpha ou bêta du noyau d'un atome. Puisqu'il n'a pas ni masse ni charge, il peut pénétrer dans le corps humain, mais sera absorbé par des matériaux plus denses comme le béton ou le plomb. Ils peuvent être détectés par le détecteur d'iodure de sodium. [2,26]

La radiation gamma se produit en générale selon la réaction (1)



Ou : X représente l'atome..... par exemple l'Argon



II.1.1 Les sources de rayonnement gamma

Les sources de rayonnement gamma naturel peuvent être facilement divisées en 3 groupes en fonction de leur origine. Le premier groupe comprend K^{40} , U^{238} , U^{235} et Th^{235} , qui sont soupçonnés d'avoir une demi-vie du même ordre que l'âge de la terre ($5 \cdot 10^9$ années). Le deuxième groupe comprend des isotopes radioactifs du premier groupe. Ceux-ci ont des demi-vies allant des petites fractions de seconde à $10^4 - 10^5$ ans. Le troisième groupe comprendrait des isotopes créés par des causes externes, tels que l'interaction des rayons cosmiques avec la Terre et son atmosphère.

Alors que de nombreux éléments d'origine naturelle présentent des isotopes radioactifs, tel que le potassium, et la série de désintégration d'uranium et de thorium, ont des radio-isotopes qui produisent des rayons gamma d'une énergie et intensité suffisante à mesurer par la spectrométrie gamma. parce qu'ils sont relativement abondants dans le milieu naturel. L'abondance moyennes croûte de ces éléments cités dans la littérature sont de l'ordre de 2-2,5% K, 2-3 ppm U et Th 8-12 ppm.

K^{40} est l'isotope radioactif du potassium, et se produit en tant que 0,012 % de potassium naturel.

Cet isotope se désintègre en Ar^{40} avec l'émission de rayons gamma d'énergie 1,46 MeV. Comme K^{40} présente une proportion fixe de K dans le milieu naturel, alors ces rayons gamma peuvent être utilisés pour estimer la quantité totale de K présente. La demi-vie de K^{40} est de $1,3 \cdot 10^9$ ans. L'uranium est présent naturellement dans les radio-isotopes U^{238} et U^{235} qui donnent naissance à la chaîne de désintégration qui se termine par les isotopes stables Pb^{206} et Pb^{207} respectivement. Les demi-vies de U^{238} et U^{235} sont $4,46 \cdot 10^6$ et $7,13 \cdot 10^8$ ans, respectivement. Thorium se produit naturellement comme le radio-isotope Th^{232} qui donne lieu à une série de désintégration qui se termine par l'isotope stable Pb^{208} . La demi-vie de Th^{232} est de $1,39 \cdot 10^{10}$ ans. Ni U^{238} , ni Th^{232} émettent des rayons gamma et les émissions des rayons gamma émis par les produits radioactifs sont utilisés pour estimer leurs concentrations. [23]

Tableau II.1 : les isotopes de potassium. [27]

Isotopes	Masse atomique (ma /u)	Abundance natural (atom %)
^{39}K	38,9637074	93,2581
^{40}K	39,9639992	0,0117
^{41}K	40,9618254	6,7302

Tableau II.2: les isotopes d'uranium [27]

Isotopes	Demi-vie (années)	Abondance Naturelle (%)	Activité Spécifique (Gbj /g)	Modes de désintégration	Energie des radiation (Mev)		
					Alpha (α)	Beta (β)	Gamma (γ)
U-232	72	0,0000	814	α	5,3	0,017	0,0022
U-233	160 000	0, 0000	0,363	α	4,8	0,0061	0,0013
U-234	240 000	0,0055	0,233	α	4,8	0,013	0,0017
U-235	700 000 000	0,7200	0,0000814	α	4,4	0,049	0,1600
U-236	23 000 000	0, 0000	0,00242	α	4,5	0,011	0,0016
U- ³	4 500 000 000	99,3000	0,0000126	α	4,2	0,010	0,0014

Tableau II.3: les isotopes de thorium. [27]

Isotope	Demi-vie
Th-227	18,68 jours
Th-228	1,9116 ans
Th-229	7340 ans
Th-230	$7,538 \cdot 10^4$ ans
Th-231	25,52
Th-232	$14,110^9$ ans
Th-233	22,3 minutes
Th -234	24,10 jours
Th- 235	7,1 minutes
Th-236	37,5 minutes

II.2. Les interactions des radiations gamma avec la matière

Les rayons gamma interagissent avec la matière par trois moyens principaux pour des énergies inférieures à **3MeV**, ce sont l'effet photoélectrique, la diffusion Compton et la production de paires. Pour des énergies moins de **1022keV** l'effet photoélectrique et

la diffusion Compton sont possibles, et pour des énergies supérieures à **1022keV** la production de paires est également possible. [24]

II.2.1. L'effet photoélectrique

Effet photo-électrique se produit quand un rayonnement gamma de basse énergie frappe un atome, l'énergie totale du rayonnement gamma ($h\nu$) est dépensée dans l'éjection d'un électron de son orbital. Le résultat est l'ionisation de l'atome et l'expulsion d'un électron d'énergie élevée

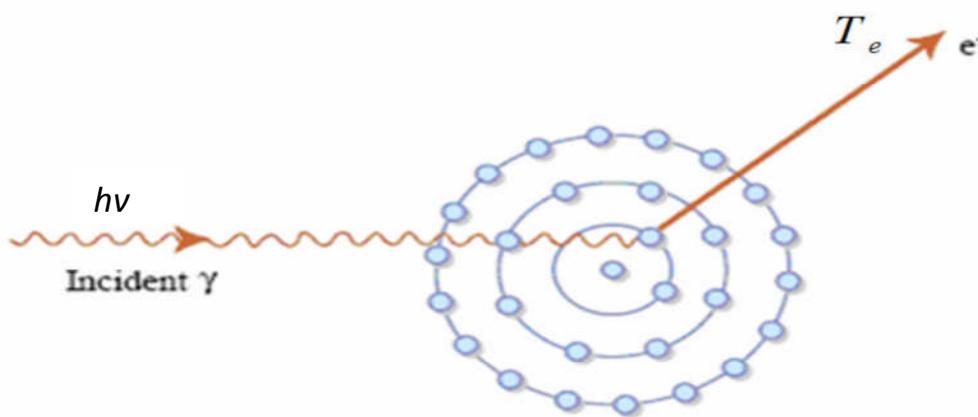


Figure II.1 : L'effet photoélectrique. [22]

Toute l'énergie de photon gamma supérieure à l'énergie de liaison de l'électron est emportée par l'électron sous forme d'énergie cinétique, l'énergie cinétique de l'électron (T_e) peut s'écrire de la manière suivante:

$$T_e = h\nu - E_b \quad (\text{II.1})$$

Où:

E_b : c'est l'énergie de liaison de l'électron

L'effet photoélectrique est le processus le plus favorable pour la spectroscopie gamma parce que généralement, l'énergie de photon transfert à l'électron dans le détecteur. Après l'électron est éjecté, un trou est laissé à l'endroit de la place de l'électron. Ce trou est rempli par la transition d'un électron de l'un des niveaux d'énergie plus élevés.

Ce passage permet de l'émission d'un rayon X. Dans le cas de la spectroscopie des rayons gamma ces rayons X sont également absorbés par le détecteur. L'ampleur de l'effet photoélectrique augmente rapidement avec la puissance du numéro atomique (Z) (Z^4-5) du noyau de la cible. [24]

II.2.2 Diffusion Compton

En effet Compton un rayon gamma interagit avec un électron orbital ou libre, Mais, dans ce cas, le photon perd seulement une fraction de son énergie. La diffusion inélastique des électrons par photon est illustrée dans la Figure II.2

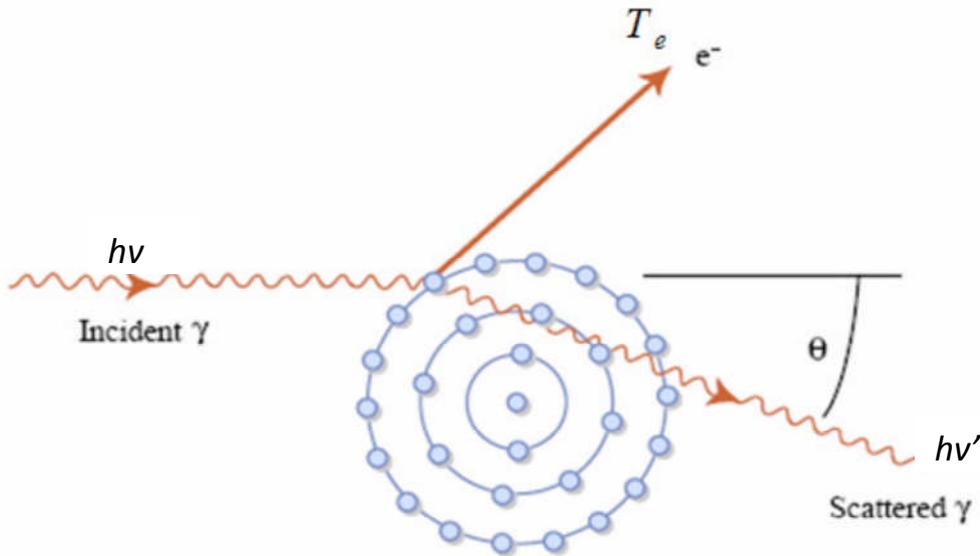


Figure II.2 : Diffusion Compton. [22]

La perte d'énergie réelle dépend de l'angle de diffusion θ du rayonnement gamma sur l'électron. Le rayon gamma continue a diffusé avec une énergie plus faible et la différence de l'énergie est transmise à l'électron. La Conservation de l'énergie totale et le mouvement linéaire conduit à l'expression suivante pour l'énergie du photon diffusé:

$$h \bar{\nu} = \frac{h\nu}{1 + (h\nu/m_e c^2)(1 - \cos\theta)} \quad (\text{II.2})$$

$h \nu$: est l'énergie du photon incident.

$h \bar{\nu}$: est l'énergie du photon diffusé.

θ : est l'angle de diffusion.

$m_e c^2$: est l'énergie massique au repos d'électrons (511 keV)

La différence d'énergie entre le photon incident et le photon dispersés apparaissent comme l'énergie cinétique de l'électron et donnée par:

$$k.E_e = h\nu - h\bar{\nu} = \frac{(h\nu)^2(1-\cos\theta)}{m_e c^2 + h\nu(1-\cos\theta)} \quad (\text{II.3})$$

Il est clair à partir de l'équation ci-dessus que l'énergie des électrons varie de 0 à $2(h\nu)^2 / (m_e c^2 + 2h\nu)$ pour $\theta = 180$ et $q = 0$.

Cela signifie que l'énergie totale du photon n'est jamais perdu dans l'une. Le photon diffusé peut disperser à nouveau dans un autre processus de diffusion, et ainsi de suite, ou de s'échapper du matériau de détecteur.

Ce processus d'échapper à photons est très importante dans la spectroscopie gamma; parce que les photons ne peuvent pas perdre la totalité de leur énergie dans le détecteur ce qui conduit à un fond continu dans le spectre d'énergie connu sous le continuum Compton. Ce fond continu s'étend vers le haut à l'énergie maximale de transfert (Compton bord) et l'énergie du photon diffusé pour $\theta = 180$ est $h\bar{\nu} = h\nu / (1 + 2(h/m_e c^2))$. Cette énergie donne lieu à la crête dans la gamme du spectre de Compton connu sous le pic de rétrodiffusion. La probabilité de diffusion Compton augmente linéairement avec Z. [13]

II.2.3. Production de paire

Dans la production de paires lorsque un gamma de haute énergie passe suffisamment à proximité d'un noyau lourd (production de paires se produit pas dans le vide, en raison de la violation de la conservation de l'impulsion), le rayon gamma disparaît complètement et une paire électron-positron est formé, comme représenté schématiquement la figure **II.3**

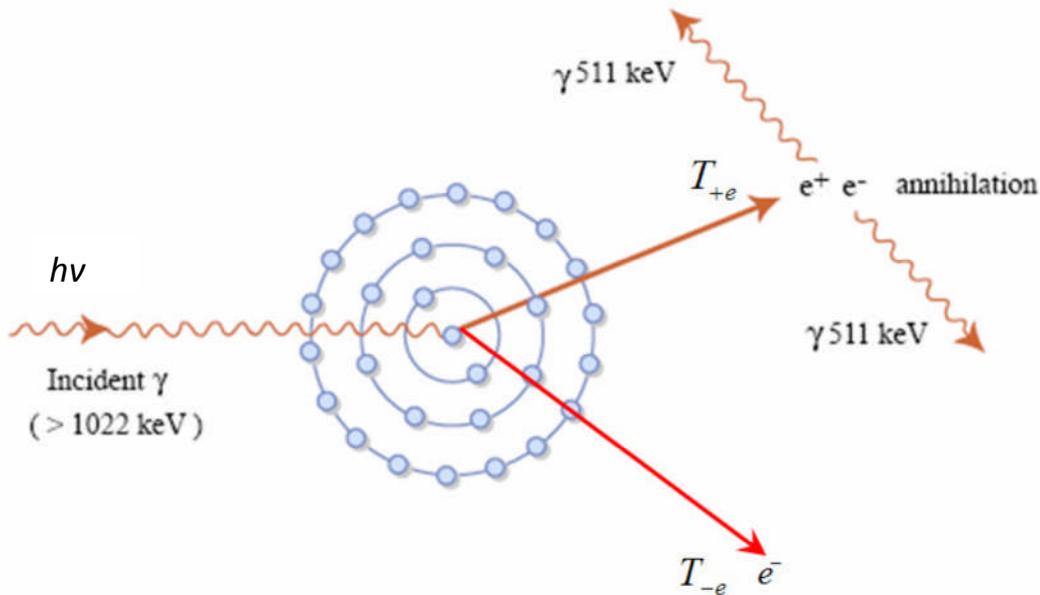


Figure II.3 : la production de paires. [22]

De la conservation de l'énergie massique est total, les énergies qui sont emportés par les particules devraient être satisfaits de l'équation suivante:

$$h\nu = 2M_e c^2 + k.E_{-e} + k.E_{+e} \quad (\text{II.4})$$

Pour cette réaction pour avoir lieu, l'énergie des rayons gamma d'origine ($h\nu$) doit être au moins égale à l'énergie massique totale au repos à la fois de l'électron et de positons ($2 M_e c^2 = 1022\text{keV}$).

Toute énergie supérieure à 1 022 keV devient être les énergies cinétiques $k.E_{-e}$ et $k.E_{+e}$ de l'électron et de positron respectivement. Le positron peut alors annihiler l'une des électrons atomiques dans le détecteur afin de produire deux photons d'énergie

511 keV.

Ces deux photons peuvent être soit absorbés ou s'échapper du détecteur. Ceci donne lieu à des pics d'échappement dans le spectre de rayons gamma.

Si on échappe photons du détecteur puis on observe un pic à $h\nu - 2 M_e c^2$, mais si deux d'entre eux évase, un pic observé à en spectre. Le processus a clairement un seuil d'énergie de 1022keV. [24]

II .3. Les divers types de la radioactivité

L'excès d'énergie de la transformation des noyaux stables en résulte une configuration plus stable à l'émission d'un rayonnement nucléaire. Les trois principaux types de rayonnement émis par les substances radioactives sont alpha, bêta, et gamma. [21,24]

II.3.1. Radioactivité alpha

Les particules alpha sont composées de deux protons et deux neutrons et identifiées comme le noyau de l'isotope d'hélium-4, ${}^4_2\text{He}$. Il symbolisait α [16, 22]. Beaucoup des noyaux instables lourds, dont le numéro atomique est supérieur à 82 et les éléments transuraniens produits artificiellement ($Z > 92$) émettent par les particules alpha donnent une décroissance suivant l'équation (3)



La particule alpha est une charge électrique a une grande masse et de très, très faible longueur d'onde, ils ne peuvent pas pénétrer dans la couche morte de la peau et ne provoquent pas de danger direct pour le corps externe. L'inhalation ou l'ingestion des particules alpha peuvent présenter des dangers internes tels qu'ils émettent dans l'organisme, ils peuvent endommager les organes et les irradier. [10]

Exemple de la radiation alpha:

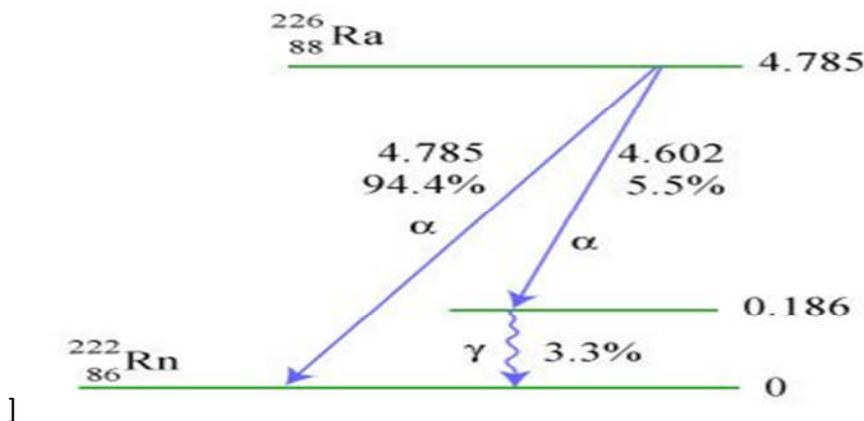


Figure II .4 : schéma de désintégration nucléaire de ${}^{226}_{88}\text{Ra}$

II.3.2. radioactivité bêta

La radioactivité bêta est un type de désintégration radioactive caractérisé par l'émission des particules β^- ou β^+ (rayonnement), a une masse de 0,000548 amu, elle est provoqué par une l'ionisation moins intense et elle est plus pénétrante par rapport aux particules alpha.

