



الجمهورية الجزائرية الديمقراطية الشعبية
République Algérienne Démocratique et Populaire
وزارة التعليم العالي و البحث العلمي
Ministère de l'Enseignement Supérieur et de la Recherche Scientifique
جامعة أبو بكر بلقا بدتلمسان
Université Aboubekr BELKAID



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 : Les radiations naturelles des matériaux de construction :
Ciment de Beni Saf

Candidat : **BENAISSA Khalida épouse BENTAYEB**

Date : 11 Septembre 2013

Membres de Jury :

	Noms et Prénoms	Grade	Université
Président	Dahmani B.	Prf	ABB Tlemcen
Examineur	Belhachemi B.	MCA	ABB Tlemcen
Examineur	Bensoula A. H.	Dr	ABB Tlemcen
Invité	Dahmane O.		Responsable Département Contrôle (qualité SCIBS)
Encadreur	Kadum A.	MCA	ABB Tlemcen

Année Universitaire 2012/2013

Sommaire	pages
Sommaire.....	I
Liste des tableaux.....	IV
Liste des figures.....	V
Dédicaces.....	VII
Remerciement.....	VIII
Résumé	IX

Chapitre I : Introduction à la radioactivité

Introduction	1
I-1 Radionuclides Primordiaux.....	3
I-2 NORM terrestre	4
I-3 Cosmogonie	5
I-4 Produits Humain	5
I-5 Autres aspects intéressants de la radioactivité naturelle	7
I-5 -1 Radioactivité naturelle dans le sol.....	7
I-5-2 Corps humain	7
I-5-3 La radioactivité naturelle des matériaux de construction	8
I-6 Effets biologiques des rayonnements	9

Chapitre II Le rayonnement gamma

II-1 Radiation:	10
II-2 Le rayonnement de fond.....	10
II-3La base de la radioactivité.....	11
II-4 Source de rayonnement gamma.....	11
II-5 Rayonnements ionisants	13
i) Les particules alpha.....	13

ii) Le rayonnement bêta (particules).....	14
iii) Les particules de neutrons	15
iv) Le rayonnement gamma.....	15
v) Des particules d'émissions radioactives courantes.....	15
II-6 Pénétration et rayonnement	17
II-7 rayonnements non ionisants	18
II-8 Gamma interaction avec la matière	18
II-8-1 Absorption d'énergie	18
II-8-2 L'absorption photoélectrique.....	18
II-8-3 Diffusion Compton	19
II-8-4 Production des paires	21

Chapitre III Méthodologie et matériels

III-1 Prélèvement et la préparation des échantillons.....	22
III-2 Détection d'un rayonnement gamma.....	23
Scintillateurs.....	23
III-3 La loi de la désintégration radioactive	26
III-4 Les unités de la désintégration radioactive	27
III-5 La détection des rayons gamma dans notre laboratoire	28
NaI (Tl) détecteur à scintillation.....	28
III-6 L'analyse des spectres de Gamma	30
III-6-1 Mesure de ²³⁸ U par spectrométrie gamma	32
III-6-2 ²²⁶ Ra mesure par spectrométrie gamma	33
III-6-3 Mesure des autres nucléides de la chaîne de l'uranium par spectrométrie gamma	34
III-6-4 Mesure de nucléides de la chaîne de thorium par spectrométrie gamma.....	35
III-6-5 Mesure de la Chaîne des nucléides d'Actinium par spectrométrie gamma	35

Chapitre IV Les calculs

IV-1 Coefficient d'Atténuation	37
IV-2 Le coefficient d'atténuation de masse	38
IV-2 Efficacité de Nal	46
IV-2-1 Mesure de D	47
IV-2-2 Calcul de N :	48
IV-2-3 Source de désintégration.....	49
IV-2-4 Calcul DE	49

Chapitre V Résultats et Discussions

V-1 les concentrations d'activité.....	53
Tableaux et figure.....	54
Discussion	60

Conclusion générale

Conclusion.....	61
-----------------	----

Bibliographie

Bibliographie.....	62
--------------------	----

Liste des tableaux

Tableau I.1 Les nucléides primordiaux	3
Tableau I.2 Les Nucléides cosmogoniques	5
Tableau I.3 Les nucléides de Produit de l'homme.....	6
Tableau I.4 Les nucléides de sol.	7
Tableau I.5 La Radioactivité naturelle dans le corps humain.	8
Tableau I.6 La Radioactivité naturelle des matériaux de construction.	9
Tableau I.7 Les particules des émissions radioactives courantes.....	17
Tableau IV.1 μ/ρ de sodium.....	41
Tableau IV.2 μ/ρ d'aluminium.....	42
Tableau IV.3 μ/ρ d'Iodine	43
Table IV.4 Le coefficient d'atténuation de masse.....	47
Table V.1 Le calcul de l'efficacité	56
Tableau V.2 Le nombre de coups (ciment de Beni Saf)	57
Tableau V.3 Les concentrations de radionucléides dans du ciment de Beni Saf.....	58
Tableau V.4 La Comparaison entre les concentrations d'activité de nos matériaux de construction à celle des autres pays du monde.....	59

Listes des figures

Figure I.1 La désintégration radioactive du thorium et en série de l'uranium.....	3
Figure II.1 La désintégration nucléaire de ^{137}Cs	12
Figure II.2 La désintégration nucléaire de ^{60}Co	12
Figure II.3 La désintégration nucléaire de ^{22}Na	13
Figure II.4 rayonnements ionisants et non ionisants.....	13
Figure II.5 La désintégration nucléaire α	14
Figure II.6 La désintégration nucléaire de ^{226}Ra	14
Figure II.7 La désintégration nucléaire de β	15
Figure II.8 La désintégration nucléaire de ^{40}K	15
Figure II.9 La désintégration nucléaire de ^{212}Pb	16
Figure II.10 Matière du blindage efficace pour divers types de rayonnements	17
Figure II.11 Effet photoélectrique.....	19
Figure II.12 Le mécanisme de diffusion Compton.....	20
Figure II.13 Le mécanisme de production de paires.....	21
Figure III.1 la cimenterie de Beni Saf.....	23
Figure III.2 Typique chaîne de résistances de PMT dans un système terre-cathode.....	26
Figure III.3 schéma électronique pour système de spectroscopie γ -ray avec le détecteur NaI (Tl).....	26
Figure III.4, III.5, III.6 Le détecteur NaI(Tl).....	30
Figure III.7 Les différents événements place à proximité de source-Crystal détecteur-blindage.....	31
Figure IV.1 Le Graphe μ/ρ de Sodium.....	43

Figure IV.2 Le Graphe μ/ρ d'Aluminium.....	43
Figure IV.3le Graphe μ/ρ d'Iodine.....	44
Figure IV.4 Le coefficient d'atténuation linéaire.	44
Figure V.1 Le Graphe de Gamma coefficient d'atténuation linière dans Al.	55
Figure V.2 Le Graphe de Gamma coefficients atténuation linéaire dans NaI	56

Remerciements

En premier lieu, je tiens à exprimer ma profonde et très sincère reconnaissance à A. Kadum, pour m'avoir proposé cette thèse et en avoir dirigé les travaux.

J'adresse tout naturellement mes remerciements à l'ensemble des membres du jury, sans qui mes travaux de recherche n'auraient pu donner lieu à cette thèse. C'est ainsi que je remercie B. Dahmani Professeur à l'Université de Tlemcen, président du jury, B. Belhachmi, MCA à l'Université de Tlemcen et A. H. Bensaoula, Dr à l'Université de Tlemcen pour avoir pris de leur temps et avoir participé au jury en tant qu'examineurs, et O. Dahmane responsable de la département de contrôle (qualité SCIBS) pour avoir accepté de participer au jury.

J'exprime ma très grande gratitude à ma famille et en particulier à mes parents, tout au long de mes études. Je sais les sacrifices que ces longues années ont représentés et les remercient d'avoir appuyé mes choix et d'avoir toujours su m'encourager. Je remercie du fond du cœur mon marie pour son soutien et sa patience pendant cette année. Cette thèse est certes une récompense personnelle, mais aussi bel et bien le fruit d'un effort vécu à deux, dans la complexité de l'adéquation entre réussite personnelle et professionnelle.