Les rayonnements bêta ne se déplacent pas en ligne droite et déviés facilement ce qui expliqué par leurs faible masse, aussi ils causent l'émission des rayons X appelé rayonnement de freinage. La particule bêta peut voyager plus loin que la particule alpha, à quelques mètres d'air ou une feuille d'aluminium est nécessaire pour les arrêter. [4]

II.3.2.1. Radioactivité beta moins (β^-)

bêta est l'un des deux types de la désintégration bêta, dans lequel un neutron dans le noyau est désintégré en un proton, électron et un antineutrino.

Dans ce processus, la particule émise est l'électron et par conséquent, il est nommé la **radioactivité bêta moins**. La décroissance de beta moins est également connu comme émission électronique. Cette désintégration se produit généralement dans les noyaux qui sont riches en neutrons.

Comme on le voit à partir de la réaction ci-dessous un neutron se trompe en proton, électron et antineutrino. [4]



Où

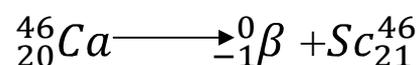
n est neutrons

P est protons

e^- est d'électrons et

$\bar{\nu}e^-$ est antineutrino

Exemple



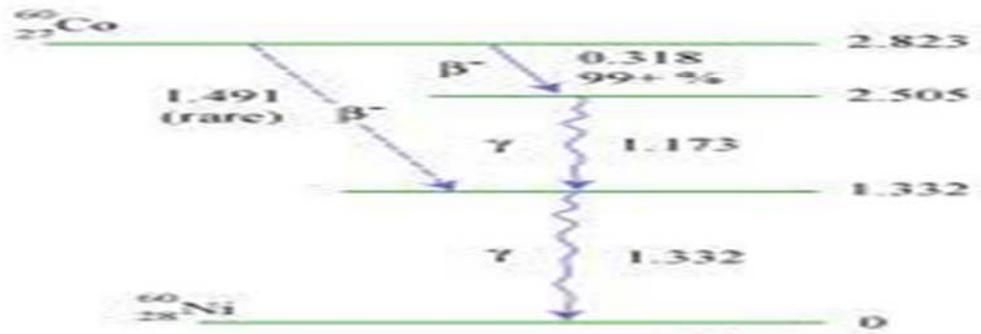


Figure II.5 : schéma de désintégration de Ra_{88}^{226}

I.3.2.2. Radioactivité beta plus (β^+)

Le bêta plus est également connu comme émission de positron en raison du fait que la particule émise dans ce type de désintégration bêta est positron.

Ce type de désintégration se produit lorsque, une décroissance proton est désintégrée pour former un neutron, un positron (électron chargé positivement) et neutrino. [4]

L'équation de ce type de désintégration est



où

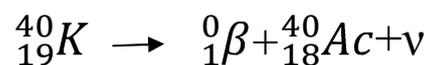
n est neutrons

P est protons

e^+ est positron et

ν_e est neutrino

Exemple



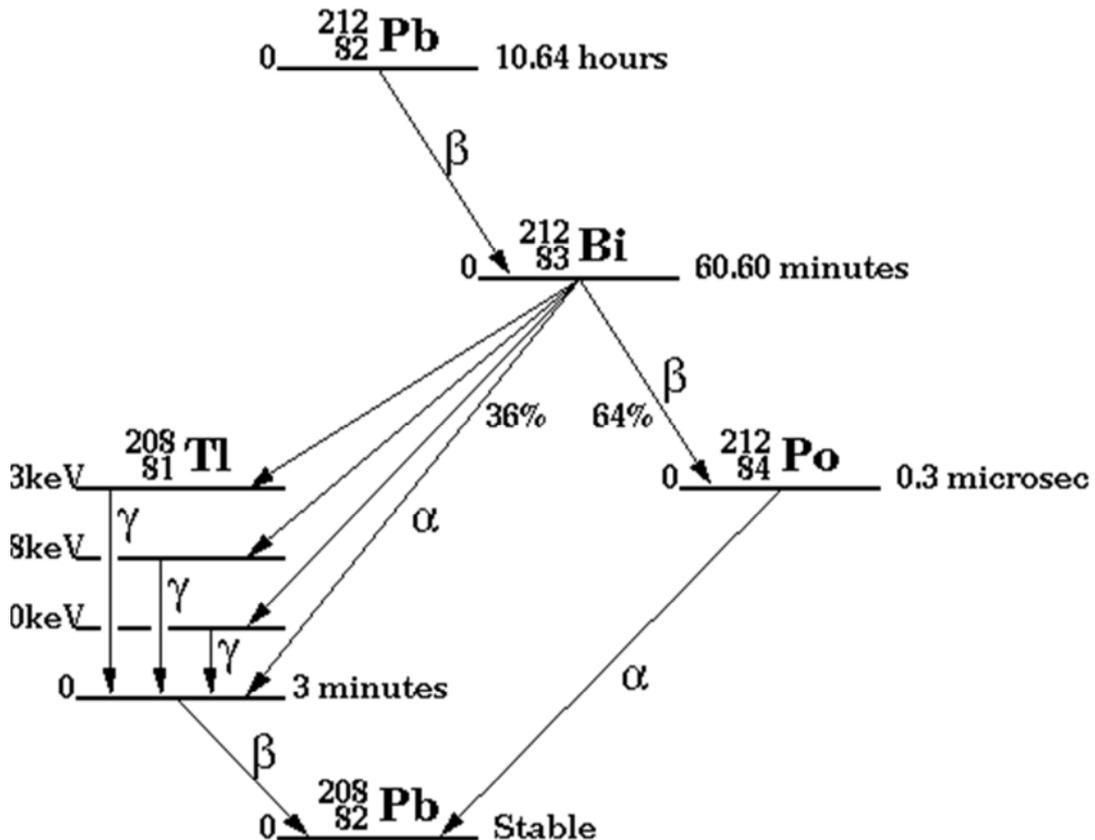


Figure II.6 : les désintégrations nucléaires de Pb^{212}

II.4. Unités de la radioactivité

Curie (Ci)

L'ancienne unité de la radioactivité, a été remplacé par le Becquerel (Bq). Un Ci est égal à $3,7 \times 10^{10}$ Bq. Un Bq est égal à 27 PCI.

Becquerel (Bq)

L'unité SI de la radioactivité. Un Bq est égal à une désintégration nucléaire par seconde. Bq est utilisé comme une mesure de la contamination de la surface,

Bq cm^{-2} comme mesure de l'activité volumique de l'air, et comme une activité spécifique par unité de masse, Bq g⁻¹ ou Bq kg⁻¹.

Sievert (Sv)

L'unité SI d'équivalent de dose de rayonnement. Limites de dose de rayonnement

professionnels sont indiqués en unités de milli sievert .Dans les mesures de NORM, il est habituel de mesurer dans la gamme micro Sievert ou nano sievert. Toutes les mesures de rayonnement débit de dose sont fournies sous forme de taux par heure, par exemple 10 micro sieverts par heure (10 μ Sv/hr)

REM (r)

L'ancienne unité d'équivalent de dose de rayonnement. 100 r est égal à 1 Sv.

Gray (Gy)

Unité SI pour La dose absorbée (énergie) . Un gray est égal à 1 J / kg.

Rad

L'ancienne unité de dose de rayonnement absorbée (rad). L'unité de mesure est le Gray (Gy), qui est égale à 0,01 rad. [1]

II .5. Loi de la décroissance radioactive

Le taux de décroissance du radionucléide décrit par sa décomposition qui est le nombre d'atomes décroissance par unité de temps et il est procédé spontanée où le parent se désintègre à leurs filles radionucléides par des particules d'émission.

L'activité décroît exponentiellement avec le temps, si le nombre d'atomes de radionucléides (N) dans un échantillon à certain temps (t), puis le DN de variation du nombre d'atomes de temps pendant un court temps dt est proportionnelle à N et λ c'est la constante de proportionnalité

$$dN = -\lambda N dt \quad (\text{II.5})$$

Le signe négatif en raison de la diminution de N avec l'augmentation de t, alors nous pouvons écrire

$$A = -\frac{dN}{dt} = \lambda N \quad (\text{II.6})$$

où: A représente l'activité et λ la constante de décroissance, en intégrant les deux côtés de (II.6)

$$\ln N = -\lambda t + c \quad (\text{II.7})$$

et si l'on considère N nombre d'atomes est nulle à $t = 0$, alors $c = \ln N_0$, en vous abonnant à (2,9)

$$\ln N = -\lambda t + \ln N_0 \quad (\text{II.8})$$

$$\ln \frac{N}{N_0} = -\lambda t \quad (\text{II.9})$$

$$\frac{N}{N_0} = e^{-\lambda t} \quad (\text{II.10})$$

L'équation (II.10) décrivent la loi exponentielle de désintégration radioactive et puisque l'activité (A) et le nombre d'atomes sont proportionnels, l'activité décroît suivant le même taux de décroissance des atomes, par conséquent:

$$\frac{A}{A_0} = e^{-\lambda t} \quad (\text{II.11})$$

où: A représente l'activité au moment présent, A_0 activité initial, λ la constante de décroissance (s^{-1}) et t est le temps

Lorsque l'activité diminue à une moitié de désintégration de noyaux, le temps appelé **temps de demi-vie** dans laquelle le nombre initial des atomes gouttes ou réduit à la moitié, par conséquent,

$$\frac{1}{2} = e^{-\lambda t} \quad (\text{II.12})$$

Prenant le logarithme naturel des deux côtés

$$\ln \frac{1}{2} = -\lambda t \quad (\text{II.13})$$

$$-\lambda t = \ln \frac{1}{2} = -\ln 2 \quad (\text{II.14})$$

$$t_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda} = \frac{0.693}{\lambda} \quad (\text{II.15})$$

La demi-vie est différente entre chaque radionucléide et il est varier entre quelques secondes à des milliards d'années. [39]

CHAPITRE III

Méthodologie et matériaux

III.1. Prélèvement et préparation des échantillons

III.1.1. Prélèvement des échantillons

Les échantillons qui sont utilisés dans cette étude sont quatre types de sable ont été prélevés de différents régions de la wilaya de TLEMCEM



Figure III.1: Plan de la wilaya de Tlemcen

Ces échantillons sont:

Echantillon N°1: Sable de Tafna qui a été recueillis de la région de bwihi, de Sid el Jilali (Tlemcen)

Echantillon N°2: Sable A qui a été recueillies de la région de Hassane el Souahlia (Ghazaouet)

Echantillon N°3: Sable B qui a été recueillis de région d'Ain mez waj, Ouled ben Ayade (Tlemcen)

Echantillon N°4: sable de la plage de Ouled ben de Ayade, el Bhira (souk tlata) (Tlemcen)

4 Enfin, nous avons mis les échantillons dans des flacons scellés.

Les flacons ont été conservés pendant environ quatre semaines pour assurer l'équilibre séculaire



Figure III.4 : l'image des quatre échantillons

Après cette période, nous avons commencés l'analyse, mai avant de procéder à la mesure des rayons gamma de chaque échantillon, nous devons toujours procéder en premier lieu à l'étalonnage de l'appareil pour en extraire les effets du rayonnement du bruit de fond, pour cela, nous avons un tube à essai qui va servir pour toutes les mesures expérimentales que nous allons effectuer. Nous avons noté sa masse à vide. On obtient que $m(\text{tube vide}) = 6,86\text{g}$

Le tube à essai est introduit à vide dans le spectromètre gamma afin de mesurer la radioactivité induite par le rayonnement du bruit de fond, ou plus communément appelé le « **Background** ».Après on effectue l'analyse pour chaque échantillon, le temps de mesure compté est de 24 heures soit 86 400 secondes. Au bout de ce temps le spectre correspondant est enregistré dans le PC relié.

Pour chaque type de sable, nous avons fait trois testes différentes, chaque teste correspond a une masse.

Pour chaque nouvelle pesée, nous avons pris les mesures des rayons gamma avec le tube à vide, puis avec les différents échantillons de sable.



Figure III.5:Image de notre détecteur

III.2. Détection de rayonnement gamma

III.2.1. Spectrométrie gamma

Il existe plusieurs techniques utilisées pour étudier la quantité de NORM dans l'environnement. Une de ces techniques les plus connus est la spectrométrie gamma. Celui-ci utilise l'équipement pour fournir l'intensité, l'énergie des rayons gamma et l'activité globale des échantillons. [29]

La spectroscopie gamma c'est un instrument qui donne des informations sur l'énergie et l'intensité de tout rayon gamma émis à partir d'un radionucléide. Le détecteur des rayons gamma le plus utilisé c'est le détecteur à scintillation d'iodure de sodium activé au thallium [NaI (Tl)] qui a une efficacité de détection de rayons gamma élevée et ça c'est un avantage de ce type de détecteurs. [29]

III.2.1.1. Détecteur à scintillation (Scintillateurs) :

Le volume sensible d'un détecteur à scintillation est un matériau luminescent (solide, liquide, ou gazeux) qui est vu par un dispositif qui détecte les émissions de lumière des rayons gamma induits [habituellement un tube photomultiplicateur (**PMT**)]. Le

matériau de scintillation peut être organique ou inorganique; celui-ci est plus fréquent. Des exemples des scintillateurs organiques sont anthracène, matières plastiques et liquides. Les deux derniers sont moins efficaces qu'anthracène. Certains matériaux communs à scintillation inorganiques sont l'iodure de sodium (NaI), l'iodure de césium (CsI), le sulfure de zinc (ZnS), et l'iodure de lithium (LiI). Les détecteurs à scintillation les plus courantes sont solides et les plus populaires sont les cristaux inorganiques NaI et CsI.[20.13.9.6]

III.2.1.1.1. Scintillateurs inorganiques

Les scintillateurs à cristaux inorganiques sont le plus souvent des halogénures alcalins (NaI, CsI) contenant des traces d'impureté jouant le rôle de centres d'activation de processus de luminescence. Un cristal pur est représenté par une bande de valence normalement remplie par les électrons, et une bande de conduction normalement vide. L'interaction d'une particule chargée peut induire une transition d'un électron de la bande de valence à la bande de conduction (ionisation) laissant une lacune (trou) dans la première. Cet électron et ce trou peuvent migrer indépendamment l'un de l'autre dans le cristal. Par contre, dans le cas d'une excitation, la paire électron-trou formée est liée.

La figure (III.6) montre la position de la bande excitonique, située en dessous la bande de conduction. Toute impureté dans le cristal (atome étranger ou lacune de réseau) peut créer des niveaux d'énergie dans la bande interdite en des sites définis de cristal. Par capture d'excitation ou capture successive d'un électron ou d'un trou lors de leur migration, les centres d'impuretés passent dans un état excité. Si la transition dans cet état est fondamentale et permise, un photon est émis.

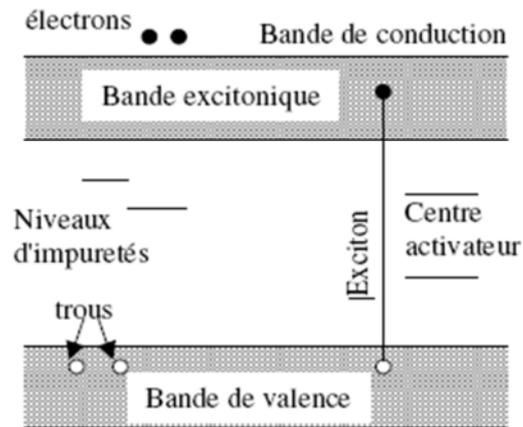


Figure III.6: Structure de bande pour les énergies d'électrons dans les solides.[33]

Les scintillateurs inorganiques, composée de l'élément de Z moyen, donnent lieu à l'effet photoélectrique est sont adapte a la spectrométrie. [33]

Tableau III.1 : Résumé des matériaux des scintillateurs inorganiques pratiques. [33]

Material	Forme	λ (max) (nm)	τ_f (ns)	P(g/cm ³)	Photon/Mev
NaI(Tl) (20°C)	cristal	415	230	3,67	38,000
NaI(pure) (196°C)	cristal	303	60	3,67	76,000
Bi ₄ Ge ₃ O ₁₂ (20°C)	cristal	480	300	7,13	8,200
Bi ₄ Ge ₃ O ₁₂ (100°C)	cristal	480	2000	7,13	24,000
CsI(Na)	cristal	420	630	4,51	39,000
CsI(Tl)	cristal	540	800	4,51	60,000
CsI(pure)	cristal	315	16	4,51	2,300
CsF	cristal	390	2	4,64	2,500
BaF ₂ (lent)	cristal	310	630	4,9	10,000
BaF ₂ (rapide)	cristal	220	0.8	4,9	1,800
Gd ₂ SiO ₅ (Ce)	cristal	440	60	6,71	10,000
CdWO ₄	cristal	530	15000	7,9	7,000
CaWO ₄	cristal	430	6000	6,1	6,000
CeF ₃	cristal	340	27	6,16	4,400
PbWO ₄	cristal	460	2,10,38	8,2	500
Lu ₂ SiO ₅ (Ce)	cristal	420	40	7,4	30.000
YAlO ₃ (Ce)	cristal	390	31	5,53	19.700
Y ₂ SiO ₅ (Ce)	cristal	420	70	2,70	45,000

Remarque: le large éventail de temps de décroissance τ_f , de 0,8 ns en BaF₂ à 15 ms en CdWO₄. Certains matériaux présentent également plusieurs émissions (BaF₂, PbWO₄).

La détection des rayons gamma se fonde sur le transfert de leur énergie aux électrons et à la mesure de l'ionisation créée comme les électrons de haute énergie se déplacent à travers la matière. Nous examinons maintenant comment cela peut être fait avec un scintillateur, photomultiplicateur, et l'électronique associée. [31]

Scintillateur:

Une méthode pour la détection des rayonnements ionisants est basée sur les matériaux qui convertissent l'énergie d'ionisation dans la lumière visible, ou le scintillateur. Pour la détection des particules, en particulier la détection de la mesure d'énergie, les scintillateurs de choix sont certains cristaux inorganiques dopés avec des petites quantités des «activateurs» dans une stratégie qui rappelle vaguement l'utilisation de dopants dans les semi-conducteurs. Dans notre laboratoire, nous utilisons NaI (Th), iodure de sodium-dopé au thallium. Dans un cristal pur les paires électrons-trous sont créées en tant que l'ionisation favorise les électrons de valence à la bande de conduction.

Les activateurs créés des sites dans le cristal avec des niveaux d'énergie dans la région interdite, à proximité de la bande de conduction. Les électrons libres trouver les sites ionisés et tombent, créant des états excités d'activateur. Si ces décroissances de photons visibles ($t < 500$ ns) sont rapide, le résultat est appelé **fluorescence**, ce qui est l'élément le plus utile de la scintillation. D'autres états métastables exigent la perturbation d'addition disent par l'énergie thermique, afin de désexciter, et conduisent à une libération plus lente de la lumière, appelé **phosphorescence**.

Dans d'autres cas, l'activateur à l'état excité désintégré sans rayonnement, et l'énergie de l'ionisation est dit être étanchée. Le nombre d'ionisation paires électron-trou qui se traduisent par un photon de scintillation est appelé **l'efficacité du scintillateur**. Pour être utile, la fréquence de la lumière de scintillation devrait être dans un régime dans lequel le scintillateur est transparent, et les photomultiplicateurs sont sensibles. Une description complète de la théorie de scintillateurs inorganiques. Il est souhaitable de disposer d'un scintillateur qui produit un grand nombre de photons pour une d'énergie gamma donnée, parce que la résolution en énergie idéale est déterminée par les fluctuations statistiques avec le nombre de photons produits dans le scintillateur.

Le grand rendement lumineux conduit à une bonne résolution en énergie, mais la constante de temps pour le signal en scintillateurs inorganiques est assez long, ~ 200 ns. En haute vitesse, ou les applications de synchronisation rapide, une famille de substitution de scintillateurs plastique est utilisée. Dans ces matériaux, l'excitation et la décomposition des états moléculaires qui se passe avec les échelles de temps

atomique, sans complication par des effets de transport, et les largeurs d'impulsion de scintillation sont de nanosecondes de commande, avec une résolution de la nanoseconde fractionnaire sur le temps de montée. Cependant, l'intensité lumineuse est plus faible si la résolution en énergie est faible par rapport aux composés inorganiques. [31]

Photomultiplicateurs :

Le photomultiplicateur (PMT) est un dispositif tubulaire qui fonctionne comme un intensificateur d'image d'un ou des canaux. La lumière tombe sur une photocathode, et les électrons sont émis par l'intermédiaire de l'effet photoélectrique. Certains optiques électrostatiques simples accélèrent ces électrons et les dirigent vers la première série de surface, appelé dynodes, choisi parmi les matériaux ayant une bonne émission d'électrons secondaires. Les dynodes sont disposées mécaniquement de telle sorte que la dynode adjacente distante de quelque millimètre, et une entrée de puissance à haute tension unique est dirigée vers le bas d'une chaîne de résistances qui maintient une différence de potentiel de 50 à 100 V entre chaque paire de dynodes.

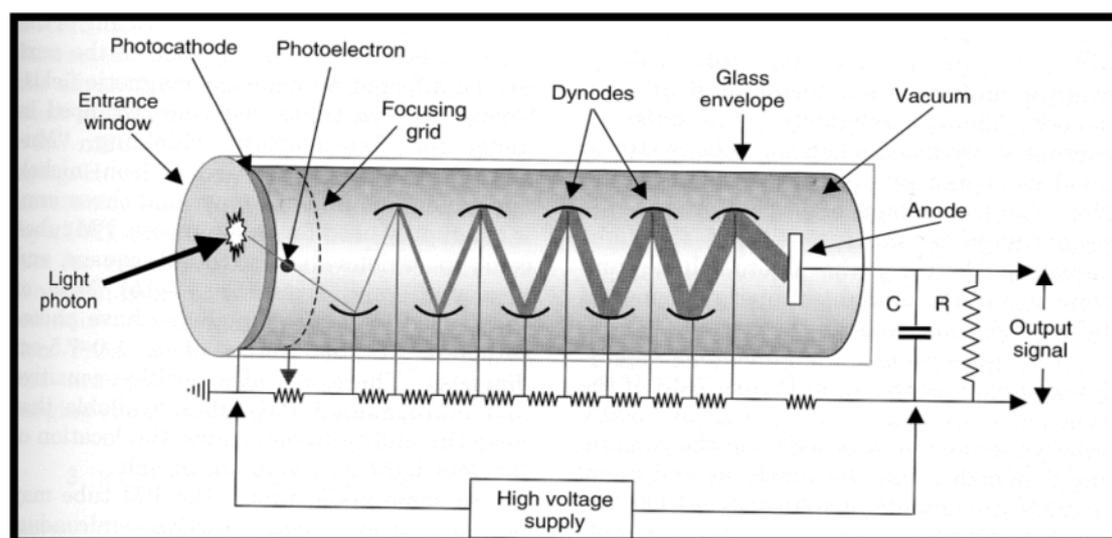


Figure III.7: Le tube photomultiplicateur. [14]

Le PMT fonctionne par (voir la figure III.7) permettant à un photon d'être absorbé par son photocathode. Le photoélectron alors produite est ensuite accéléré par la tension et rebondit sur un certain nombre de dynodes. [31]

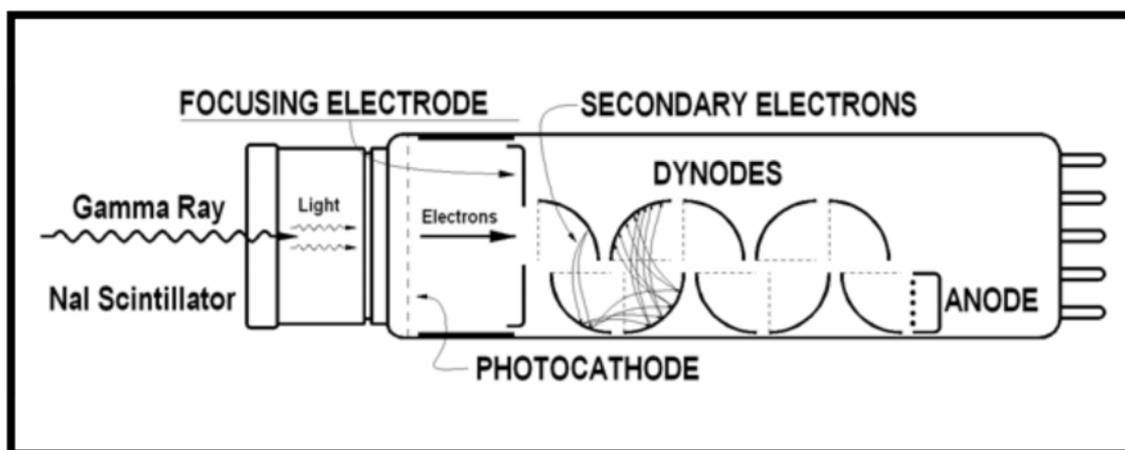


Figure III.8: Schéma de scintillateur et un tube photomultiplicateur. [18]

III.2.2. La détection des rayons gamma à basse altitude

La qualité des mesures par l'utilisation de la spectrométrie gamma pour l'analyse d'environnement dépend dans une large mesure de l'équipement et de l'environnement, dans lequel les mesures sont effectuées. Afin de réduire les incertitudes à un niveau acceptable, il est important que le rayonnement de fond soit faible en comparaison avec le rayonnement de l'échantillon que l'on souhaite analyser. Parce que les échantillons environnementaux n'ont pas tendance à être très radioactif, ce critère n'est pas facilement atteint. Essentiellement, les échantillons environnementaux sont souvent rien de plus que ce qui est communément appelé «fond». Les choses se compliquent encore par le fait que le rayonnement gamma est très difficile d'arrêter. Il peut être considérablement réduit par des boucliers d'éléments denses tels que le plomb, mais il ne peut jamais être complètement absorbé par n'importe quel matériau. [15]

III.3. La détection des rayons gamma dans notre laboratoire

Dans notre laboratoire, nous utilisons le détecteur à scintillation de type NaI(Tl) Canberra 802- 2x2 de forme puits

III.3.1. Les détecteurs à scintillation NaI (Tl)

Un rayon gamma interagissant avec un scintillateur émet une impulsion de lumière, qui transforme à une impulsion électrique par un tube photomultiplicateur. Le

photomultiplicateur se compose d'une photocathode, une électrode de focalisation et de 10 ou plus de dynodes qui multiplient le nombre d'électrons et frappent plusieurs fois chacun.

Le Z élevé d'iode dans le NaI donne une bonne efficacité pour la détection des rayons gamma. Une petite quantité de Tl est ajoutée afin d'activer le cristal, de telle sorte que la désignation est généralement NaI (Tl) pour le cristal. Les meilleures résolutions réalisables les gammes de 7,5% -8,5% pour le 662 keV des rayons gamma de ^{137}Cs de 3 pouces de diamètre et de 3 pouces en cristal de long, et est légèrement pire pour les tailles petites et grandes. De nombreuses configurations de détecteurs NaI sont disponibles dans le commerce, allant des cristaux pour les mesures des rayons X dans lequel le détecteur est relativement mince (pour optimiser la résolution au détriment de l'efficacité à des énergies plus élevées), jusqu'à les gros cristaux avec des multiples photos tubes. Les cristaux construits avec un puits à permettre le comptage des échantillons faibles, la géométrie 4π presque sphérique sont également une configuration largement utilisé. [11]

Les cristaux d'iodure de sodium sont préférés à d'autres types de détecteurs, pour trois raisons principaux:

- Ils ont une bonne résolution des énergies de l'ordre de 0,3 à 3 MeV.
- Ils ont une grande transparence et donc, même les faibles éclairs de lumière peuvent être détectés

Il est relativement facile à faire pousser de gros cristaux de NaI, et donc ils sont un détecteur relativement économique. [38]

III.3.1.1. Détecteur de type NaI (Tl) Canberra 802-2x2

Le détecteur 802-2x2 (Tl) est fabriqué par Canberra Inc. Il contient un cristal de sodium-iodure activé au thallium 2×2 pouces fabriqué par les cristaux de Saint-Gobain. Le détecteur NaI (Tl) 802-2x2 est montré dans la figure (III.9)

L'ensemble de détection comprend la NaI (Tl) de cristal 2x2pouce, d'un tube photomultiplicateur, et un blindage magnétique / lumière interne, qui sont tous scellés hermétiquement dans un boîtier en aluminium. L'arrière du détecteur contient un connecteur à 14 broches, capable de monter un modèle Canberra 2007P à base de tube

de combinaison et préamplificateur. Le détecteur fonctionne en conjonction avec des modules d'amplificateur à haute tension externes pour produire un spectre de sortie par l'intermédiaire d'un analyseur à canaux multiples (MCA). [37]



Figure III.9: détecteur de NaI (Tl) Canberra 802-2x2. [37]

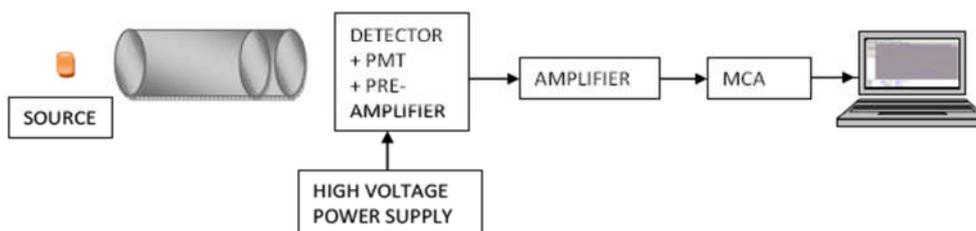


Figure III.10: Configuration du circuit de détecteur NaI (Tl) 2x2. [37]



Figure III.11: Modèle de détecteur Canberra. [41]

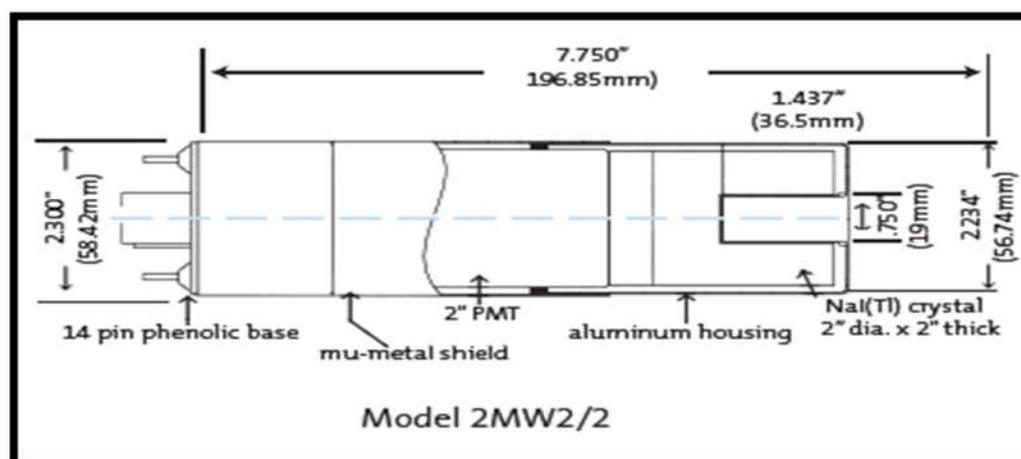


Figure III.12: détecteur NaI (Tl) Modèle 2MW2 / 2. [42]

III.4. L'analyse des spectres des rayons Gamma

Tous les systèmes de détection sont connectés à un ordinateur, qui enregistre chaque photon détecté. Cela permet à l'opérateur de suivre l'évolution en temps réel et pour finir les mesures chaque fois que des niveaux acceptables d'incertitude ont été atteints. Pour les échantillons peu actifs, comme la plupart des échantillons environnementaux, cela nécessite généralement au moins quelques jours de mesures.

Lorsque la mesure d'un échantillon est terminée, le spectre gamma peut être analysés directement dans l'ordinateur en utilisant un logiciel spécial, dans ce cas, un programme appelé **Génie 2000** est utilisé. Toutefois, l'identification des pics gamma par Génie 2000 requiert une bibliothèque nucléide avec des informations sur les énergies de tous les radionucléides concernés. En outre, le calcul des activités nécessite des probabilités d'émission pour tous les pics pertinents. Ces informations doivent être fournies par l'opérateur. Dans le cadre de ce travail une bibliothèque nucléide mise à jour a été compilée à partir des données de décroissance du Laboratoire National de Henri Becquerel (2004). La nouvelle bibliothèque comprend tous les principaux nucléides émetteurs des rayons gamma des chaînes de désintégration naturels ainsi que de nombreux autres radionucléides qui peuvent être soupçonnés de se produire dans les échantillons environnementaux.

L'analyse des spectres gamma nécessite également des informations sur les radiations de fond. Ces mesures ont été effectuées avant que les mesures des échantillons ont été lancées et évaluées par rapport aux précédentes mesures de fond. L'étalonnage d'efficacité est disponibles pour les différents systèmes de détection qui a été utilisé

Enfin, la détermination des activités pour les différents radionucléides doit également comporter la connaissance des pics dans les spectres qui sont fiables et comment on doit agir afin d'obtenir des mesures précises pour que de nombreux radionucléides concernés que possible. [15]

III.5. la mesure de ^{238}U par la spectrométrie gamma

^{238}U est le premier radionucléide dans la chaîne important d'uranium et il a été utilisé pour une large échelle des applications dans les études environnementales. Toutefois, par ce que le ^{238}U est un émetteur gamma très pauvres, les mesures directes de celle-ci sont impossibles dans les échantillons environnementaux. La probabilité d'émission pour le pic de rayon gamma le plus intense (49,5 keV) est seulement 0,070%.