Merci également à ma sœur Amel pour m'aider pendant cette année et ma belle mère pour n'avoir jamais tenu rigueur de mes absences répétées et avoir su m'apporter la joie et la gaité dont elle a le secret.

Dédicaces

A

Ma grande famille.

Mes parents.

Mon marie.

Mes frères.

Mes sœurs.

Mes amies.

Résumé

Les matériaux de construction sont l'une des sources potentielles de la radioactivité à l'intérieur à cause des radionucléides naturels dans ces derniers. Les expositions externes et internes sont les deux voies de la dose de rayonnement des matériaux de construction communiquée aux êtres humains.

La radioactivité naturelle est estimée en utilisant la méthode γ -spectroscopique avec un détecteur NaI (Tl) 2-in x 2-in (Canberra), en étudiant les différents niveaux de la radioactivité naturelle dans l'échantillon de ciment de la région du Beni Saf, en Algérie. L'échantillon a été prélevé sur le marché local et les chantiers de construction et comment a été préparé pour les mesures du contenu radioactif.

A partir des spectres γ -ray mesurés, ont été déterminées les concentrations d'activité. L'activité variait de 0,0200 à 0,3429 Bq kg⁻¹ pour le ²²⁶Ra, de 0,0916 à 4,0859 Bq kg⁻¹ pour ²³²Th et 0,2825 Bq kg⁻¹ pour ⁴⁰K.

Les activités sont comparées avec les données disponibles signalées dans d'autres pays. Ces valeurs sont inférieures à la limite. Ce matériel examiné est acceptable pour une utilisation comme matériaux de construction.

Chapitre I

Introduction générale

Chapitre I

Introduction à la radioactivité

Introduction

En 1895, le physicien allemand Wilhelm Röntgen identifia un rayonnement pénétrant, qui a un produit fluorescence, et qu'il nomma rayons X. En 1896, deux mois plus tard, Henri Becquerel découvrit que le rayonnement pénétrant, plus tard classé comme α , β et les rayons γ , a été dégagée dans la désintégration radioactive de l'uranium et ainsi a ouvert un nouveau champ d'étude des substances et des rayonnements radioactifs qu'ils émettent. [1]

Rutherford et Soddy ont été les premiers à suggérer que les atomes radioactifs se désintègrent dans des structures plus légères car elles émettent un rayonnement. Cette proposition a reçu le soutien puissant à la découverte que l' α -particules était juste un atome ionisé de l'élément d'hélium. Bon nombre des éléments nouvellement découverts ont été trouvés dans différentes fractions de minerais d'uranium, et ce, le plus lourd élément d'origine naturelle, a été rapidement soupçonné d'être la substance mère. [2] Il est actuellement connu que l'uranium se compose naturellement d'un mélange de ^{238}U (99,27%), ^{235}U (0,72%) et U^{234} (0,006%), le thorium et le potassium ont également été identifiés en tant que parents radioactifs avec certains produits de désintégration.

Toutes les matières premières de construction et de produits dérivés de la roche et le sol contiennent différentes quantités de radionucléides naturels principalement de l'uranium (^{238}U) et du thorium (^{232}Th), et l'isotope radioactif du potassium (^{40}K). Dans la série ^{238}U , le segment de la chaîne de désintégration à partir de radium (^{226}Ra) est la radio logiquement le plus important et, par conséquent, il est souvent fait référence à ^{226}Ra au lieu de ^{238}U .

Ces radionucléides sont des sources de l'extérieur et les expositions aux rayonnements internes dans les logements. L'exposition externe est causée par un rayonnement gamma directe tandis que l'inhalation de substances radioactives inerte de gaz radon (^{222}Rn , un produit de la fille de ^{226}Ra) et thoron (^{220}Rn , un produit de la fille de ^{224}Ra), et leurs produits secondaires à court terme conduit à l'exposition interne des voies respiratoires de particules alpha. Les activités spécifiques des matières premières et de produits ^{226}Ra , ^{232}Th et ^{40}K dans

le bâtiment dépendent principalement des conditions géologiques et géographiques ainsi que les caractéristiques géochimiques de ces matériaux. [3]

L'impact radiologique de la radioactivité naturelle est dû à l'exposition au rayonnement du corps par des rayons gamma et l'irradiation des tissus pulmonaires dus à l'inhalation de radon et de ses descendants. Du point de vue de risque naturel, il est nécessaire de connaître les limites de dose d'exposition du public et de mesurer le niveau de rayonnement ambiant naturel fourni par terre, air, eau, aliments, l'intérieur des bâtiments, etc., pour estimer l'exposition humaine aux sources des rayonnements naturels. [4]

Spectrométrie gamma de faible niveau est adaptée pour les déterminations qualitatives et quantitatives de nucléides des rayons gamma émettant dans l'environnement. La concentration de radioéléments dans les matériaux de construction et ses éléments sont importants dans l'évaluation de l'exposition des populations, comme la plupart des gens passent 80% de leur temps à l'intérieur. Le débit de dose moyenne absorbée -à l'intérieur- dans l'air à partir de sources terrestres de radioactivité est estimé à 70 nGyh^{-1} [5]. Une grande attention a été accordée à la détermination des concentrations de radionucléides dans les matériaux de construction dans de nombreux pays. [6-7]

NORM (Natural Occurring Radioactive Material: Naturelles Survenues Radioactive Material) défini une référence à l'échelle internationale agence de l'énergie atomique (AIEA) comme «une matière radioactive ne contenant pas des quantités importantes de radionucléides autres que les radionucléides d'origine naturelle"[8]. NORM a de nombreuses façons de chemin; il est livré avec la création de la terre et des rayons cosmiques et aussi des activités anthropiques. En se concentrant sur la dosimétrie des rayonnements, il est important de mesurer l'activité de ces isotopes, afin d'établir des limites de dose faibles, et, plus important encore, vérifier les zones / aliments / matières potentiellement dangereuses pour la santé humaine. Depuis des matériaux de construction sont faits de matériaux trouvés dans la nature, nous trouvons ces radio-isotopes dans la plupart des matériaux de construction utilisés dans la construction civile, et de nombreuses études ont été réalisées dans le but de quantifier ces nucléides. [9-10]

En Algérie, l'information sur la radioactivité des matériaux de construction est limité, il est donc important d'étudier:

1) Évaluation de la radioactivité naturelle (^{226}Ra , ^{232}Th et ^{40}K) dans les matériaux de construction utilisés, en Algérie, en utilisant la spectrométrie γ -ray.

2) Les concentrations d'activité mesurées pour ces radionucléides naturels ont été comparées avec les données déclarées pour les autres pays. Les données obtenues sont essentielles pour le développement de normes et de directives concernant l'utilisation et la gestion des matériaux de construction.

I-1 Radionuclides Primordiaux:

Radionucléides primordiaux sont laissés où le monde et l'univers ont été créés. Ils ont généralement une longue durée de vie, avec des demi-vies souvent de l'ordre de centaines de millions d'années. Radionucléides qui existent depuis plus de 30 demi-vies, ne sont pas mesurables. Les descendants ou produits de désintégration des radionucléides de longue durée sont également dans cette rubrique.

Tableau I.1 Les nucléides primordiaux [11].