Pourtant, la spectrométrie gamma peut être utilisée pour mesurer ^{238}U grâce à l'équilibre séculaire. ^{238}U sera en équilibre séculaire avec sa fille, ^{234}Th , dans quatre mois au plus, et donc ^{234}Th peut être adressée à la place. El-Daoushy et 15 Hernández (2002) ont montré comment il est possible de faire des déterminations absolues précises des activités de ^{234}Th dans les échantillons environnementaux. Au moment de conclure, le 92,5 keV doublet de pointe est souvent perturbé par rayons X, dans la plupart des cas, ce qui fiable pour des mesures absolues. Cependant, en utilisant des techniques de simulation de Monte Carlo, ils ont montré comment il est possible de contrôler l'auto-absorption pour le 63 keV pic. Ainsi, le 63 keV de ^{234}Th pic fournit un moyen de déterminer l'activité de ^{238}U par la spectrométrie gamma. Le seul risque pourrait être la perturbation de ^{232}Th dans les échantillons à haute teneur en thorium, mais faible teneur en uranium. [15]

III.6. ^{226}Ra mesure par spectrométrie gamma

^{226}Ra est un émetteur gamma avec sa ligne de gamma principale à 186,1 keV. Bien que la probabilité d'émission soit assez faible, 3.516%, cette ligne serait dans de nombreux cas suffisants pour mesurer l'activité directement, si elles ne sont pas le fait que ^{235}U dispose une ligne de gamma se chevauche à 185,7 keV avec une probabilité d'émission de 57,25%. En général, on peut s'attendre à la fois le ^{226}Ra et le ^{235}U à être présents dans les échantillons environnementaux, de sorte que ces lignes ne peuvent pas emblée a utilisées pour des mesures absolues. Afin de mesurer le ^{226}Ra d'une manière plus appropriée, on doit se tourner vers ses filles. Toutefois, le

^{222}Rn fille est un gaz très mobile avec une demi-vie de 3,8235 jours. Lors de la préparation de l'échantillon, il est inévitable qu'au moins certaines ^{222}Rn soient perdu, ce qui signifie que tout équilibre séculaire possible est perturbé. Par conséquent, il est nécessaire de laisser les échantillons pour environ quatre semaines. Avant que les mesures sont prises afin d'assurer que l'équilibre séculaire est rétabli dans l'échantillon. Dans le cas où l'échantillon ne remplit pas complètement le conteneur qui est utilisé dans les mesures, l'échantillon est recouverte d'un film plastique afin d'éviter que le radon se rassembler dans l'entrefer entre l'échantillon et le couvercle, car cela changerait la distribution spatiale du rayonnement non seulement de ^{222}Rn , mais aussi de ses filles de courte durée, par exemple ^{218}Po , ^{214}Pb et ^{214}Bi . Ce serait à son tour affecter l'efficacité des mesures de manière incontrôlée, ce qui rend impossible de tirer des conclusions concernant leurs activités absolus. Ceci est important parce que les filles du radon fournissent la meilleure façon de mesurer avec précision l'activité de ^{226}Ra dans un échantillon. Le meilleur choix est ^{214}Pb qui a une ligne de gamma à 351,9 keV avec une ration de branchement élevé (35,14%). Un inconvénient évident de cette approche est bien sûr que l'échantillon doit être préparé au moins quelques semaines avant les mesures afin d'assurer que le ^{214}Pb est vraiment en équilibre séculaire avec le ^{226}Ra . D'autre part, cela permet la correction de l'ingérence dans le pic 185/186 keV afin que l'activité de ^{235}U puisse être consultée. [15]

III.7. la mesure d'autres nucléides de la chaîne d'uranium par la spectrométrie gamma

^{210}Pb peut être mesurée à l'aide de son pic de 46,5 keV, mais nécessite des corrections pour l'auto absorption dans certains cas. Cependant, aucun de ces corrections n'ont pas encore faite pour ces mesures, ce qui pourrait conduire à une légère sous-estimation des activités de ^{210}Pb , surtout dans les échantillons de gravier et d'argile. Les mesures de deux autres membres importants de la chaîne d'uranium, ont également été tentées mais, ces mesures sont incertaines et leur fiabilité reste a testée. Le ^{230}Th a une petite crête (0,376%) à 67, 67 keV, où il semble avoir aucune ingérence de tout autre radionucléide dans les échantillons environnementaux. Dans les échantillons plus radioactifs, un pic distinct a été observé dans cette région et identifiés comme ^{230}Th . En raison de la probabilité de basse émission les précisions

ne seront pas très bonnes, même si le temps de mesure utilisée est relativement long. Si les meilleures mesures sont requises, la spectrométrie alpha doit être utilisée. L'autre radionucléide est ^{234}U , qui a un petit pic à la probabilité d'émission 0,123% à 53,20 keV. En outre, il est recouvert par un (1,07%) de pic beaucoup plus intense de ^{214}Pb , dont l'énergie est 53,23 keV. Cependant, ^{234}U peut s'attendre les échantillons où il ya un enrichissement significatif d'uranium en comparaison avec le radium à contribuer considérablement à ce pic. Depuis le ^{214}Pb est facile de déterminer d'autres pics de rayon, l'ingérence dans ce pic peut être corrigé pour une activité de ^{234}U qui être calculé. Toutefois, aucun exemple dans ces méthodes ont été employées, les activités de ^{230}Th et de ^{234}U ont été rencontrés dans la littérature. Par conséquent, leur fiabilité est sujette à caution jusqu'à une validation adéquate qui a été effectuée. [15]

III.8. la mesure des nucléides de la chaîne de thorium par la spectrométrie gamma

Comme cela a été décrit précédemment, il existe essentiellement trois radionucléides dans la chaîne de l'thorium qui sont intéressants dans ce genre d'études, ^{232}Th , ^{228}Ra et ^{228}Th . ^{232}Th a un petit pic de gamma (63,81 keV), qui est recouverte par la pic de gamma 63.28 keV de ^{234}Th . Cela peut causer des incertitudes dans la mesure du ^{238}U , car il est difficile de compenser la contribution du ^{232}Th . Comme l'autre pic de gamma la majeur de ^{234}Th ne peut faire confiance en raison des influences de rayons X, il semble plus ou moins impossible de déterminer indirectement l'activité de ^{232}Th par spectrométrie gamma. Le ^{228}Ra ne peut pas être mesuré directement, mais grâce à sa fille ^{228}Ac , il est possible de mesurer indirectement. ^{228}Ac a plusieurs pics de gamma, mais la meilleure d'entre elles c'est le pic 338.32 keV. Dans les échantillons solides, il est possible d'utiliser plus d'un pic pour améliorer la précision des mesures. En fin le ^{228}Th a un petit pic dans la région des rayons X (84.37 keV), ce qui rend impossible de le mesurer directement. A cause à la brève demi-vie du reste nucléide de la chaîne de thorium, il est toutefois possible d'accéder à l'activité de ^{228}Th par les filles comme ^{212}Pb et ^{208}Tl , dont le premier est probablement le meilleur. En conséquence, le ^{212}Pb est le radionucléide qui a été utilisé pour déterminer les activités de ^{228}Th à ces mesures. Son pic 238,63 keV une

probabilité d'émission très élevée (43,6%), ce qui permet une détermination précise même dans les petites et les pur échantillons. [15]

III.9. la mesure des nucléides de la chaîne d'actinium par la spectrométrie gamma

Parmi les nucléides de la chaîne d'actinium on a principalement ^{235}U et ^{231}Pa qui sont d'intérêt pour ce type d'études. Ils sont relativement difficiles à mesurer, en partie à cause des probabilités faibles d'émissions des pics utiles et les interférences, et en partie à cause de leur faible abondance dans les échantillons environnementaux. Comme il a été mentionné précédemment, il est en fait un pic de gamma avec une probabilité très élevée d'émission pour ^{235}U (57,2%), mais souvent ce pic est risqué d'utiliser en raison des interférences des ^{226}Ra . En déterminant l'activité de ^{226}Ra par sa fille ^{214}Pb il est toutefois possible de corriger l'interférence de ^{226}Ra et de cette manière de déterminer indirectement l'activité de ^{235}U . Dans les échantillons solides autres pics peuvent également être utilisés. L'143.76 keV pic c'est le pic de la deuxième probabilité d'émission le plus élevé (10,96%), mais il faut être prudent sur l'interférence de l'144.23 keV pic de ^{223}Ra (3,22%). Quand il s'agit de ^{231}Pa , la situation est encore plus compliquée. La meilleure façon d'accéder à ^{231}Pa est probablement par ^{227}Th , ^{223}Ra ou ^{219}Rn , mais aucune évaluation de ces possibilités n'a été rencontrée dans la littérature. ^{227}Th a une pic de gamma à 235,96 keV à une probabilité d'émission de 12,6%, ce qui est dangereusement proche de la ligne de gamma l'238.63 keV intensif de ^{212}Pb , mais avec une bonne résolution en énergie, il devrait être possible d'effectuer des mesures fiables. Le ^{223}Ra a une ligne de gamma à 269.46 keV avec une probabilité d'émission relativement élevée (13,7%), mais malheureusement, il ya un risque évident d'interférence de ^{228}Ac (270.24 keV) et également la meilleure pic de gamma de ^{219}Rn à 271.23 keV. Si les activités sont élevées, il devrait être possible d'utiliser la correction d'interférence et les pics les plus petits pour déterminer les activités de ^{231}Pa . Il est également possible de tester la fiabilité des mesures de ^{231}Pa par comparaison entre ces trois radionucléides. [15]

CHAPTER IV

Calculus

IV.1. Atténuation des rayons gamma

Quand les radiations gamma sont collimatés en un faisceau étroit de la collision après le passage d'un détecteur absorbeur avec une épaisseur (t), le résultat sera une simple exponentielle atténuation de rayons gamma, chacun des processus d'interaction (production d'une paire, la diffusion Compton et photoélectrique seront supprimés le photon de rayons gamma à partir de la poutre par absorption ou diffusion à une distance à partir de la direction du détecteur. [12.34.19] La figure **IV.1** illustre une expérience d'atténuation simple. Lorsque le rayonnement gamma d'intensité I_0 tombe sur un absorbeur d'épaisseur L , l'intensité émergente (I) transmis par l'absorbeur est donnée par l'expression exponentielle suivant :

$$I = I_0 e^{-\mu L} \quad (\text{IV.1})$$

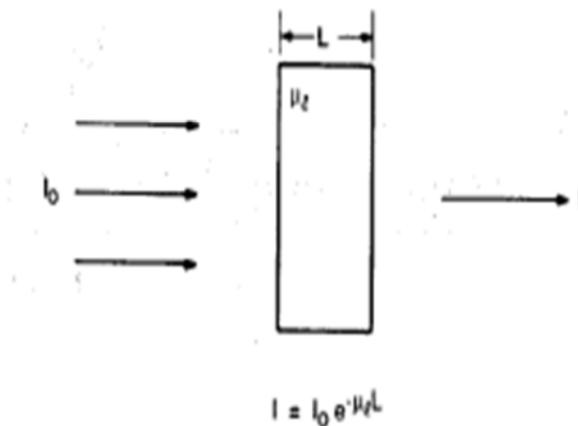


Figure IV.1: La loi fondamentale de l'atténuation de rayons gamma. [12]

L'intensité de rayons gamma transmis I est une fonction de l'énergie des rayons gamma, de l'épaisseur de la composition de l'absorbeur.

Où μl est le coefficient d'atténuation (exprimée en cm^{-1}). Le coefficient d'atténuation dans l'équation (IV.1) est appelé le coefficient d'atténuation linéaire.

La figure (IV.2) représente l'atténuation linéaire de l'iodure de sodium solide, un matériau couramment utilisé dans les détecteurs des rayons gamma

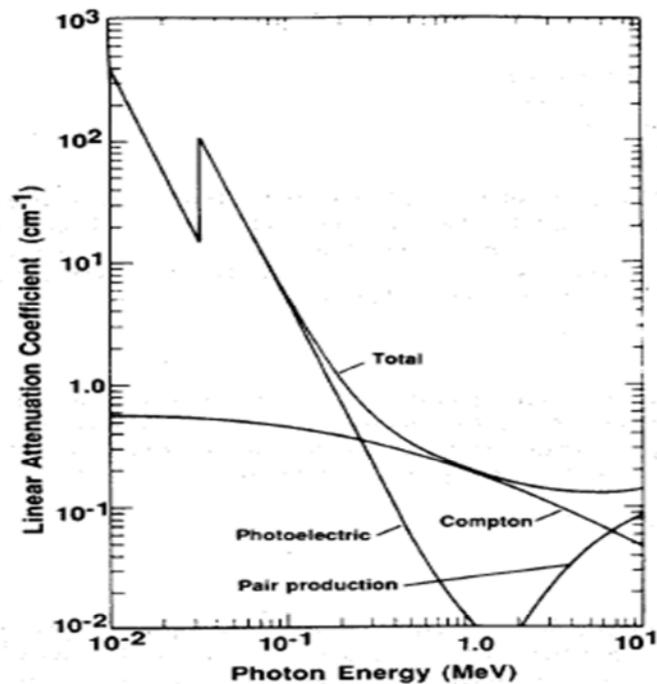


Figure IV.2: Coefficient d'atténuation linéaire de NaI montrant des contributions d'absorption, de la dispersion de terrain communal et de production photoélectriques de paire. [12]

IV.1.1. les Coefficients d'atténuation

Le coefficient d'atténuation linéaire est le coefficient d'absorption le plus simple à mesurer expérimentalement, mais il n'est pas habituellement tabulé en raison de sa dépendance à la densité de la matière absorbante. Par exemple, à une énergie donnée, les coefficients d'atténuation linéaire de l'eau, de la glace, et de la vapeur sont tous différents, même si le même matériau est impliqué. [12.34.19]

Les rayons gamma interagissent principalement avec les électrons atomiques, par conséquent, le coefficient d'atténuation doit être proportionnel à la densité d'électrons P , qui est proportionnelle à la densité apparente de la matière absorbante. Toutefois, pour un matériau donné, le rapport de la densité d'électrons à la densité volumique est une constante, Z / A , indépendante de la densité volumique. Le rapport Z / A est presque constante pour tous sauf pour les éléments les plus lourds et l'hydrogène [12.34.19]

$$P = \frac{Zp}{A} \quad (\text{IV.2})$$

Où

P = densité électronique

Z = nombre atomique

ρ = densité de la masse

A = Une masse atomique

Le rapport du coefficient d'atténuation linéaire à la densité (μ_l / ρ) est appelé le coefficient d'atténuation de masse μ et a les dimensions de la surface par unité de masse (cm^2 / g). Les unités de ce coefficient allusion au fait que l'on peut pensé que c'est la coupe transversale effective la zone des électrons par unité de masse de l'absorbeur. Le coefficient d'atténuation de masse peut être rédigé dans des termes d'une section de réaction, σ (cm^2)

$$\mu = \frac{N_0 \sigma}{A} \quad (\text{IV.3})$$

Où N_0 est le numéro Avogadro ($6,02 \times 10^{23}$)

A est le poids atomique de l'absorbeur.

La section transversale est la probabilité d'un rayon gamma en interaction avec un seul atome. Équation 4-1 peut être réécrite comme

$$I = I_0 e^{-\mu \rho L} = I_0 e^{-\mu x} \quad (\text{IV.4})$$

Où $x = \rho L$

Le coefficient d'atténuation de masse est indépendant de la densité de l'exemple mentionné ci-dessus, l'eau, la glace et la vapeur ont tous la même valeur de μ . Ce coefficient est plus généralement tabulé que le coefficient d'atténuation linéaire parce qu'il mesure la probabilité d'interaction des rayons gamma d'un élément individuel. L'équation (IV.5) est utilisée pour calculer le coefficient d'atténuation massique pour des matériaux composites:

$$\mu = \sum \mu_i w_i \quad (\text{IV.5})$$

Où

μ_i = Coefficient d'atténuation massique **du** $i^{\text{ème}}$ élément

w_i = fraction du poids **de** $i^{\text{ème}}$ élément

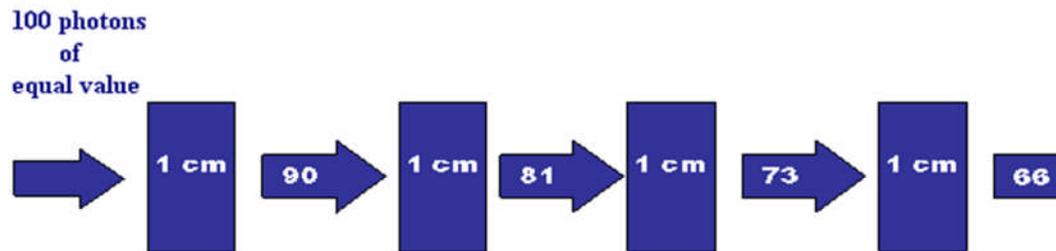


Figure IV.3: coefficient d'atténuation linéaire (μ) = 0,10 .

IV.1.2. Tableaux des coefficients d'atténuation

Tableau IV.1: coefficient d'atténuation de sodium.

Sodium Z=11		
Energie (MeV)	μ/ρ (cm²/g)	μ_{en}/ρ (cm²/g)
1.00000E-03	6.542E+02	6.522E+02
1.03542E-03	5.960E+02	5.941E+02
1.07210E-03	5.429E+02	5.410E+02
1.07210E-03	6.435E+03	6.320E+03
1.50000E-03	3.194E+03	3.151E+03
2.00000E-03	1.521E+03	1.504E+03
3.00000E-03	5.070E+02	5.023E+02
4.00000E-03	2.261E+02	2.238E+02
5.00000E-03	1.194E+02	1.178E+02
6.00000E-03	7.030E+01	6.915E+01
8.00000E-03	3.018E+01	2.941E+01
1.00000E-02	1.557E+01	1.499E+01
1.50000E-02	4.694E+00	4.313E+00
2.00000E-02	2.057E+00	1.759E+00
3.00000E-02	7.197E-01	4.928E-01
4.00000E-02	3.969E-01	2.031E-01
5.00000E-02	2.804E-01	1.063E-01
6.00000E-02	2.268E-01	6.625E-02
8.00000E-02	1.796E-01	3.761E-02
1.00000E-01	1.585E-01	2.931E-02
1.50000E-01	1.335E-01	2.579E-02
2.00000E-01	1.199E-01	2.635E-02
3.00000E-01	1.029E-01	2.771E-02
4.00000E-01	9.185E-02	2.833E-02
5.00000E-01	8.372E-02	2.845E-02
6.00000E-01	7.736E-02	2.830E-02
8.00000E-01	6.788E-02	2.760E-02
1.00000E+00	6.100E-02	2.669E-02
1.25000E+00	5.454E-02	2.549E-02
1.50000E+00	4.968E-02	2.437E-02
2.00000E+00	4.282E-02	2.249E-02
3.00000E+00	3.487E-02	1.997E-02
4.00000E+00	3.037E-02	1.842E-02
5.00000E+00	2.753E-02	1.743E-02
6.00000E+00	2.559E-02	1.675E-02
8.00000E+00	2.319E-02	1.595E-02
1.00000E+01	2.181E-02	1.552E-02
1.50000E+01	2.023E-02	1.508E-02
2.00000E+01	1.970E-02	1.496E-02

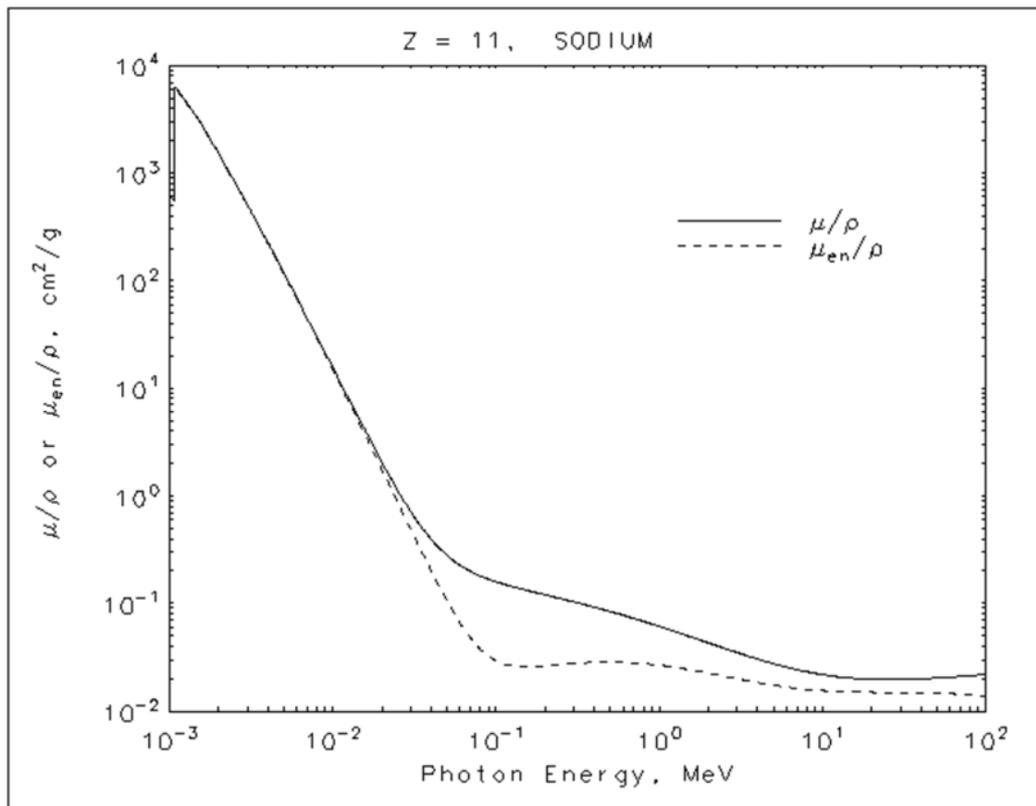


Figure IV.4 : coefficient d'atténuation linéaire et de masse selon l'énergie du photon pour le sodium.

Tableau IV.2 : coefficient d'atténuation de l'aluminium.

Aluminum Z = 13		
Energie (MeV)	μ/ρ (cm²/g)	μ_{en}/ρ (cm²/g)
1.00000E-03	1.185E+03	1.183E+03
1.50000E-03	4.022E+02	4.001E+02
1.55960E-03	3.621E+02	3.600E+02
1.55960E-03	3.957E+03	3.829E+03
2.00000E-03	2.263E+03	2.204E+03
3.00000E-03	7.880E+02	7.732E+02
4.00000E-03	3.605E+02	3.545E+02
5.00000E-03	1.934E+02	1.902E+02
6.00000E-03	1.153E+02	1.133E+02
8.00000E-03	5.033E+01	4.918E+01
1.00000E-02	2.623E+01	2.543E+01
1.50000E-02	7.955E+00	7.487E+00
2.00000E-02	3.441E+00	3.094E+00
3.00000E-02	1.128E+00	8.778E-01
4.00000E-02	5.685E-01	3.601E-01
5.00000E-02	3.681E-01	1.840E-01
6.00000E-02	2.778E-01	1.099E-01
8.00000E-02	2.018E-01	5.511E-02
1.00000E-01	1.704E-01	3.794E-02
1.50000E-01	1.378E-01	2.827E-02
2.00000E-01	1.223E-01	2.745E-02
3.00000E-01	1.042E-01	2.816E-02
4.00000E-01	9.276E-02	2.862E-02
5.00000E-01	8.445E-02	2.868E-02
6.00000E-01	7.802E-02	2.851E-02
8.00000E-01	6.841E-02	2.778E-02
1.00000E+00	6.146E-02	2.686E-02
1.25000E+00	5.496E-02	2.565E-02
1.50000E+00	5.006E-02	2.451E-02
2.00000E+00	4.324E-02	2.266E-02
3.00000E+00	3.541E-02	2.024E-02
4.00000E+00	3.106E-02	1.882E-02
5.00000E+00	2.836E-02	1.795E-02
6.00000E+00	2.655E-02	1.739E-02
8.00000E+00	2.437E-02	1.678E-02
1.00000E+01	2.318E-02	1.650E-02
1.50000E+01	2.195E-02	1.631E-02
2.00000E+01	2.168E-02	1.633E-02

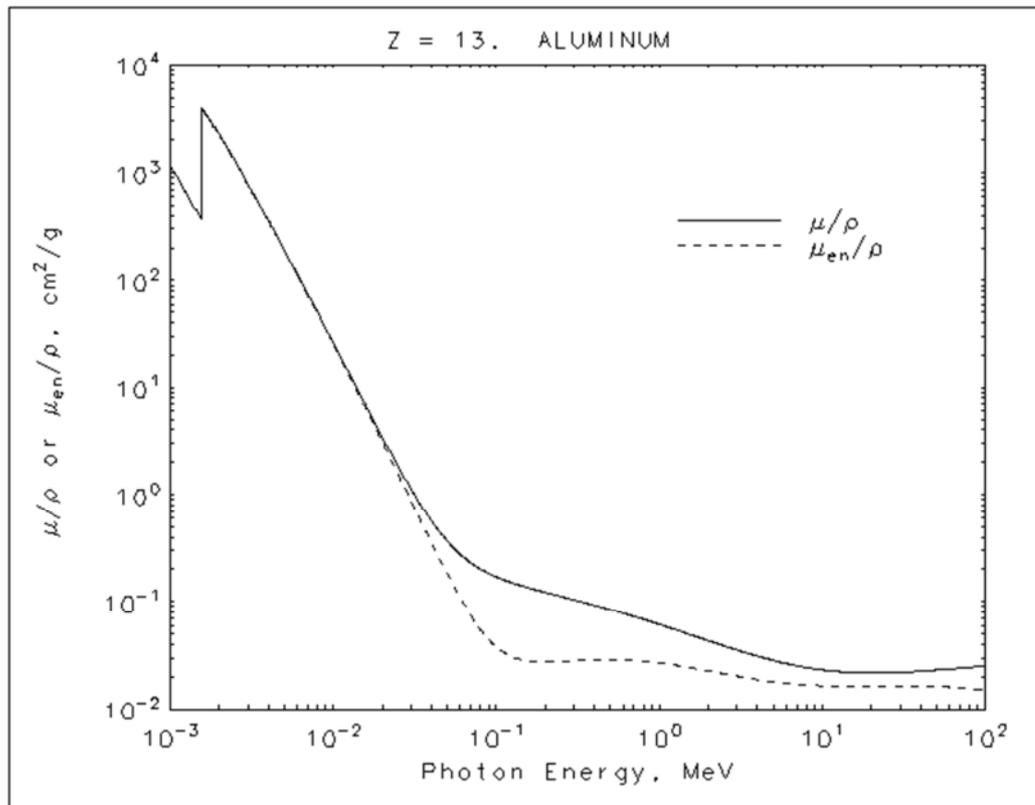


Figure IV.5 : (coefficient d'atténuation linéaire et de masse selon l'énergie du photon pour l'aluminium)

Tableau IV.3 : coefficient d'atténuation de l'iode.

Iodine Z = 53		
Energy (MeV)	μ/ρ (cm ² /g)	μ_{en}/ρ (cm ² /g)
1.00000E-03	9.096E+03	9.078E+03
1.03542E-03	8.465E+03	8.448E+03
1.07210E-03	7.863E+03	7.847E+03
1.07210E-03	8.198E+03	8.181E+03
1.50000E-03	3.919E+03	3.908E+03
2.00000E-03	1.997E+03	1.988E+03
3.00000E-03	7.420E+02	7.351E+02
4.00000E-03	3.607E+02	3.548E+02
4.55710E-03	2.592E+02	2.537E+02
4.55710E-03	7.550E+02	7.121E+02
4.70229E-03	7.123E+02	6.724E+02
4.85210E-03	6.636E+02	6.270E+02
4.85210E-03	8.943E+02	8.375E+02
5.00000E-03	8.430E+02	7.903E+02
5.18810E-03	7.665E+02	7.198E+02
5.18810E-03	8.837E+02	8.283E+02
6.00000E-03	6.173E+02	5.822E+02
8.00000E-03	2.922E+02	2.777E+02
1.00000E-02	1.626E+02	1.548E+02
1.50000E-02	5.512E+01	5.208E+01
2.00000E-02	2.543E+01	2.363E+01
3.00000E-02	8.561E+00	7.622E+00
3.31694E-02	6.553E+00	5.744E+00
3.31694E-02	3.582E+01	1.188E+01
4.00000E-02	2.210E+01	9.616E+00
5.00000E-02	1.232E+01	6.573E+00
6.00000E-02	7.579E+00	4.518E+00
8.00000E-02	3.510E+00	2.331E+00
1.00000E-01	1.942E+00	1.342E+00
1.50000E-01	6.978E-01	4.742E-01
2.00000E-01	3.663E-01	2.295E-01
3.00000E-01	1.771E-01	9.257E-02
4.00000E-01	1.217E-01	5.650E-02
5.00000E-01	9.701E-02	4.267E-02
6.00000E-01	8.313E-02	3.598E-02
8.00000E-01	6.749E-02	2.962E-02
1.00000E+00	5.841E-02	2.646E-02
1.25000E+00	5.111E-02	2.399E-02
1.50000E+00	4.647E-02	2.243E-02
2.00000E+00	4.124E-02	2.092E-02
3.00000E+00	3.716E-02	2.059E-02
4.00000E+00	3.607E-02	2.142E-02
5.00000E+00	3.608E-02	2.250E-02
6.00000E+00	3.655E-02	2.357E-02
8.00000E+00	3.815E-02	2.553E-02
1.00000E+01	4.002E-02	2.714E-02
1.50000E+01	4.455E-02	2.980E-02
2.00000E+01	4.823E-02	3.101E-02

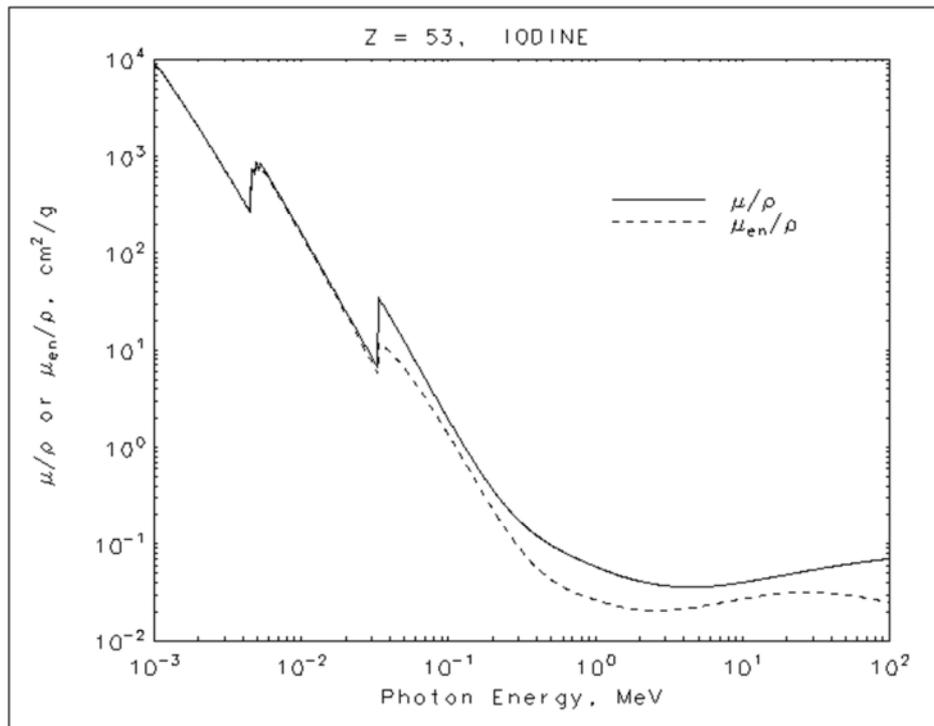


Figure IV.6 : coefficient d'atténuation linéaire et de masse selon l'énergie du photon pour l'iode

En utilisant la théorie et beaucoup des tableaux des coefficients d'atténuation du rayon gamma et on comparés entre eux, alors nous avons calculé ces coefficients (de la masse et linéaire) en employant la formule supérieure d'addition, et prenons la valeur moyenne pour chaque énergie de rayonnement gamma en tant que montre notre tableau

Tableau IV.4: coefficients d'atténuation linéaire et de masse de NaI et Al [7]