Nuclide	Symbole	Demi-vie	Activité Natural
Uranium (235)	^{235}U	0.7×10^9 ans	0.72% Tout d'uranium naturel
Uranium (238)	^{238}U	4.47×10^9 ans	99.2745% Tout d'uranium naturel; 0.5 to 4.7 ppm uranium total dans le type de roche commune.
Thorium (232)	^{232}Th	1.41×10^{10} ans	1.6 to 20 ppm dans les types de roches communes avec une moyenne de croûte 10.7 ppm.
Radium (226)	^{226}Ra	1.60×10^3 ans	0.42 pCi/g (16 Bq/kg) Dans le calcaire et 1.3 pCi/g (48 Bq/kg) Dans les roches ignées (plutoniques).
Radon (222)	^{222}Rn	3.82 jour	Gaz Noble; concentrations atmosphériques annuelles moyennes comprise entre environ 0.016 pCi/L (0.6 Bq/m ³) à 0.75 pCi/L (28 Bq/m ³).
Potassium (40)	^{40}K	1.28×10^9 ans	sol - 1-30 pCi/g (0.037-1.1 Bq/g)

D'autres radionucléides primordiaux sont ^{50}V , ^{87}Rb , ^{113}Cd , ^{15}In , ^{123}Te , ^{138}La , ^{142}Ce , ^{144}Nd , ^{147}Sm , ^{152}Gd , ^{174}Hf , ^{176}Lu , ^{187}Re , ^{190}Pt , ^{192}Pt , ^{209}Bi

I-2 NORM terrestre :

NORM terrestre est constitué de matières radioactives qui sort de la croûte et du manteau de la terre, et où l'activité humaine résulte en une plus grande exposition radiologique. Les matériaux peuvent être origine (tels que l'uranium et le thorium) ou des produits de décomposition de ceux-ci, faisant partie de la série de la chaîne de désintégration caractéristique ou le potassium-40. Les deux chaînes les plus importantes qui fournissent des nucléides d'importance dans NORM sont le thorium et l'uranium série:

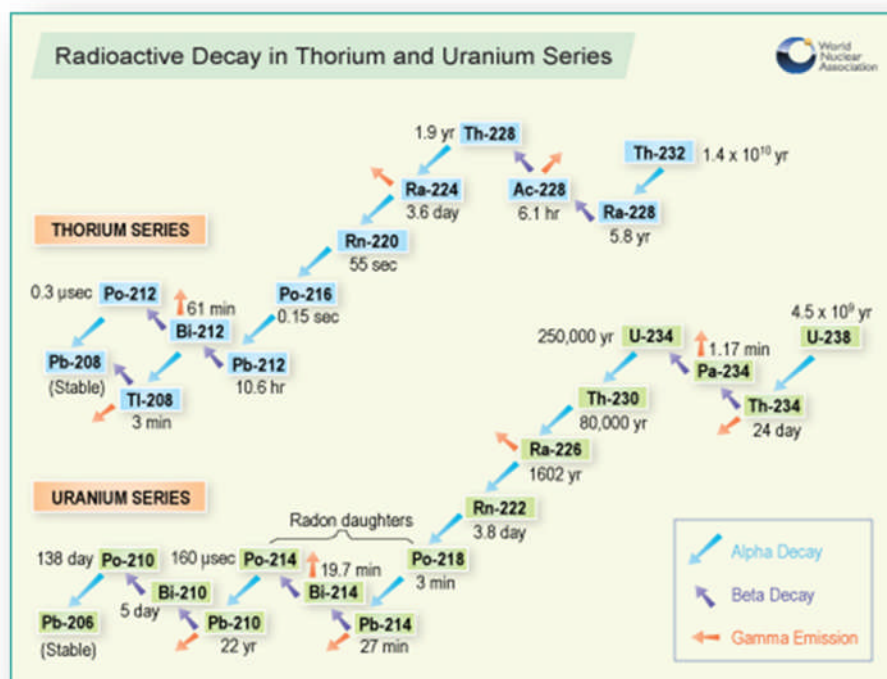


Figure I.1 La désintégration radioactive du thorium et en série de l'uranium.

Une autre source majeure de NORM terrestre est le potassium 40 (K-40). La longue demi-vie de K-40 (1,28 milliards d'années) signifie qu'il existe encore en quantités mesurables aujourd'hui. Il se désintègre en bêta particules, surtout au calcium-40, et les formes de 0,012% du potassium naturel qui est par ailleurs composé de stable K-39 et K-41.

I-3 Cosmogonie :

Le rayonnement cosmique imprègne tout l'espace, la source étant principalement à l'extérieur de notre système solaire. Le rayonnement est sous de nombreuses formes, à partir des particules lourdes à grande vitesse à photons et muons à haute énergie. La haute atmosphère interagit avec la plupart des radiations cosmiques, et produit des nucléides radioactifs. Ils peuvent avoir une demi-vie longue, mais la majorité a une demi-vie plus courte que les nucléides primordiaux.

Tableau I.2 Les Nucléides cosmogoniques [11].

Nuclide	Symbole	Demi-vie	Source	Activité Naturel
Carbon 14	^{14}C	5730 ans	Cosmic-ray interactions, $^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}$	6 pCi/g (0.22 Bq/g) dans le material organique.
Hydrogen 3 (Tritium)	^3H	12.3 ans	Cosmic-ray interactions avec N et O, spallation de cosmic-rays, $^6\text{Li}(n, \alpha)^3\text{H}$	0.032pCi/kg (1.2 x 10 ⁻³ Bq/kg).
Beryllium 7	^7Be	53.28 jours	Cosmic-ray interactions avec N et O, ($^6\text{Li}+^1\text{H}$)	0.27 pCi/kg (0.01 Bq/kg).

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

I-4 Produits Humain :

Les humains ont utilisé la radioactivité pendant cent ans, et grâce à son utilisation, ajoutés aux stocks naturels. Les montants sont faibles par rapport aux montants naturels évoqués ci-dessus, et en raison des demi-vies plus courtes de la plupart des nucléides, ont connu une baisse marquée depuis l'arrêt des essais au sol au-dessus des armes nucléaires. Voici quelques produits humain ou nucléides améliorée:

Tableau I.3 Les nucléides de Produit de l'homme [11].

Nuclide	Symbole	Demi-vie	Source
Tritium	^3H	12.3 ans	Produit à partir de tests et fission armes réacteurs, les installations de retraitement, la fabrication d'armes nucléaires.
Iodine 131	^{131}I	8.04 jours	Produits de fission produite à partir de tests et fission armes réacteurs, utilisé dans le traitement médical des problèmes de thyroïde.
Iodine 129	^{129}I	1.57×10^7 ans	Produits de fission produite à partir de tests et fission armes réacteurs.
Cesium 137	^{137}Cs	30.17 ans	Produits de fission produite à partir des testes d'arme et réacteurs de fission.
Strontium 90	^{90}Sr	28.78 ans	Produits de fission produite à partir de tests et fission armes réacteurs
Technetium 99	^{99}Tc	2.11×10^5 ans	Produit de désintégration de ^{99}Mo , utilisé dans le diagnostique médical.
Plutonium 239	^{239}Pu	2.41×10^4 ans	Produit par bombardement neutronique de ^{238}U $(^{238}\text{U} + n \rightarrow ^{239}\text{U} \rightarrow ^{239}\text{Np} + \beta \rightarrow ^{239}\text{Pu} + \beta)$.

I-5 Autres aspects intéressants de la radioactivité naturelle

I-5 -1 Radioactivité naturelle dans le sol

La radioactivité naturelle qui se trouve dans un volume de sol qui est à 1 mile carré, par 1 pied de profondeur est calculé dans le tableau 4 (volume total est de $7.894 \times 10^5 \text{ m}^3$) avec les activités énumérées. Il convient de noter que les niveaux d'activité varient considérablement selon le type de sol et la densité ($\sim 1,58 \text{ g/cm}^3$ utilisé dans ce calcul).

Tableau I.4 Les nucléides de sol [11].

Nuclide	Activité utilisés dans le calcul	Masse de Nuclide	Activité trouvé dans le volume de sol
Uranium	0.7 pCi/g (25 Bq/kg)	2,200 kg	0.8 Curies (31 GBq)
Thorium	1.1 pCi/g (40 Bq/kg)	12,000 kg	1.4 Curies (52 GBq)
Potassium 40	11 pCi/g (400 Bq/kg)	2000 kg	13 Curies (500 GBq)
Radium	1.3 pCi/g (48 Bq/kg)	1.7 g	1.7 Curies (63 GBq)
Radon	0.17 pCi/g (10 kBq/m ³) sol	11 µg	0.2 Curies (7.4 GBq)
	Total:	>17 curies (>653 GBq)	

I-5-2 Corps humain

Pour un adulte 70,000 grammes, le tableau suivant représente les concentrations estimées de radionucléides calculées en fonction des données de CIPR 30

Tableau I.5 La Radioactivité naturelle dans le corps humain. [11]

Nucléide	Masse Totale de Nuclide trouvée dans le corps	Activité Total de Nuclide trouvé dans le corps	Quotidienne admission des Nucléides
Uranium	90 µg	30 pCi (1.1 Bq)	1.9 µg
Thorium	30 µg	3 pCi (0.11 Bq)	3 µg
Potassium 40	17 mg	120 nCi (4.4 kBq)	0.39 mg
Radium	31 pg	30 pCi (1.1 Bq)	2.3 pg
Carbon 14	22 ng	0.1 µCi (3.7 kBq)	1.8 ng
Tritium	0.06 pg	0.6 nCi (23 Bq)	0.003 pg
Polonium	0.2 pg	1 nCi (37 Bq)	~0.6 fg

I-5-3 La radioactivité naturelle des matériaux de construction

Les matériaux de construction ont une certaine radioactivité. Ci-dessous sont quelques-uns des matériaux de construction courants et les niveaux estimés d'uranium, de thorium et de potassium.