U-238 A	Gamma Energy KeV	Probab. %	$\mu_1(\text{Na})$ Cm ² /g W ₁ =0.15 3	$\mu_2(\text{I})$ Cm ² /g W ₂ = 8.1466	$\sum \mu_i \cdot w_i$ $\mu_{m,\text{cal.}}$ (NaI) *	$\mu_{m,\text{ref.}}$ (NaI) _{NIS} **	$\mu_{m,\text{ref.}}$ (NaI) low ENERGIES	$\mu_{m,\text{mean}}$ (NaI) moyenne	$\mu_1(\text{NaI})$ = $\mu_{m,\rho}$ $\rho = 3.67$ g/cm ³	$\mu_1(\text{NaI})$ moyenne
226Ra	186.1*	0.0351	0.123	0.50	0.4188	0.425	1.450	0.420	1.541	1.541
	241.98	0.0712	0.110	0.25	0.2173	0.278	0.860	0.245	0.899	0.860
	295.21	0.1815	0.102	0.163	0.1486	0.153	0.629	0.151	0.554	0.629
	351.92	0.0351	0.095	0.130	0.1151	0.130	0.480	0.122	0.448	0.480
	609.31	0.441	0.077	0.079	0.0762	0.078	/	0.077	0.283	0.283
	768.63	0.0476	0.069	0.070	0.0675	0.068	/	0.068	0.249	0.249
238U	49.5**	/	0.244	11.2	9.1874	10.40	/	9.89	36.30	/
214pb mean	295.1	19.24	0.102	0.160	0.1456	0.153	0.629	0.149	0.547	0.629
	325.0	37.2	0.099	0.145	0.1331	0.142	0.530	0.138	0.506	0.530
	351.93	35.34								
214Bi	609.3	46.36	0.077	0.079	0.0762	0.078	/	0.077	0.283	0.283
214Bi	1764.5	15.8	0.046	0.043	0.0420	0.043	/	0.043	0.158	0.158
214Bi	1120.3	15.1	0.057	0.053	0.0520	0.051	/	0.051	0.187	0.187
234mpa	1001.1	0.6%	0.060	0.057	0.0558	0.057	/	0.056	0.206	0.206
234Th	63.28	4.47%	0.200	7.32	6.016	6.100	20.946	6.05	22.20	/
	92.37*	2.60%	0.155	2.60	2.1477	2.220	7.400	2.18	8.000	/
235U	185.70	57.25	0.125	0.51	0.4360	0.425	1.460	0.43	1.578	same
	143.7*	10.96	0.128	0.60	0.5096	0.516	2.400	0.51	1.872	
B 232Th										
228Ac	338.3*	11.40	0.097	0.151	0.1379	0.140	0.500	0.139	0.510	Up Same same
	911.2	27.7	0.065	0.060	0.0589	0.062	/	0.060	0.220	
	969.8	5.2	0.062	0.058	0.0565	0.059	/	0.058	0.213	
212Bi	727.00	11.8	0.075	0.072	0.0709	0.071	/	/	0.257	same
212Pb	115.18	0.62 %	0.146	1.800	1.4913	1.500	4.300	1.495	5.487	/
	300.09	3.40 %	0.101	0.162	0.1475	0.153	0.600	0.150	0.550	/
	238.6*	43.6%	0.117	0.150	0.2200	0.190	0.866	0.205	0.752	/
208Tl From2	583.20	84.5%	0.079	0.080	0.0731	0.081		0.077	0.283	/
	2615*	99.79%	0.038	0.039	0.0378	0.038		0.038	0.140	/
228Th	212Pb 2615Tl	238.63	0.117	0.158	0.1469	0.190	0.866	0.169	0.620	/
228Ra	338.32	0.1126	0.097	0.151	0.1372	0.140	0.500	0.139	0.510	/
	911.07	0.266	0.065	0.060	0.0589	0.062	/	0.060	0.220	/
	969.11	0.1623	0.062	0.058	0.0565	0.059	/	0.058	0.213	/
60Co	1173	100 %	0.057	0.055	0.0527	0.054	/	0.0530	0.195	/
60Co	1332	100 %	0.052	0.050	0.0488	0.050	/	0.0495	0.182	/
134Cs	604.7	97.1%	0.077	0.079	0.0763	0.079	/	0.078	0.286	/
	795.5	85.4%	0.067	0.065	0.0649	0.065	/	0.065	0.239	/
137Cs	661.6	85 %	0.070	0.075	0.0720	0.075	/	0.0735	0.270	/
40k C	1460.8	10.66%	0.050	0.045	0.0384	0.042	/	0.040	0.1468	/

Remarque:

- 1) A: * interférence avec U-235 à 185,7 keV ligne.
B: ** Sa ligne.
- 2) * interférence avec X - ray.
- 3) * interférence avec 223Ra ligne 144.25 keV.
- 4) * meilleur.
- 5) * 2614,47 Kev (valeur exacte).

IV.2. L'Efficacité de détecteur

L'Efficacité de détecteur (DE) relie la quantité de rayonnement émise par une source radioactive à la quantité mesurée dans le détecteur. Le DE peut être employé pour calculer le taux de compte prévu dans un détecteur quand la force de source est connue ou pour calculer la force de source en mesurant le taux de compte dans le détecteur. Le DE est le rapport du taux de compte observé ou mesuré (ou Les événements total dans un intervalle de temps connu) au taux de compte (ou les événements au total) émis par la source de rayonnement. [7]

$$\mathbf{DE = D / N} \qquad \mathbf{(IV.6)}$$

où

DE = l'efficacité du détecteur,

D = le nombre de photons comptés dans le détecteur et

N = le nombre de photons émis par la source

IV.2.1 Mesure de D

Pour des photons d'énergie faible, ceux qui sont absorbés comme un événement photo-électrique dans le détecteur, D est le compte net dans le pic photoélectrique de cette énergie. Pour un détecteur NaI(Tl), les événements photoélectriques prédominent pour des photons de 100 keV ou de moins d'énergie. . Au-dessus de 100 keV, les événements de Compton deviennent appréciables et au dessus de 2 MeV, Les événements de production paire deviennent appréciables. Pour ces cas d'énergie plus élevé, il est nécessaire de connaître la fraction des événements dans le photoélectrique ou le rapport crête-à-total R de sorte que les comptes nets dans le photoélectrique P peuvent être liés à l'ensemble des comptes dans le détecteur. [7]

$$\mathbf{R} = \mathbf{P} / \mathbf{D} \quad (\text{IV.7})$$

Où:

R = le rapport crête-à-totale,

P = le nombre de compte dans le photoélectrique.

Ainsi, **D** est déterminée à partir du nombre de compte dans le photoélectrique divisé par le rapport crête-à-totale.

$$\mathbf{D} = \mathbf{P} / \mathbf{R}$$

D peut être également obtenu en comptant toutes les impulsions au-dessus du seuil de bruit avec un échantillon en position, puis en comptant toutes les impulsions sans échantillon en place. **D** est alors obtenue par soustrayant les deux séries de comptes totaux. Cette dernière technique est utilisée seulement quand aucune informations ou discrimination d'énergie n'est nécessaire. Des précautions doivent être prises pour tenir compte de comptage multiple possible en raison d'événements tels que l'émission de rayons X par l'atome de fille ou cascades nucléaires du noyau de la fille. [7]

IV.2.2 Calcul de N

L'activité d'une source radioactive est généralement donnée en curies (abrégé Ci). Une Ci est défini comme étant $3,7 \times 10^{10}$ désintégrations par seconde (dps):

$$1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{ dps}$$

N peut être calculé à partir de l'activité **A** en multipliant par la fraction de dérivation **BF** pour ce mode de désintégration et le rapport de branchement **BR** pour que l'énergie des photons et l'intervalle de temps de comptage **T**. (Parfois, le rapport de ramification totale **TB**, qui est le produit de **BF** et **BR** [47].

$$\mathbf{N} = \mathbf{BF} \times \mathbf{BR} \times \mathbf{T} \times \mathbf{A} \quad (\text{IV.8})$$

Ou

$$\mathbf{N} = \mathbf{T} \times \mathbf{A} \quad (\text{IV.9})$$

Où:

BF = la fraction de branchement pour ce mode de désintégration.

BR = le rapport de branchement pour l'énergie des photons.

TB = le rapport total de branchement ($\mathbf{T} \mathbf{B} = \mathbf{B} \mathbf{F} \times \mathbf{B} \mathbf{R}$),

T = l'intervalle de temps de comptage totale en quelques secondes,

A = l'activité en dps.

Comme un exemple, considérons le **662 keV** émission d'un 10 μ Ci, source de ^{137}Cs en 1 seconde

$$10 \mu\text{Ci} = 10 \times 10^{-6} \times 3.7 \times 10^{10} = 3.7 \times 10^5 \text{ dps}$$

$$\text{BR} = 0.944$$

$$\text{BF} = 0.9011$$

$$\text{T} = 1\text{s}$$

La substituant en $N = \text{BF} \times \text{BR} \times \text{T} \times A$ donne le résultat suivant pour le nombre total des photons de **662 keV** émis:

$$N = 0.944 \times 0.9011 \times 1\text{s} \times 3.7 \times 10^5 \text{ dps} = 3.15 \times 10^5 \text{ photons of } 662 \text{ keV}$$

Ainsi, une source 10 μCi source de ^{137}Cs émet 315.000 des photons de **662 keV** photons dans chaque seconde.

IV.2.3 Affaiblissement de Source

Si le calibrage de la source n'est pas courant, la force A de la source doit être corrigée pendant le temps écoulé par l'équation:

$$A = A_0 \exp - (t / \tau) \quad (\text{IV.10})$$

A = l'activité lorsque calibré

t = intervalle de temps depuis la force de source a été calibré

τ = moyenne de vie dans les mêmes unités que l'intervalle de temps

(moyenne-vie = demi-vie x 1.4427).

Comme exemple, ^{137}Cs a une demi-vie de **30,07 ans**. Si la force de la source a été calibré il ya **7,5 ans**, alors $t = 7,5 \text{ ans}$, $\tau = 30,07 \text{ ans} \times 1.4427$ ou **43,38 ans** et

$$A / A_0 = \exp - (7.5 / 43.38) = 0.84$$

Cela montre qu'une source ^{137}Cs perd 16% de son activité en **7,5 ans**.

IV.2.4 Calcul de DE

Il existe trois facteurs, \mathbf{G} , \mathbf{I} et \mathbf{M} , qui affectent l'efficacité d'absorption des photons \mathbf{N} émis par la source. Leur produit est l'efficacité de détecteur \mathbf{DE} . Plus spécifiquement:

\mathbf{G} = la fraction de tout l'espace qui sous-tend le détecteur. A moins que le détecteur entoure complètement la source, le facteur d'angle solide géométrique est moins de 1.

I = la fraction des photons transmis par les matériaux intervenants qui atteignent la surface du détecteur. Il existe des pertes dues à l'absorption par le matériau dans le trajet du photon. Air, matériaux de construction des détecteurs et réflecteurs légers autour du détecteur sont des absorbeurs possibles.

M = la fraction des photons absorbés par le détecteur. Le matériau du détecteur n'est pas toujours suffisamment épais pour empêcher le rayonnement. [7]

Exemple de cylindre circulaire droit

Considérons un détecteur de deux pouces de NaI (Tl) de diamètre 2 pouces de haut et 4 pouces d'une source de ^{137}Cs . Dans ce cas:

$$G = (\pi r^2) / 4\pi R^2 \quad (\text{IV.11})$$

Où:

πr^2 : zone de détecteur face¹

$4\pi R^2$: zone de sphère, avec un rayon égal à la distance de source de détecteur

$$G = (\pi * 1 \text{ inch} * 1 \text{ inch}) / (4 * \pi * 4 \text{ inch} * 4 \text{ inch})$$

$$G = 0.0156$$

Ce détecteur sous-tend ou intercepte **1,56%** de tout l'espace. Pour calculer **I**, nous considérons les effets de **4 pouces** de l'air et **0,020 pouces** de boîtier en aluminium. Pour plus de matériel, il ya tout simplement plus de facteurs dans l'équation suivante:

$$I = \exp - (\mu_1 \times d_1) \times \exp - (\mu_2 \times d_2) \quad (\text{IV.12})$$

Où:

$\mu_1 = 1,0 \text{ E-4 cm}^{-1}$, le coefficient d'atténuation de l'air de 662 keV de **photons**,

$\mu_2 = 0,20 \text{ cm}^{-1}$, le coefficient d'atténuation de l'aluminium pour **662 keV** de

photons,

d1 = 10 cm (4 pouces), la distance parcourue dans l'air,

d2 = 0,05 cm (0,020 pouce), l'épaisseur du récipient en aluminium

$$I = (0.999) \times (0.990) = 0.99$$

Dans ce cas, l'atténuation par les matériaux intervenant est seulement un effet de **1%**. (Si l'énergie de photon était plus faibles, les pertes seraient plus grandes, par exemple, pour 60 keV, $I = (0,97) \times (0,998) = 0,97$.) La fraction des photons absorbés 2 par le

détecteur M est calculée en soustrayant la fraction qui passe à travers le détecteur de

$$1. \quad \mathbf{M = 1 - \exp - (\mu \times d)} \quad \text{(IV.13)}$$

$\mu = 0,30 \text{ cm}^{-1}$, le coefficient d'atténuation de NaI (Tl) pour 662 keV photons,

$d = 0,30 \text{ cm}^{-1}$, le coefficient d'atténuation de NaI (Tl) destiné à 662 keV photons,

$$\mathbf{M = 1 - 0,223 = 0,777}$$

l'efficacité du détecteur devient:

$$\mathbf{DE = G \times I \times M} \quad \text{(IV.14)}$$

$$= 0.0156 \times (0.99) \times (0.777) = 0.0120 \text{ ou } 1.2\%$$

Ainsi, un détecteur de **2 x 2 NaI (Tl)** ne peut compter que **1,2%** du rayonnement émis par une source ponctuelle de rayonnement 4 pouces. Ce sont tous des événements, y compris les événements de Compton. Si seulement les événements photoélectrique sont désirés, puis le nombre est réduit par le rapport crête-à-total ($R \sim 0,26$) à seulement **0,4%**. [7]

Exemple d'un bon détecteur

Considérons un détecteur de deux pouces de NaI (Tl) de diamètre **2** pouces de haut avec **0,75** pouces et de diamètre par puits profond de **1.44** pouces. Une source de **241Am keV 60** est dans le fond du puits. Dans ce cas, il est plus facile de calculer la fraction de l'espace sous-tendu et puis pas de soustraire cette valeur de 1 pour obtenir la fraction G sous-tendu.

La fraction non sous-tendu est la surface du trou d'un diamètre de 0,75 à l'extrémité du puits par distance de **1,44 mm**.

$$\mathbf{1-G=(\pi r^2) / 4\pi R^2} \quad \text{(IV.15)}$$

Où:

πr^2 : zone de trou dans le détecteur face³

$4\pi R^2$: zone de sphère ayant un rayon égal à la distance entre la source et le trou.

$$\mathbf{1 - G = (\pi \times 0,375 \text{ pouce} \times 0,375 \text{ pouce}) / (4 \times \pi \times 1,44 \text{ pouces} \times 1,44 \text{ pouce})}$$

$$\mathbf{1 - G = 0,0170,}$$

$$\mathbf{G = 0.983}$$

Ce détecteur sous-tend ou intercepte 98% de tout l'espace. Pour calculer I, nous ne considérons que les effets de 0,010 pouces de recouvrement

de puits d'aluminium. Pour plus de matériel, il ya tout simplement plus de facteurs dans l'équation suivante.

$$I = \exp - (\mu \times d) \quad (\text{IV.16})$$

Où:

$\mu = 0,7 \text{ cm}^{-1}$, le coefficient d'atténuation

$D = 0,025 \text{ cm}$ (0,010 pouce), l'épaisseur du récipient en aluminium.

$I = (0.983)$

Dans ce cas, l'atténuation par les matériaux intervenants est seulement un effet de 1,7%. La fraction des photons absorbés (4) par le détecteur M est calculée en soustrayant la fraction qui passe à travers le détecteur de 1.

$$M = 1 - \exp - (\mu \times d) \quad (\text{IV.17})$$

$\mu = 22 \text{ cm}^{-1}$, le coefficient d'atténuation du NaI (Tl) pour 60 keV photons,

$d = 1.422 \text{ cm}$ (0,56 pouces), la distance minimale parcourue en NaI (Tl) au fond du puits.

$$M = 1 - 0.0 = 1.0$$

Ensuite, l'efficacité du détecteur devient:

$$DE = G \times I \times M \quad (\text{IV.18})$$

$$= 0.983 \times (0.983) \times (1.0)$$

$$= 0.966 \text{ or } 97 \% \text{ efficient for } 60 \text{ keV}$$

1) Notez que ceci est une approximation. Le numérateur devrait être la surface de la section sphérique obtenue en intégrant l'élément de zone à la place de la surface du disque plat.

(2) On suppose ici que tous les photons qui franchissent la même quantité de matériau détecteur. Une bonne procédure prend en compte les différents chemins et leurs longueurs de trajet et sommes ou intègre pour trouver la fraction totale M.

CHAPITRE V

Résultats et discussion

V.1. les concentrations d'activité des radionucléides

Les concentrations d'activité des radionucléides ^{40}K , ^{232}Th , ^{238}U et ^{226}Ra ont été calculés en utilisant les photos pics détectées dans les spectres., la concentration d'activité de ^{232}Th a été déterminé à partir des concentrations d'activité moyenne pondérée des photos pics détectés de ^{228}Ac à 911,07 et 968.90 keV, et la concentration de l'activité de ^{238}U a été déterminé à partir des concentrations d'activité moyenne pondérée des photos pics détectés de ^{214}Bi à 609,32 et 1764,51 keV. Le 1460,75 keV rayons gamma de ^{40}K et 185.99 keV rayons gamma de ^{226}Ra ont été utilisés pour déterminer les concentrations d'activité des radionucléides correspondants. Dans la présente étude, la concentration de l'activité du radionucléide ^{226}Ra dans la chaîne de désintégration de ^{238}U n'a pas été utilisé pour la concentration de l'activité du radionucléide ^{238}U , car il peut avoir une concentration légèrement différente de celle du ^{238}U radionucléide. Cela est dû à la séparation qui peut exister entre sa mère $\text{Th } 230$ et ^{238}U et aussi en raison du fait que le ^{226}Ra a une plus grande mobilité dans l'environnement.