Tableau I.6 La Radioactivité naturelle des matériaux de construction [11].

Material	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)
Sandstone	0.45	6 (0.2)	1.7	7 (0.19)	1.4	414 (11.2)
Cement	3.4	46 (1.2)	5.1	21 (0.57)	0.8	237 (6.4)
Limestoneconcrete	2.3	31 (0.8)	2.1	8.5 (0.23)	0.3	89 (2.4)
Sandstone concrete	0.8	11 (0.3)	2.1	8.5 (0.23)	1.3	385 (10.4)

Dry wallboard	1.0	14 (0.4)	3	12 (0.32)	0.3	89 (2.4)
By-product gypsum	13.7	186 (5.0)	16.1	66 (1.78)	0.02	5.9 (0.2)
Natural gypsum	1.1	15 (0.4)	1.8	7.4 (0.2)	0.5	148 (4)
Wood	-	-	-	-	11.3	3330 (90)
Clay Brick	8.2	111 (3)	10.8	44 (1.2)	2.3	666 (18)

I-6 Effets biologiques des rayonnements

Nous avons tendance à penser à des effets biologiques des rayonnements en fonction de leur effet sur les cellules vivantes. Pour des faibles niveaux d'exposition aux rayonnements, les effets biologiques sont plus petits qu'elles ne peuvent pas être détectées. Le corps comporte des mécanismes de réparation contre les dommages induits par les rayonnements, ainsi que par des carcinogènes chimiques. Par conséquent, les effets biologiques des rayonnements sur les cellules vivantes peuvent entraîner des trois résultats:

- (1) Les cellules lésées ou endommagées se réparent, résultant en un rien de dommages résiduels.
- (2) Les cellules meurent, tout comme des millions de cellules du corps font chaque jour, étant remplacé par des processus biologiques normaux.
- (3) Les cellules réparent incorrecte se traduit par un changement biophysique.

Les associations entre l'exposition au rayonnement et au développement du cancer sont principalement basées sur des populations exposées à des niveaux relativement élevés de rayonnements ionisants (par exemple, les survivants des bombardements atomiques au Japon, et les bénéficiaires de procédures médicales diagnostiques ou thérapeutiques sélectionnés). Les cancers liés à l'exposition à forte dose (plus de 50.000 mrem) comprennent la leucémie, du sein, de la vessie, du côlon, du foie, du poumon, de l'œsophage, de l'ovaire, le myélome multiple et le cancer gastrique. Ministère de la Santé et de la littérature des services sociaux suggère également un lien possible entre l'exposition à des rayonnements ionisants et de la prostate, de la cavité / sinus nasale, du pharynx et du larynx et le cancer du pancréas.

En général, les niveaux de la radioactivité des radionucléides primordiaux montrent une gamme exorbitante des matériaux de construction indiquant les paramètres radiométriques pour une estimation significative de la dose de la population [12].

Chapitre II

Le rayonnement gamma

Chapitre II

Le rayonnement gamma

II-1 Radiation:

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 de rayonnements ionisants.

Le rayonnement vient de l'espace extra-atmosphérique (cosmique), la terre (terrestre), 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. Certains aliments comme les bananes et les noix du Brésil contiennent naturellement des niveaux élevés de rayonnement que d'autres aliments. Brique et la pierre des maisons ont des niveaux de rayonnement naturel plus élevés que les maisons faites d'autres matériaux de construction comme le bois et contient des niveaux élevés de rayonnement naturel que la plupart des foyers.

Le rayonnement est la quantité d'énergie de libération sous forme de particules ou d'ondes électromagnétiques qui viennent des éléments radioactifs. Ces éléments vont tenter d'atteindre la stabilité en émettant des radiations. [13]

II-2 Le rayonnement de fond:

Les niveaux de rayonnement naturel ou de fond peuvent varier considérablement d'un endroit à l'autre. Par exemple :

Le voyage de rayonnement dans l'espace ou la matière, il se divise en deux types rayonnements ionisants et de rayonnement non ionisant.

Les particules émises peuvent chargées ou non chargées.

Les particules chargées sont directement ionisant à la suite d'interactions coulombiennes (essentiellement) et par l'intermédiaire de la dispersion (en second) avec une couche de valence d'électrons d'atomes.

Les particules non chargées sont indirectement ionisants à la suite du transfert d'énergie par impulsion (énergie agissant comme une particule par rapport à une vague).

II-3 La base de la radioactivité

Le nombre de protons dans le noyau d'un élément, X est le nombre de protons Z (également appelé le numéro atomique). La somme des protons et de neutrons (les nucléons) est le nombre de masse A , d'un atome. Atomes d'un élément ayant le même numéro atomique mais un nombre différent de neutrons (c. des nombres de masse) sont appelés isotopes. Les isotopes sont désignés par leur symbole chimique et leur nombre de masse comme suit: ${}^A X$. Les isotopes ont des propriétés chimiques identiques mais différentes des propriétés physiques. Atomes dont le nombre identique de protons et de neutrons sont appelés nucléides. Les noyaux atomiques de certains isotopes ont un excès d'énergie, sont instables et se désintègrent pour former des noyaux plus stables d'un autre isotope. Ce processus est accompagné par l'émission de particules ou d'énergie, appelées les radiations nucléaires. Nucléides avec cette fonction sont appelés radionucléides, et le processus est appelé la désintégration nucléaire ou la désintégration

II-4 Source de rayonnement gamma

Chaque photon gamma a une énergie discrète, et cette énergie est une caractéristique de la source isotopique. Cela constitue la base de la spectrométrie gamma - en mesurant les énergies de photons de rayons gamma, on peut déterminer la source du rayonnement. Les sources naturelles de rayonnement proviennent de radio-isotopes synthétisés lors de la création du système solaire. En raison de leur longue demi-vie, ils existent encore aujourd'hui. Parmi ceux-ci, le potassium (${}^{40}\text{K}$), l'uranium (${}^{238}\text{U}$ et ${}^{235}\text{U}$ et leurs filles), et le thorium (${}^{232}\text{Th}$ et ses filles) sont les radio-isotopes qui produisent seulement des rayons gamma de haute énergie d'une intensité suffisante pour être utilisés dans la spectrométrie gamma.

Le développement de l'énergie nucléaire a abouti à la création de radio-isotopes artificiels.

Ceux-ci sont créés pendant les explosions expérimentales d'armes nucléaires et des réacteurs de recherche à des fins scientifiques et des usages industriels. ${}^{137}\text{Cs}$ est le major émetteur des rayons gamma, produit retombées par les explosions nucléaires et les accidents. Il a un seul signal photoélectrique à 0,662 MeV et a une demi-vie d'environ 30 ans.

La radiation ne provenant pas de la surface de la terre, qui est généralement considérée comme "fond", et elle est éliminée lors du traitement des données. Il existe trois principales sources de rayonnement de fond: radon atmosphérique, fond cosmique, et le fond de l'instrument.

Le radon atmosphérique (^{222}Rn) et leurs filles sont la principale source de la radiation du fond. ^{222}Rn (gaz radon) est mobile, il peut s'échapper des roches et sols, et s'accumule dans la basse atmosphère. Leurs filles produites (^{214}Bi et ^{214}Pb) attachent avec les aérosols et les particules de la poussière et il émit les rayons gamma.

Les rayons gamma de haute énergie sont des particules atomiques d'origine cosmique réagissent avec les atomes et les molécules de la haute atmosphère et génèrent un rayonnement secondaire complexe. Ce rayonnement secondaire réagit avec la matière environnante pour produire un fond de rayons gamma "cosmique". Fond de l'instrument se réfère aux rayonnements due à des traces de K, U et Th dans le détecteur et l'environnant équipement. Il s'agira notamment de la radiation d'un avion ou d'un véhicule, dans le cas des levés d'origine aéroportés et voiture, respectivement. Cette composante de fond est constante.

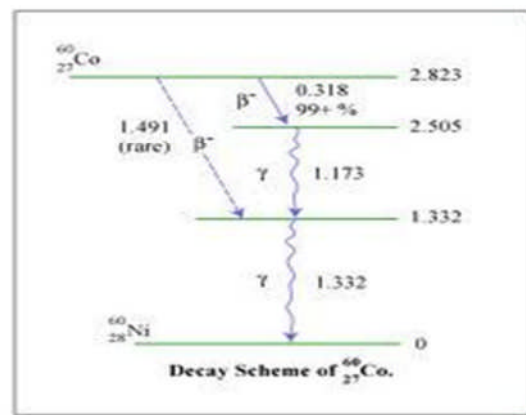
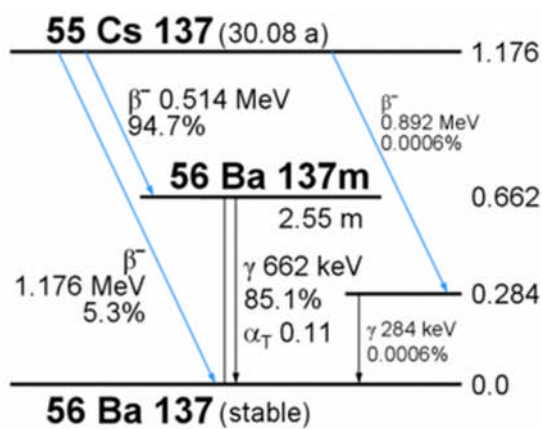


Figure II.1 La désintégration nucléaire de ^{137}Cs .

Figure II.2 La désintégration nucléaire de ^{60}Co .

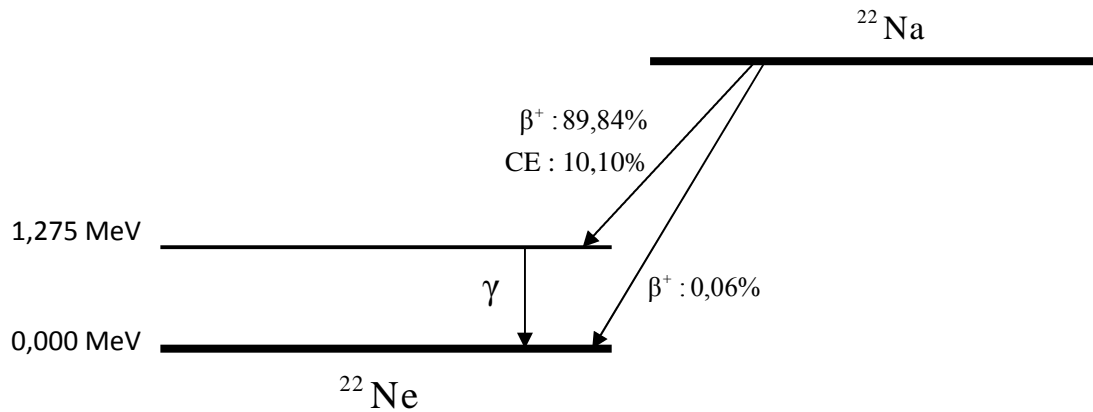


Figure II.3 La désintégration nucléaire de ^{22}Na .

II-5 Les rayonnements ionisants:

Les rayonnements ionisants sont relatifs à la pollution, ces radiations ont une énergie suffisante pour ioniser des atomes et des molécules. Ils se composent en deux : particules et des ondes électromagnétiques qui peuvent être produites à partir d'atomes instables et par des dispositifs à haute tension, les particules sont des électrons, protons, neutrons et les particules alpha, selon le type de structure de l'atome. Les rayonnements électromagnétiques de ce type ont assez d'énergie pour rompre les liaisons chimiques. Les formes les plus courantes de rayonnements ionisants sont des particules alpha, particules bêta et gamma.

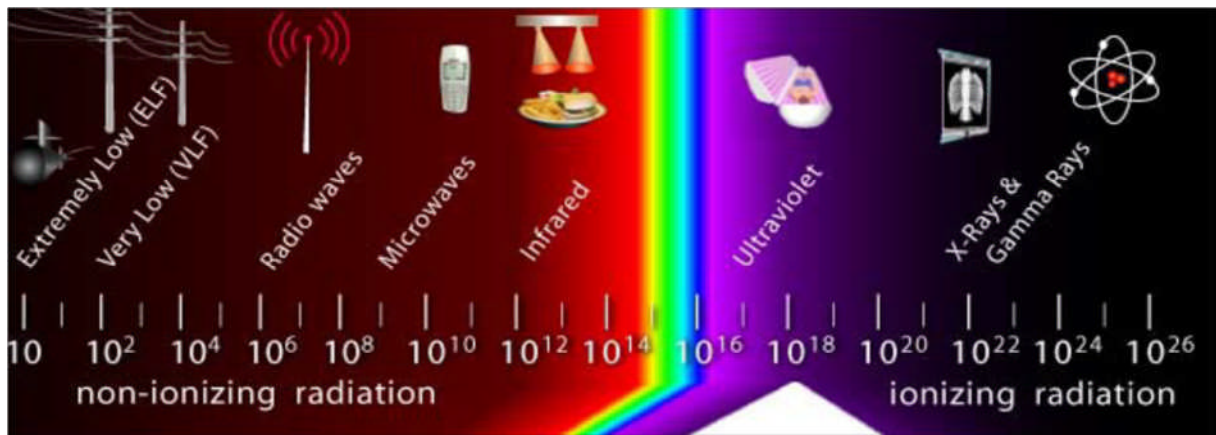


Figure II.4 rayonnements ionisants et non ionisants.

i) Les particules alpha:

Les particules alpha se composent de deux protons et deux neutrons liés ensemble pour former le noyau d'atome d'hélium. Il a une charge positive +2 et transporte de l'énergie

cinétique toujours dans l'intervalle de 4 à 8 MeV. Les particules alpha ne pas pénétrer loin de matériel et peuvent être arrêtés facilement. Les particules alpha ont des effets nuisibles au sein d'un humain quand ils absorbés plutôt que d'un danger externe. [14]

Tous les atomes d'uranium sont dans la chaîne de désintégrations successives des isotopes radioactifs avec du radium et le radon que les particules alpha de résultats. [15]



Figure II.5 La désintégration nucléaire α .

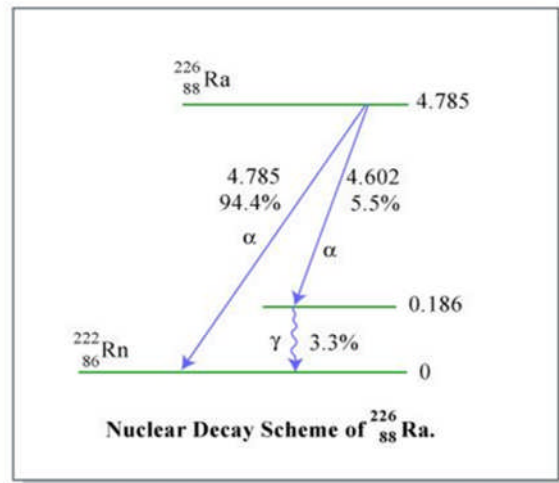
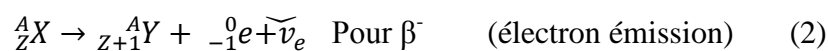


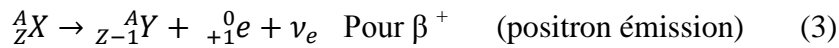
Figure II.6 La désintégration nucléaire de ^{226}Ra .

ii) Le rayonnement bêta (particules):

La désintégration bêta est un type de désintégration radioactive caractérisée par l'émission de particules β^+ ou β^- (rayonnement), a une masse de 0,000548 amu, ils sont de très vite parcourir et provoquer l'ionisation moins intense et elle est en comparant plus pénétrante si en comparant avec des particules alpha et parce qu'ils ont faible masse, ils ne se déplacent pas en ligne droite et déviés facilement et causent d'émettre des rayons X appelé rayonnement de freinage. 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.