Par conséquent, la concentration d'activité (A_{Ei}) en Bq kg^{-1} , pour un radionucléide i avec un pic photoélectrique détecté à l'énergie E , est obtenue à partir de l'équation suivante:

$$A_{Ei} = \frac{N_{Ei}}{\xi \times t \times \gamma\% \times M} \quad (\text{V.1})$$

où N_{Ei} est le sommet de la zone nette de la radionucléide i à l'énergie E , ξ est l'efficacité de l'énergie dépendant de détecteur à l'énergie E , t est le temps de comptage direct en s, est $\gamma\%$ le rendement des rayons gamma par la désintégration de nucléide i de sa transition à l'énergie E , et M est la masse de l'échantillon mesuré en kg.

V.2. Calcul de l'efficacité

Le calcul d'efficacité de comptage du détecteur a été fait en utilisant des formules empiriques dans le chapitre précédent (**chapitre 4**) et les valeurs des coefficients d'atténuation linéaire et de la masse pour le cristal d'iodure de sodium (NaI) et d'aluminium (Al -comme un conteneur). Nous utilisons la formule (V.1)

$$DE = G \times I \times M \quad (V.2)$$

$$G = 0.983 \quad , \quad I = e^{-\mu \cdot th} \quad , \quad M = 1 - e^{-\mu \cdot d}$$

Tableau V.1 : calcul de l'efficacité

Radio nuclides	Decay series	Photo peak Energy	I	M	G	DE
<i>Ra</i> ²²⁶	<i>Bi</i> ²¹⁴	609.3	0.975309912	0.331304179	0.983	0.317631137
		1120.3	0.996107595	0.233494955	0.983	0.228632134
		1764.5	0.996854956	0.20122502	0.983	0.197182091
	<i>Pb</i> ²¹⁴	295.2	0.992776217	0.540600005	0.983	0.527571059
		351.9	–	–	0.983	–
<i>Th</i> ²³²	<i>Pb</i> ²¹²	238.6	0.992701762	0.656766395	0.983	0.640889613
		–	–	–	–	–
	<i>Ac</i> ²²⁸	338.3	0.993173407	0.51578197	0.983	0.5035525
		911.6	0.995649447	0.268633078	0.983	0.262920121
		969.1	0.995734124	0.2613166968	0.983	0.25577852
	<i>Tl</i> ²⁰⁸	583	0.994639419	0.331304179	0.983	0.323926216
2614		0.99865091	0.180515668	0.983	0.174875589	
<i>K</i> ⁴⁰		1460.8	0.996854956	0.188401565	0.983	0.184565517
<i>Cs</i> ¹³⁷		661.7	0.995111985	0.318827703	0.983	0.31187569
<i>Co</i> ⁶⁰		1173.2	0.996107595	0.242165306	0.983	0.237121914
		1332.5	0.996381562	0.228025684	0.983	0.22333897
<i>U</i> ²³⁵		143.8	0.990421172	0.930190419	0.983	0.905618519
		163.33	–	–	0.983	–
		185.7	0.991412088	0.893957571	0.983	0.871213117

V.3.Explications

Dans les spectres des échantillons de sable obtenus, il a été possible d'identifier clairement les nombreuses pics des radionucléides dans chacun échantillon de sable, certaines d'entre eux montrent un intérêt pour l'étude, qui sont énumérés dans le

tableau (V.10). Parallèlement à ce travail, nous utilisons le tableau publié (V.11) pour la comparaison.

Pour le calcul de concentration d'activité de l'U 238, Th 232, U 235, Co 60, Cs137 et K40, nous utilisons nos valeurs des coefficients d'atténuation (Ch. 4) pour déterminer l'efficacité de détecteur NaI (TI) 2x2 pour chaque ligne d'énergie. Après, nous utilisons la formule suivante

$$A(\text{Bq/Kg}) = (N_s - N_{Bg}) / T \cdot \xi \cdot I \cdot m \quad (\text{V.3})$$

Où: T (temps en seconde) = 86400s

$(N_s - N_{Bg})$ est le taux de comptage échantillon moins le nombre seulement avec le fond.

L'efficacité de comptage (en fraction) du détecteur à l'énergie des rayons gamma mesurée (ξ), (I) est l'intensité de l'émission gamma mesurée, et (m) est la masse de l'échantillon détecté en kg.

La spectroscopie gamma a été utilisée pour déterminer les activités de ^{238}U , ^{235}U , ^{232}Th , ^{40}K , ^{60}Co , ^{137}Cs . Pour les concentrations de ^{232}Th et de ^{238}U , on a utilisé les lignes de transition gamma suivantes;

Série ^{232}Th : ^{228}Ac (911 keV), (969 keV), (338.3KeV), ^{212}Pb (238,6 keV), (115,18 keV) ^{212}Bi (727,3 keV),

Série ^{238}U : ^{214}Bi (1764,3 keV), (1120,3 keV), ^{214}Pb (238,6 keV), (295,10 keV), ^{226}Ra (186,10 keV)

La teneur de ^{40}K a été calculée à partir de son pic 1460,8 keV à rayons gamma.

Des bonnes estimations de la radioactivité des éléments radioactifs d'origine naturelle dans le sol, l'eau potable et de la nourriture sont devenues nécessaires au cours des dernières années. Les éléments les plus importants sont ^{40}K , ^{137}Cs (produits de fission), les éléments de thorium (^{228}Ac , ^{224}Ra , ^{212}Bi , ^{212}Pb et ^{208}Tl) et les séries de l'uranium (^{226}Ra , ^{214}Bi et ^{214}Pb).

Les spectres de gamma pour le système Canberra dans les séries de lignes d'énergie précédents avec des petites intensités, montre que ne nous donne pas de taux de comptage efficace pour notre calcul.

Dans cette thèse, chaque échantillon a utilisé pour trois masses différentes, ce processus permet de choisir le radionucléide qui a l'apparition dans toutes les masses en bon taux de comptage (dénombrable)

V.3. Résultats (concentrations d'activité des radionucléides dans les quatre types des échantillons de sable)

Pour le calcul de la concentration d'activité de ^{232}Th et de ^{238}U , nous avons calculé la moyenne de la concentration d'activité de ses filles dans chaque test, puis en calcul les moyenne des concentration d'activité des radio nuclides présente dans les tableaux en trois tests

V.3.1. Sable de Tafna

Tableau (V.2) : Concentration d'activité de certains radionucléides dans le sable de Tafna

Radionucléide	Série de désintégration	Energie de photo pic	Concentration d'activité des radionucléides dans le sable de A		
			Test 1	Test 2	Test 3
U238	Ra^{226}	186.10	0,03284346	/	0,00571476
	Bi214	1120.3	/	0,49203041	0,11402841
		1764.5	0,19004735	0,26883782	/
	Pb^{214}	295.2	0,13971156	0,14116688	/
		351.9	—	—	—
Th^{232}	Pb^{212}	238.6	/	2,60051772	
			/		
	Ac^{228}	338.3	/	/	/
		911.6	0,22927138	/	0,26202443
		969.1	0,20150859		0,05757388
	Tl^{208}	583	/	0,5123508	/
2614		—	—	—	
K^{40}		1460.8	—	—	
Cs^{137}		661.7	/	0,36727414	0,1211626
Co^{60}		1173.2	0,06750713	0,01818942	/
		1332.5	/	0,08660065	0,04537475
U^{235}		143.8	0,09077973	0,03776926	0,03737989
		163.33	/	/	/
		185.175	/	/	/
		0,02395499	0,04356814	0,02395499	

Tableau (V.3) : la moyenne de concentration d'activité des radionucléides dans le sable de la Tafna

Radionucléides	Concentration de l'activité Bq/Kg			
	Teste1	Teste 2	Teste 3	Mean
Th 232	0,21542864	1,556434261	0,1959799155	0,643887352
U 238	0,164879455	0,260800497	0,11402841	0,179902787
K 40	/	0,36727414	0,1211626	0,24421837
U 235	0,156257005	0,17364076	0,31251401	0,321205887
Co60	0,09077973	0,062184955	0,04137732	0,042848275
Cs 137	0,06750713	0,01818942	/	0,042848272
Ra 226	/	/	0,00571476	0,00571476

V.3.2. Sable A: (été recueillies auprès région de Hassane el souahlia)

Tableau (V.4) : Concentration d'activité de certains radionucléides dans le sable A

Radionucléide	Série de désintégration	Energie de photo pic	Concentration d'activité des radionucléides dans le sable de A		
			Test 1	Test 2	Test 3
U238	Ra^{226}	186.10	0,03284346	0,36127805	0,36441959
	Bi214	1120.3	/	0,46536866	0,46941535
		1764.5	/	0,22248647	0,19236097
	Pb^{214}	295.2	0,06290726	/	/
		351.9	—	—	—
Th^{232}	Pb^{212}	238.6	0,04968471	/	0,04677564
	Ac^{228}	338.3	0,15781184	0,26301973	/
		911.6	0,15063581	0,10955332	/
		969.1	0,04814368	/	/
	Tl^{208}	583	—	—	—
		2614	—	—	—
K^{40}		1460.8	0,65856053	/	0,20439604
Cs^{137}		661.7	0,01881664	/	/
Co^{60}		1173.2	/	/	/
		1332.5	0,03125732	/	0,02702496
U^{235}		143.8	0,01005396	/	/
		163.33	/	/	/
		185.175	/	0,03605639	/

Tableau(V.5): la moyenne des concentrations d'activité des radionucléides dans le Sable A

Radionucléides	Concentration de l'activité (Bq/Kg)			
	Teste1	Teste 2	Teste 3	Mean
Th 232	0,084274238	0,186286525	0,36441959	0,211660117
U 238	0,06290726	0,343927565	0,33088816	0,245907661
K 40	0,65856053	/	0,20439604	0,431478285
U 235	0,01005396	0,03605639	/	0,023055175
Co60	0,03125732	/	0,07202496	0,02914114
Cs 137	0,01881664	/	/	0,01881664
Ra 226	0,03284346	0,36127805	0,197060755	0,197060755

V.3.3. Sable B:

Tableau V.6: Concentration d'activité des certains radionucléides dans le sable B

Radionucléides	Série de désintégration	Energie de photo pic	Concentration d'activité des radionucléides dans le sable de B (Bq/Kg)	
			Test 1	Test 2
U238	Ra^{226}	186.10	/	/
	Bi214	1120.3	/	/
		1764.5	/	0,60389184
	Pb^{214}	295.2	/	/
		351.9	-	-
Th^{232}	Pb^{212}	238.6	0,03940805	0,03643546
		Ac^{228}	338.3	/
		911.6	/	0,10955332
		969.1	0,38185754	/
	Bi 212	727	0,4203904	/
	Tl^{208}	583	-	-
		2614	-	-
K^{40}		1460.8	/	0,0506585
Cs^{137}		661.7	0,03731163	/
Co^{60}		1173.2	/	/
		1332.5	0,01770866	0,02679199
U^{235}		143.8	/	/
		163.33	/	/
		185.175	/	0,02203446

Tableau V.7 : la moyenne des concentrations d'activité des radionucléides dans sable B

Radionucléides	Concentration de l'activité Bq /kg		
	Teste1	Teste 2	Mean
Th 232	0,328695735	0,07299439	0,200845062
U 238	/	0,60389184	0,60389184
K 40	/	0,056585	0,050585
U 235	/	0,02203446	0,02203446
Co60	0,01770866	0,02679199	0,022250325
Cs 137	0,03731163	/	0,03731163
Ra 226	/	/	/

V.3.4. Sable de la plage:

Tableau V.8: Concentration d'activité de certains radionucléides dans le sable de plage de Ouled Ben Ayed

Radionucléides	Série de désintégration	Energie de photo pic	Concentration d'activité des radionucléides dans le sable de B (Bq/Kg)	
			Test 1	Test 2
U238	Ra^{226}	186.10	/	/
	Bi214	1120.3	/	/
		1764.5	0,0599499	0,78573675
	Pb^{214}	295.2	0,06780248	0,06835824
		351.9	—	—
Th^{232}	Pb^{212}	238.6	/	0,00629883
	Ac^{228}	338.3	/	0,10003373
		911.6	0,01291482	0,13020681
		969.1	0,18161517	0,09155191
	Bi 212	727	/	/
	Tl^{208}	583	—	—
		2614	—	—
K^{40}		1460.8	/	0,52983811
Cs^{137}		661.7	0,01064747	0,02146948
Co^{60}		1173.2	0,00397593	0,04008516
		1332.5	0,07159052	0,02122862
U^{235}		143.8	/	0,08603553
		163.33	/	/
		185.175	/	/

Tableau V.9: la moyenne des concentrations d'activité des radionucléides dans le sable de plage de Ouled Ben Ayed

Radionucléides	Concentration de l'activité Bq /kg		
	Teste1	Teste 2	Mean
Th 232	0,624514593	0,05678149	0,208840202
U 238	0,06387619	0,427047495	0,245461842
K 40	/	0,052983811	0,052983811
U 235	0,0056674	0,08603553	0,045851465
Co60	0,037783225	0,03065689	0,034220057
Cs 137	0,01064747	0,02146948	0,016058475
Ra 226	/	/	/

Tableau V.10: concentration d'activité des radionucléides dans les quatre types des échantillons de sable

Concentration de l'activité Bq/Kg-1						
Types de sable	Th 232	U235	U238	K40	Co 60	Cs 137
Sable da Tafna	0,643887352	0,321205887	0,179902787 0,092808773	0,24421837	0,321205887	0,042848272
Sable A	0,127368126	0,023055175	0,245927661 0,221494208	0,431478285	0,0291414	0,01881664
Sable B	0,200845062	0,02203446	0,60389184	0,050585	0,022250325	
Sable de plage de Ouled Ben Aid	0,208840202	0,045851465	0,245461842	/	0,034220057	0,016058475

Tableau V.11: Concentration d'activité des radionucléides dans l'échantillon de sable, dans certains pays du monde

pays	Concentration de la radioactivité (Bq/kg)				Referances	
	²²⁶ Ra	²³² Th	⁴⁰ K	(Ra) _{eq}		
	moyenne ± écart-	moyenne ± écart-	moyenne ± écart-	moyenne ± écart-		
Hong kong	24.3	27.1	841	N.D.	ASSESSMENT OF NATURAL RADIOACTIVITY LEVELS AND RADIATION HAZARDS FOR BUILDING MATERIALS USED IN QASSIM AREA, SAUDI ARABIA <i>July 3, 2011</i>	
Brazil	14.3	18	807	102.2		
Zambia	25 ±10	26 ±2.0	714 ±12	117 ±12		
Kuwait	7.4 ±0.6	7.2 ±0.3	360±14	45.4		
Jordan	25.1	14.6	188.1	n.m.		
Bengladesh	14.1 ±2.3	25.0 ±4.3	158.4±31.4	62.1 ±8.0		
India	43.7	64.4	455.8	170.8		
Malaysia	60±3	13 ±2	750±53	136 ±33		
Egypt	9.2 ±2.6	3.3 ±1.3	47.3±9	16.6		
Preta beach Brazil	54-180	128-349	47-283			Indian Journal of Geo-Marine sciences 42(1) February 2013 pp35 41 Texture and environmental of Safaga sand dunes
Northeast coast , Spain	5-19	5-44	136-1087			
Coastal Kamataka	249.2	489.6	55			
Heavy sand , Bangladesh	2582	4684	639			
All india	7.8-1520	17.5-158.3	43-766			
Bombay	5.18-33.7	7.4-21.5	37-572			
Mangalore	120.0-37.1	120-37	46.4-327.6			
Greece	1-238	1-193	12-1586			

Spain	13-165	7-204	48-1586		A.El.Taher& H.A.Mabrouk
Italy	57-71	ND	580-760		
France	9-62	16-55	120-1026		
Ireland	6-292	3-60	40-800		
China	2.4-430	23.3-244	281-891		
Namibia	45-48	3-38	42-1100		
Taiwan	36	14.8-44.4	148-814		
Japan	5-130	5-185	75-1400		
serbia	21-29	25-43	348-441		
Bulgaria	9-77	5-110	11-760		
USA	8,5-154.6	4-130	/		
Qassim erea Saudi Arabia	12.3±1,4	45 ,3±1,2	86±4		

Le tableau (V.10) donne les concentrations d'activité des séries de ^{238}U et de ^{232}Th , et aussi le ^{40}K , ^{235}U , ^{137}Cs , ^{60}Co dans Bq.kg^{-1} à quatre types d'échantillons de sable qui sont recueillies à partir des différents régions de wilaya de Tlemcen, qui ont été déduites à partir des spectres mesurés. Les mesures spectrales ont clairement révélé la présence de thorium 232, uranium238 et l'uranium235 dans tous les échantillons. Les photo pics spectrales observées à 238,6, 969,6 338.3,911.6 Kev étaient dues aux produits de filiation de série ^{232}Th , ^{212}Pb , ^{228}Ac , ^{228}Ac , ^{228}Ac , respectivement. Et 1764,5, 1120, 295.10, 186.10 Kev étaient dus aux produits de filiation de la série de ^{238}U , ^{214}Bi , ^{214}Bi , ^{214}Pb , ^{226}Ra respectivement. Et 143.8, 185.10 de ^{235}U et ^{40}K été déterminée en mesurant les rayons gamma émis 1460.8Kev lors de la désintégration de ^{40}K . Enfin le ^{137}Cs a également été quantifiée (en recherchant la 661.7Kev) ^{60}Co a été déterminée par ses deux lignes d'énergie (1137KeV et 1332.5KeV).