Le processus de désintégration bêta peut être simplement exprimé par les équations suivantes





Avec $\bar{\nu}_e$ est un électron antineutrino et ν_e est un électron neutrino, le positron a la même masse de l'électron mais la charge électrique est de signe opposé. [16-17]

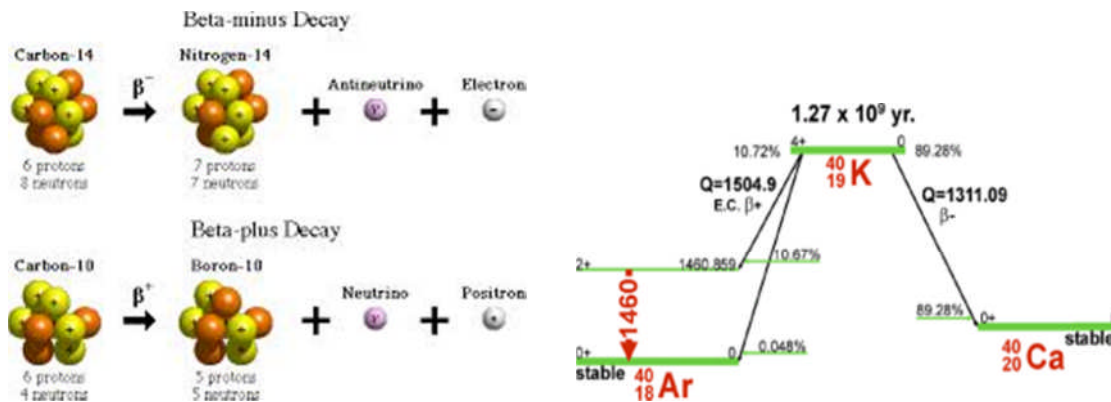


Figure II.7 La désintégration nucléaire de β . Figure II.8 La désintégration nucléaire de ${}^{40}\text{K}$.

iii) Les particules de neutrons:

Les neutrons sont des particules naturelles qui sont normalement contenus dans le noyau de tous les atomes et peuvent être éliminés par de nombreux processus tels que la collision et la fission. Le neutron n'a pas de charge électrique, a une grande masse et peut être absorbé ou diffusé par un noyau d'un atome ou d'interagir avec elle. Il a le potentiel de pénétrer à la matière plus profondément que les autres particules chargées.

iv) Le rayonnement gamma:

Les rayons gamma sont des photons, paquets d'énergie pure généralement entre 50 et 2000 Kev, et ils sont émis par le noyau d'un atome excité. [18] Ils ne sont pas des particules chargées électriquement et moins de masse. Les rayons gamma ont généralement des énergies plus élevées que les rayons-x et les deux peuvent pénétrer la matière plus loin que toutes les particules. Ils peuvent aller de 1 à plusieurs centaines de mètres dans l'air et peuvent facilement passer à travers un tissu humain et ils peuvent être appelés «rayonnement pénétrant». Ainsi, ils entraînent un danger pour les humains. Ils peuvent rapidement détectée par le détecteur d'iodure de sodium, par exemple de certains atomes émettant des rayons- γ tels que; technisume 99, l'iode 131 et le césium 137. [19]

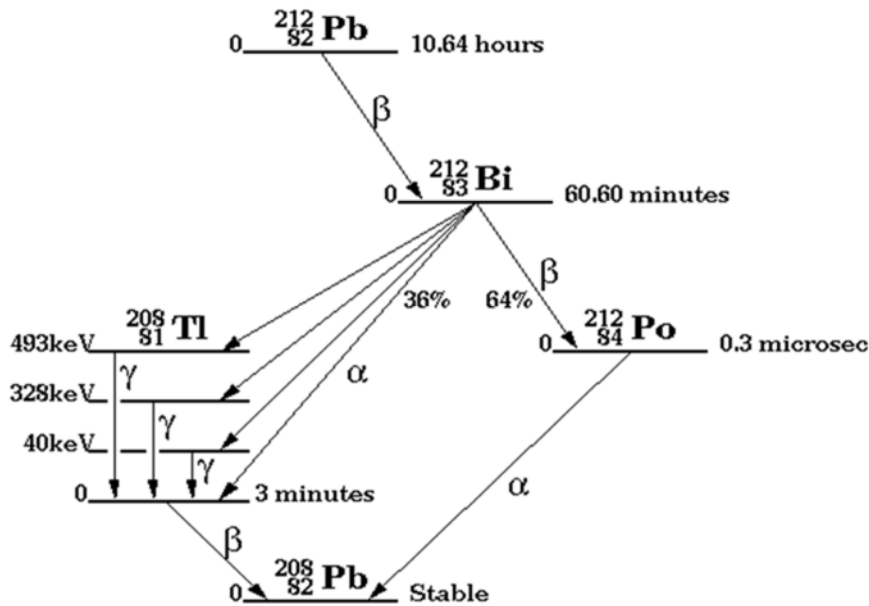


Figure II.9 La désintégration nucléaire de ²¹²Pb.

v) Des particules d'émissions radioactives courantes

Différents rayonnements ont des propriétés différentes, telles que résumées ci-dessous:

Tableau II.1 les particules des émissions radioactives courantes.

<i>Radiation</i>	<i>Type de Radiation</i>	<i>Masse (AMU)</i>	<i>Charge</i>	<i>Matière de blindage</i>
<i>Alpha</i>	Particule	4	+2	Papier, peau, vêtement
<i>Beta</i>	Particule	1/1836	±1	Plastique, verre, métal léger
<i>Gamma</i>	Onde Electromagnétique	0	0	metal dense, concrete, Terre
<i>Neutrons</i>	Particule	1	0	Eau, concrete, polyéthylène, huile

II-6 Pénétration et rayonnement

Rayonnement, en plus d'avoir la capacité d'ioniser la matière, peut également pénétrer à travers la matière. Dans quelle mesure qu'elles pénètrent dépend des différents types de rayonnements ionisants et de leur puissance. Comme les particules alpha sont élevées au pouvoir ionisant, il est difficile pour eux de pénétrer. C'est parce que les particules alpha sont susceptibles d'ioniser la première chose qu'ils entrent en contact avec, par conséquent, ils détiennent une petite gamme de puissance de pénétration. La relation inverse entre le pouvoir ionisant et le pouvoir de pénétration peut être appliqué à des rayons bêta et gamma ainsi. Les particules alpha peuvent être arrêtées avec une feuille de papier ou une couche de vêtements, tandis que les particules bêta peuvent pénétrer jusqu'à une fraction de pouce de matières solides, liquides et de plusieurs pieds en l'air. Les rayons gamma, qui sont électriquement neutres et ont petit pouvoir ionisant, ne sont pas ralentis par des collisions avec des matériaux et ne peuvent être arrêté que par des métaux lourds tels que le plomb.

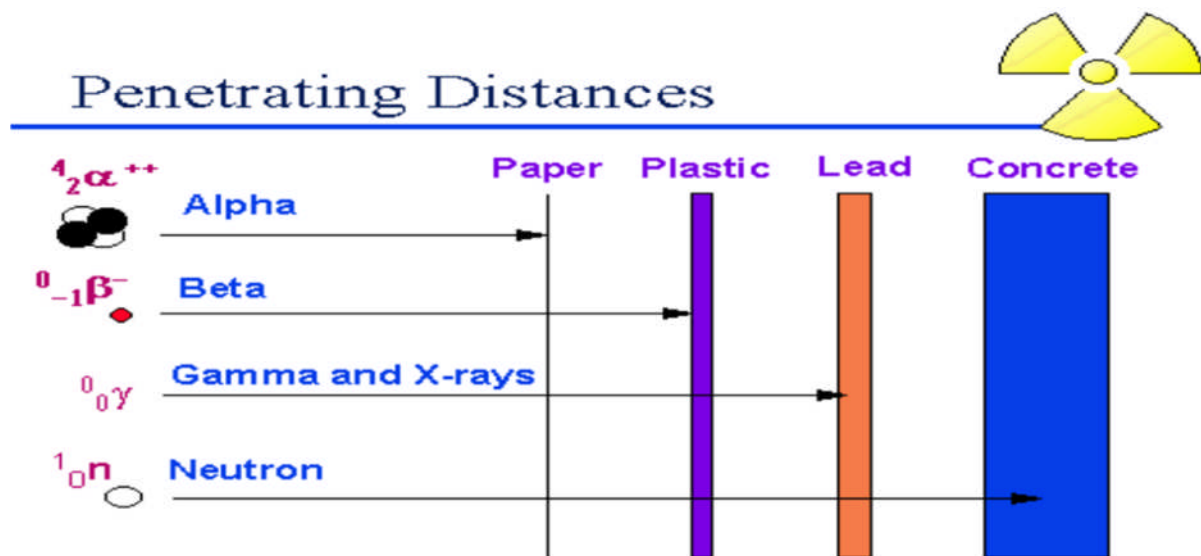


Figure II.10 Matière du blindage efficace pour divers types de rayonnements

Le diagramme ci-dessus montre la différence qualitative importante dans la pénétration du matériau entre des particules chargées (alpha et bêta) et des particules non chargées (gamma et neutrons), et aussi que des particules chargées lents (alpha) perdent de l'énergie beaucoup plus rapidement que des particules chargées rapides (bêta). Une discussion plus détaillée est nécessaire pour comprendre l'origine des différents types de rayonnement et de la variation importante de leur taux d'interaction avec énergie et avec élément absorbant.

II-7 Rayonnements non ionisants:

Le rayonnement non ionisant se réfère à tout type de rayonnement électromagnétique qui ne porte pas suffisamment d'énergie pour ioniser la matière, c.-à-d. enlever un électron d'un atome ou d'une molécule.

La composition de ce type de rayonnement dépend de ce que c'est la lumière visible, le proche ultraviolet, infrarouge et les ondes radio qui sont tout exemple de rayonnement non ionisant.

II-8 Gamma interaction avec la matière**II-8-1 Absorption d'énergie**

Le transfert d'énergie de la particule ou de photons émis à un milieu absorbant a plusieurs mécanismes. Ces mécanismes aboutissent à l'ionisation et l'excitation d'atomes ou de molécules dans l'absorbeur. L'énergie transférée est finalement dissipée sous forme de chaleur.

L'ionisation est le retrait d'un électron orbital d'un atome ou d'une molécule, c.-à-d. la création d'un ion chargé positivement. Pour provoquer une ionisation, le rayonnement doit transférer suffisamment d'énergie pour l'électron pour vaincre la force de liaison de l'électron. L'éjection d'un électron à partir d'une molécule peut provoquer la dissociation de la molécule. L'excitation est l'addition d'énergie à un électron orbital, il en transférant l'atome ou de la molécule à partir de l'état fondamental vers un état excité. [20]

II-8-2 L'absorption photoélectrique

Lorsque les photons de rayons gamma interagissent avec les électrons dans un atome, l'électron est éjecté de sa coquille à l'énergie cinétique T_e

$$T_e = E_\gamma - E_b \quad (4)$$

Où E_b est l'énergie de liaison de l'électron dans la coquille, E_γ est l'énergie de rayons gamma.

Le poste laissé vacant par l'électron excité peut rempli par plus d'électrons d'énergie qui conduit à l'émission de rayons X caractéristique, ou l'excitation d'électrons excitent autre atome qui peut désexciter par redistribution de l'énergie d'excitation entre le reste d'électrons dans les atomes.

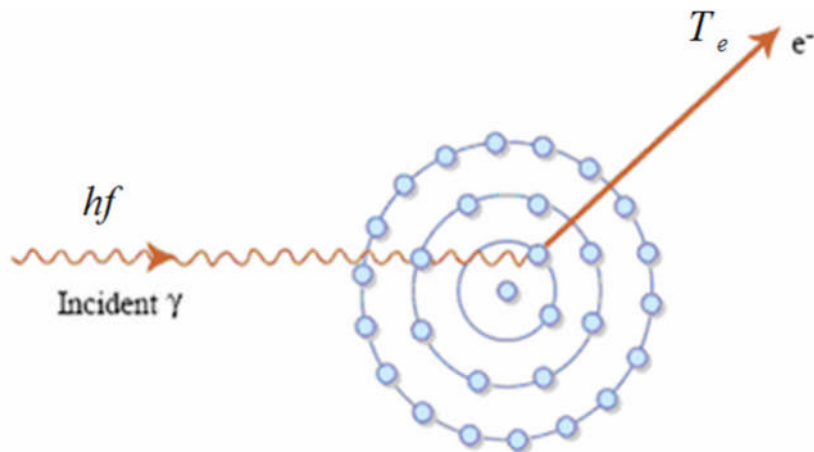


Figure II.11 Effet photoélectrique [21].

Les photons qui interagissent avec l'atome absorbeur est complètement disparaissent et la probabilité des photons qui sont soumis à l'absorption photo-électrique τ , ce procédé est améliorée par l'absorbeur avec le nombre atomique élevé :

$$\tau \propto z^n / E_\gamma^{7/2} \quad (5)$$

Où $4 < n < 5$. [17-23]

II-8-3 Diffusion Compton

Diffusion Compton est une interaction directe du rayonnement gamma avec des électrons dans le matériau d'absorption, transfert d'une partie de son énergie, lorsque un photon de rayonnement gamma incident dévié dans un angle θ par rapport à sa direction d'origine, il va transférer une partie de son énergie à l'électron, cet électron appelé électron de recul, θ peut être varié de zéro à grande fraction.

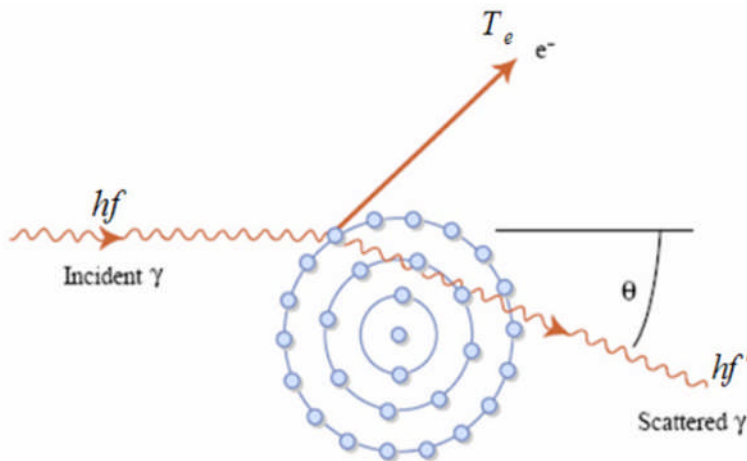


Figure II.12 Le mécanisme de diffusion Compton [21].

Le transfert d'énergie d'électrons à recul est donné par l'expression :

$$h\nu^- = \frac{h\nu}{1 + \frac{h\nu}{m_e c^2} (1 - \cos \theta)} \quad (6)$$

où:

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

$h\nu^-$: est l'énergie du photon diffusé.

θ : est l'angle de diffusion.

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

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

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

Il est clair à partir de l'équation ci-dessus l'énergie des électrons varie de zéro pour $\theta = 0$

$2 (h\nu^-)^2 / (m_e c^2 + 2h\nu)$ pour $\theta = 180$. Cela signifie que l'énergie totale du photon n'est jamais perdue dans une collision quelconque. 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 conduit à un fond continu dans le spectre d'énergie connu sous le continuum Compton.