Discussion:

- 1) L'étude a démontré que la concentration de l'activité pour l'échantillon de sable dans quatre types était faible et ne dépasse pas les niveaux admissibles prévus par les réglementations internationales.

- 2) la concentration d'activité des radionucléides dans cette étude sont comparés à ce que les valeurs indiquées dans le tableau (V.11) qui est effectuée spécial pour ce travail. La comparaison montre des différences (voir les deux tableaux).

- 3) Les quatre types d'échantillons de sable contiennent ^{235}U , ^{238}U et ^{232}Th avec des différentes quantités d'être le plus grand dans le sable de la Tafna.

CONCLUSION

CONCLUSION

L'objet de cette étude est l'identification des éléments radioactifs existant dans quatre type d'échantillon de sable ont été recueillies à partir des différents régions de la wilaya de Tlemcen, et réalisée à l'aide d'une chaine de spectromètre gamma. Après l'étude des résultats obtenus dans le tableau (V.10) et par rapport aux résultats du tableau (V.11), nous concluons que les concentrations d'activité des radionucléides est très dépend du type de sable et cela est peu être dû à l'état et le type de la zone où existe. Et quand nous avons comparé les résultats de quatre études avec la sorcière de sable normale contenir 35Bq/Kg, 30Bq/Kg, 400Bq/Kg de ^{226}Ra , ^{232}Th , 40K respectivement. Nous voyons que nos échantillons sont faibles et ne dépassent pas les niveaux admissibles prévus.

Avec l'importance de sable dans la vie des gens comme une matériau de construction. Nous concluent que les échantillons de sable études dans cette thèse ne présentent aucun danger et n'importe quelle personnes nous peuvent l'utiliser. Et ces sables peuvent être utilisés en toute sécurité en tant que matériaux de construction et ne posent pas de danger de radiations importantes. Et nous pouvons aussi utiliser cette étude avec différents types de détecteurs et nous comparant les résultats obtenus dans chaque type de détecteur. Et nous pouvons également utiliser la méthode d'étalonnage

Références bibliographiques

- [1] AGSO Journal of Australian Geology of Geophysics,17(2) ,39, 50 Commonwealth of Australia 1997.
- [2] Annunziata, M. F. (2007), Radioactivity: Introduction and History, Amsterdam: Elsevier B.V.
- [3] A. Sroor, S.M.E.-B., Natural radioactivity and radon exhalation rate of soil in southern Egypt. PERGAMON, 2001. **55**(2005): p. 879.
- [4] Beta Decay [http:// www.physics.tutorvista.com](http://www.physics.tutorvista.com).
- [5] BGS. Occurrence and risks of Radon. [Cited 2009; Available from: http://www.bgs.ac.uk/radon/occurrence_and_risks.html.
- [6] C. E. Moss, E. J. Dowdy, and M. C. Lucas, “Bismuth Germanate Scintillators: Applications in Nuclear Safeguards and Health Physics,” Nuclear Instruments and Methods A242, 480 (1986)
- [7] Efficiency Calculations for Selected Scintillation ©2004-8 Saint-Gobain Ceramics & Plastics, Inc. All rights reserved,pages (3.4.5.6).
- [8] FACT SHEET office of public Affairs U.S. N.R.C. (protecting people and the environnement, October 2011.
- [9] F. Adams and R. Dams, Applied Gamma-Ray Spectrometry (Pergamon Press, New York, 1975).
- [10] Fawzeya H. Al Marzooqi University of Surrey Determination of Natural Radioactivity Levels Using High-Resolution Gamma-ray (September 2009).
- [11] Gamma-ray Spectroscopy Declan Cockburn: 02038633. Lab partner: William Walshe. February 2005
- [12]Gamma Ray Spectrometry Practical Information (**Nafaa Reguigui** September 2006)
- [13]G. F. Knoll, Radiation Detection and Measurement (John Wiley & Sons, Inc., New York, 1979).

[14] G.F. Knoll, Radiation Detection and Measurement - 3rd edition (Chapters 16 to 18), John Wiley & Sons, 1999.

[15] Gilmore and Hemingway, Practical Gamma-Ray Spectrometry
Knoll, Radiation Detection and Measurement Leo, Techniques for Nuclear and Particle Detection Melissinos, Experiments in Modern Physics.

[16] Gilmore, G.R. (2008), Practical Gamma-ray Spectrometry (2nd edition), Chichester: John Wiley & Sons Ltd.

[17] IAEA, Terminology used in nuclear safety and radiation protection, in IAEA safety glossary. 2007, IAEA: VIENNA.

[18] Introduction to Radiation Detectors and Electronics Copyright Ó 1998 by Helmuth Spieler III. Scintillation Detectors.

[19] J. H. Hubbel, "Photon Cross Sections, Attenuation Coefficients, and Energy Absorption Coefficients from 10 keV to 100 GeV;" National Bureau of Standards report NSRDS-NSB 29 (August 1969).

[20] Knoll, G.F., Radiation Detection and Measurement. Vol. Third Edition. 2000, USA: John Wiley & Sons, Inc.

[21] Krane, K. S. (1988), Introductory Nuclear Physics, Chichester: John Wiley & Sons Inc.

[22] Lilley, J. (2001), Nuclear Physics: Principles and Applications, Chichester: John Wiley & Sons, Ltd.

[23] L.S. Quindos, P.L. Fernandez, J. Soto. Building materials as source of exposure in houses. In: Seifert, B. Esdorn H. (Eds.), Indoor Air, 87 (2), Institute for water, soil and air hygiene, Berlin P. 365, 1987.

[24] Martin, J.E., Physics for Radiation Protection. Handbook. Vol. Second Edition, Completely Revised and Enlarged. 2006, Weinheim: WILEY-VCH Verlag GmbH & Co. KGaA.

[25] Michael Pöschl, L.M.L.N., Radionuclide Concentrations in Food and the Environment. 2007: Taylor & Francis Group, LLC.

- [26] National Council on Radiation Protection and Measurements. (1985), “A Handbook of Radioactivity Measurements Procedures (2nd edition)”, NCRP Report No.58. NCRP, Maryland.
- [27] Natural radioactivity. Radiation Information networks "Radioactivity in Nature". [http:// www.physics.isu.edu/radinf/natural.htm](http://www.physics.isu.edu/radinf/natural.htm).
- [28] N. Ahmod Matiullah, A.J.A.H. Khatibeh, A. Maly, M.A. Kenawy
Measurement of natural radioactivity in Jordanian sand. Radiation Measurements, Vol. 28, Nos. 1–6, 341–344, 1997.
- [29] N.K. Ahmed, A. Abbady, A.M. El Arabi, R. Michel, A.H. El-Kamel, A.G. Abbady. Comparative study on the natural radioactivity of some selected rocks from Egypt and Germany. Indian J. Pure Appl. Phys., 44, 209–215. 2006.
- [30] N.K. Ahmed, A. Abbady, A.M. El Arabi, R. Michel, A.H. El-Kamel, A.G. Abbady. Comparative study on the natural radioactivity of some selected rocks from Egypt and Germany. Indian J. Pure Appl. Phys., 44, 209–215. 2006.
- [31] P. E. Koehler, S. A. Wender, and J. S. Kapustinsky, “Improvements in the Energy Resolution and High-Count-Rate Performance of Bismuth Germinate,” Nuclear Instruments and Methods A242, 369 (1986).
- [32] P.M. Rutherford, M.J. Dudas, J.M. Arocena, Radium in phosphogypsum leachates. Journal of Environmental Quality, 24(2), 307–314, 1995.
- [33] Radiation- detection- Fall (2007).
- [34] R. D. Evans, The *Atomic Nucleus* (McGraw-Hill Book Co., New York, 1955).
- [35] Stuart Hunt and Associates Ltd, A Brief Discussion about Naturally Occurring Materials (NORM)[online], USA:SHA, 2002. Available from: <http://www.stuarthunt.com/Downloads/Docs/NormText.pdf> [Accessed 31 Aug 2008]
- [36] Study of the chronic radiation exposure situation in GazaDr. Samer S. Yassin Islamic University of Gaza (2007).
- [37] Shaheen Azim Dewji , assessing internal contamination after radiological device event using A –inch sodium-iodide detector, , Georgia Institute of Technology ,May 2009.
- [38] The Compton Effect- Compton Scattering and Gamma Ray Spectroscopy (James Edgar Parks July 2004) The University of Tennessee Knoxville, Tennessee 37996-1200).

[39] Turner, J.E., Atoms, Radiation, and Radiation Protection. Vol. Third, Completely Revised and Enlarged Edition. 2007, Weinheim: WILEY-VCH Verlag GmbH & Co. KGaA.

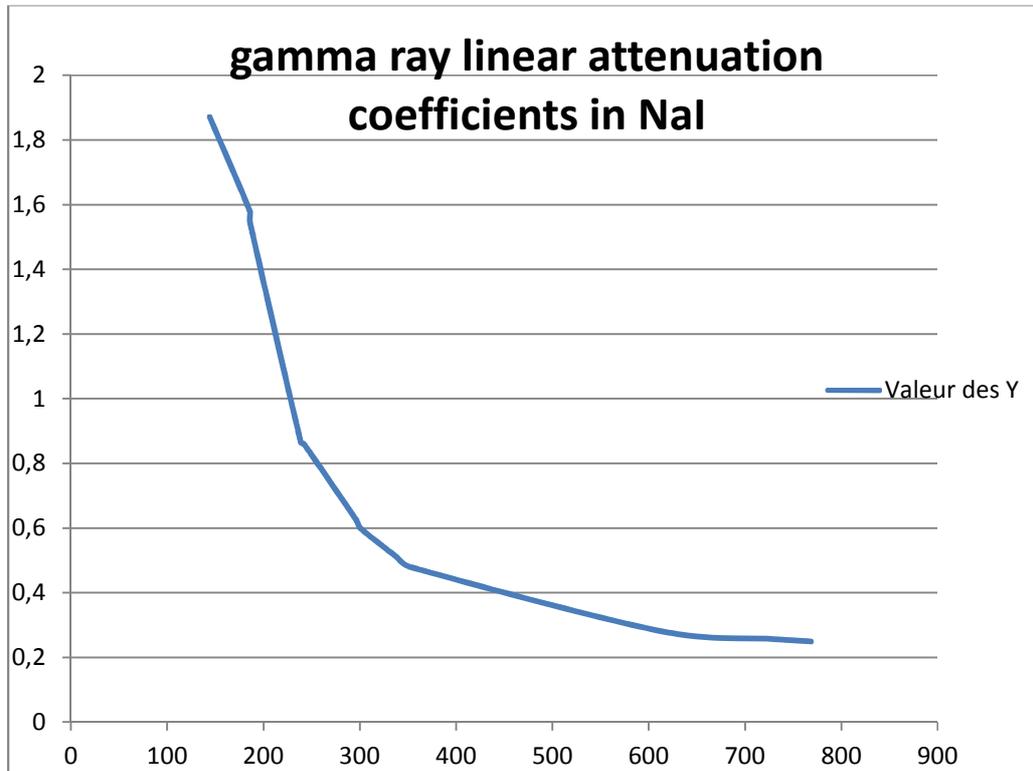
[40] www.cea.fr/content/download/4676/27822/file/livret -radioactivité PDF

[41] www.Conberra.com.

[42] www.detectors.saintgobin.com.

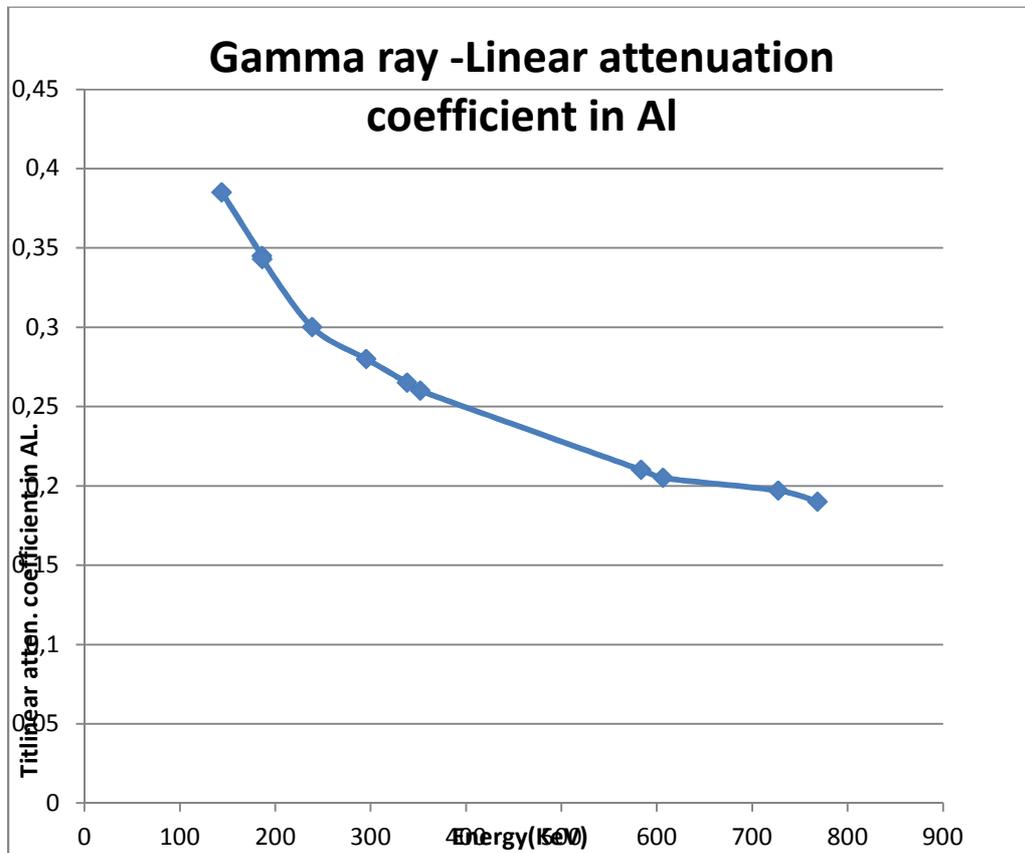
Annexes

Annexe1



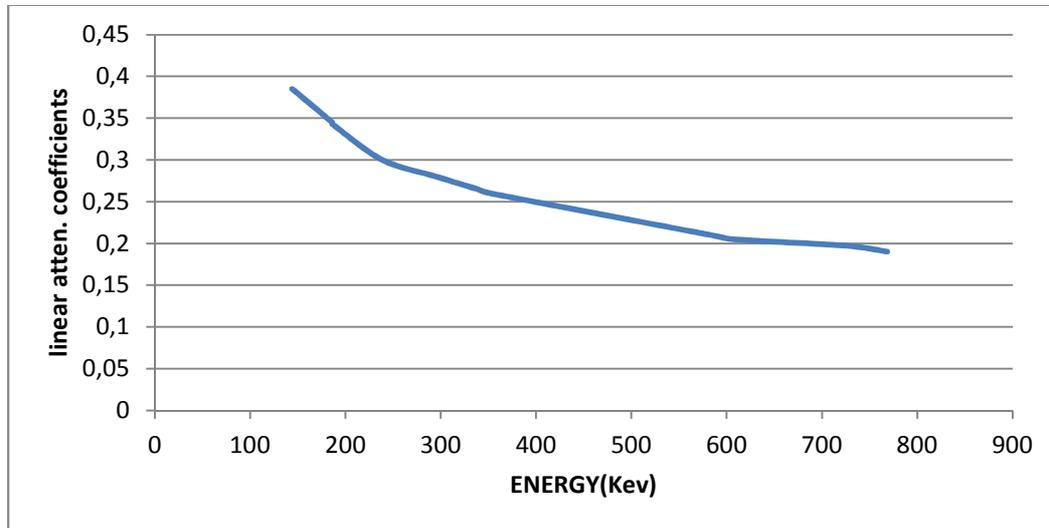
Valeurs des X	Valeur des Y
143,95	1,872
185,93	1,578
186,21	1,541
238,63	0,866
241,91	0,86
295,35	0,629
300,4	0,6
338,32	0,51
351,93	0,48
609,5	0,283
727,33	0,257
768,35	0,249

Annexe 2



Valeurs des X	Valeur des Y
143,95	0,385
185,93	0,345
186,21	0,343
238,62	0,3
295,35	0,28
338,32	0,265
352,05	0,26
583,45	0,21
606,31	0,205
727,33	0,197
768,35	0,19

Annexe 3



Valeurs des X	Valeur des Y
143,95	0,385
185,93	0,345
186,21	0,34
238,63	0,3
241,91	0,295
295,35	0,28
300,4	0,275
338,32	0,265
351,93	0,26
583,45	0,21
606,31	0,205
727,33	0,193
768,35	0,19