Ce fond continu s'étend jusqu'à l'énergie de transfert maximum (Compton bord) et l'énergie du photon diffusé pour $\theta = 180$ est $h\nu^- = h\nu / (1 + 2 (h\nu / m_e c^2))$ Cette énergie donne lieu au pic la gamme de fréquences Compton connu sous le pic de rétrodiffusion. La probabilité de diffusion Compton augmente linéairement avec Z. [24]

II-8-4 Production des paires

Contrairement de l'absorption photoélectrique et la diffusion Compton, la production de paires c'est le résultat de l'interaction du rayonnement gamma avec l'atome dans son ensemble, la production de paires est produit si l'énergie de rayons gamma est plus grande que la masse au repos de l'électron $2m_e c^2 = 1,022 \text{ MeV}$, dans ce procédé la résultante est la conversion d'un rayon gamma en une paire électron-positron qui signifie la gamma-ray disparaît et une paire électron-positron apparaît. Toute l'énergie du photon rayon gamma est de 9 à parts égales par électron-positron, le positron se ralentit à moyen et à anéantir dans le milieu d'absorption et rencontrer un électron puis deux photons d'annihilation sont produites libérant deux photons de 511 kev d'annihilation. L'énergie cinétique totale de l'électron-positron est

$$E_{e^-} + E_{e^+} = 2h\nu - m_e c^2 \tag{8}$$

De la conservation de la masse totale d'énergie, les énergies qui sont emportés par les particules devraient être satisfaites de l'équation suivante :

$$h\nu = 2m_e c^2 + K.E_{e^-} + K.E_{e^+} \tag{9}$$

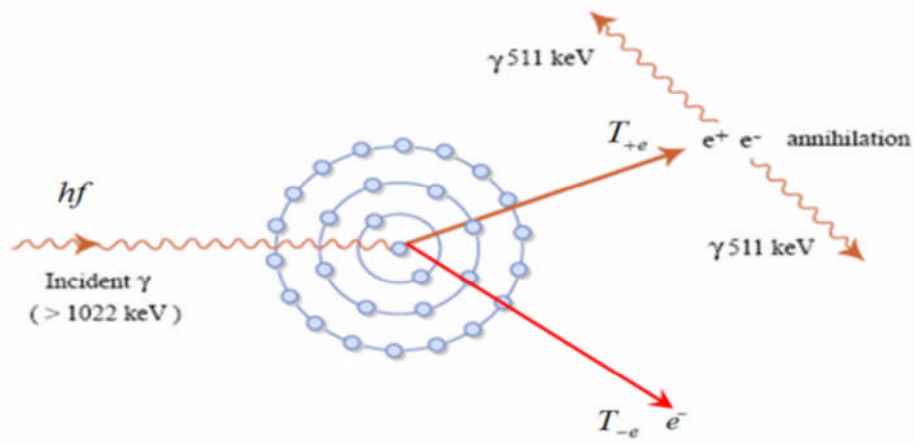


Figure II.13 Le mécanisme de production de paires. [21]

Chapitre III

Méthodologie et matériels

Chapitre III

Méthodologie et Matériels

III-1 Prélèvement et la préparation des échantillons

Notre échantillon est le ciment de la région de Beni Saf, l'Algérie.



Figure III.1 la cimenterie de Beni Saf.

L'échantillon est environ 1 kg de poids ont été séchés dans un four à environ 105°C afin de s'assurer que l'humidité est complètement enlevée pendant 24h. Échantillons pondérés ont été placés dans des béciers de polyéthylène, chacun de 350 cm^3 de volume. Les béciers ont été complètement fermés pendant 4 semaines pour atteindre l'équilibre séculaire où le taux de décroissance des filles devient égal à celle de la société mère. [22-23] Thorium et l'uranium dans leur état naturel subissent la désintégration radioactive dans trois séries différentes, dirigée par ^{238}U , ^{235}U (uranium) et ^{232}Th (thorium). Sans séparation chimique ou physique, chacune des trois séries atteint un état d'équilibre radioactif séculaire. [24] Cette étape est

nécessaire pour s'assurer que le gaz de radon confiné dans le volume et les produits de désintégration resteront également dans l'échantillon.

III-2 Détection d'un rayonnement gamma

La détection de rayons gamma repose sur le transfert de leur énergie aux électrons et aux mesures de l'ionisation créée comme les électrons de haute énergie se déplacent à travers la matière.

Scintillateurs

Une méthode pour la détection des rayonnements ionisants est basée sur les matériaux qui convertissent l'énergie d'ionisation dans la lumière visible, ou scintillateurs. Ce sont aussi communs que les "old-fashion" TV, où l'image est le résultat d'un faisceau d'électrons frappe "luminophores" sur la face interne du tube cathodique. Pour la détection de particules, en particulier la détection de mesure de l'énergie, les scintillateurs de choix sont certains cristaux inorganiques dopés avec de petites quantités de «activateurs» dans une stratégie qui rappelle vaguement l'utilisation de dopants dans les semi-conducteurs. Dans ce laboratoire, nous utilisons NaI (Tl), sodium-iodure 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. La désintégration des électrons retournant à la bande de valence est inefficace. Les activateurs créés des sites dans le cristal avec des niveaux d'énergie dans la région interdite, à la proximité de la bande de conduction. Les trous d'électrons dans la bande de valence dérivent vers les activateurs et les ioniser. Les électrons libres trouver les sites ionisés et ils tombent dans ces derniers, créant activateur d'états excités. Si ces décroissances rapides comme les photons visibles ($t < 500$ ns) le résultat est appelé fluorescence, ce qui est l'élément le plus utile de la scintillation. D'autres états métastables exigent perturbations 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, les activateurs d'états excités carient sans rayonnement, et l'énergie de l'ionisation est dite être étanchée. Le nombre de paires électron-trou ionisation qui se traduisent par un photon de scintillation est appelé le rendement du scintillateur. Pour être utile, la fréquence de la lumière de scintillation devrait être dans un régime dans lequel le scintillateur est transparent (!), Et photomultiplicateurs sont sensibles.

Une description complète de la théorie de scintillateurs inorganiques Il est souhaitable d'avoir un scintillateur qui produit un grand nombre de photons pour une énergie gamma donné, parce que la résolution de l'énergie idéale est déterminée par des fluctuations statistiques du nombre de photons produits dans le scintillateur. NaI (TI) est couramment utilisé en raison de sa forte Z qui donne une grande section pour les interactions de photons. Il a un grand rendement lumineux, et il est peu coûteux à croître en gros lingots, ce qui permet de grandes baies pour des applications médicaux telles que la détection des rayons X. Il est hygroscopique (étant un sel), de sorte que les cristaux doivent être contenus dans des boîtes.

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 des 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 de commande sont de nanosecondes, 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.

Photomultiplicateurs

Le photomultiplicateur (PMT) est un dispositif tubulaire qui fonctionne comme un canal-d'image intensificateur. 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 dirige vers le premier dans une série de surfaces, appelé dynodes, choisi parmi les matériaux ayant une bonne émission d'électrons secondaires. Les dynodes sont disposés mécaniquement de telle sorte que dynodes adjacentes sont dans des millimètres de l'autre, 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 (Fig. 16)

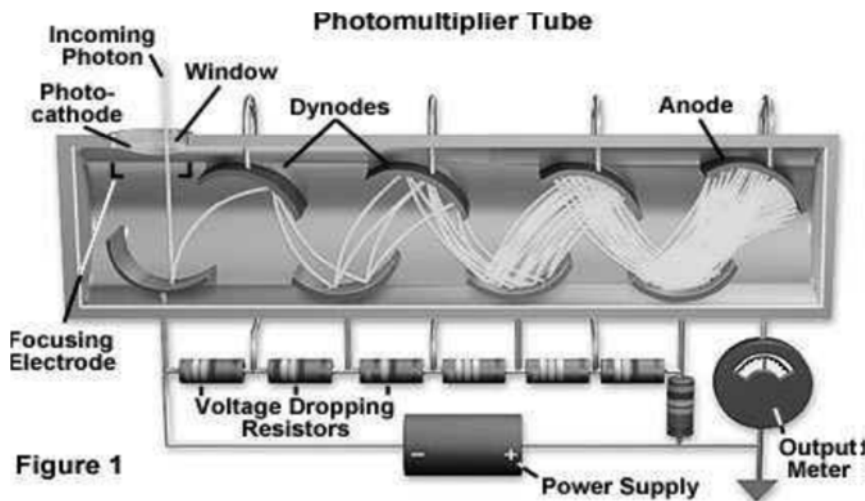


Figure III.2 Typique chaîne de résistances de PMT dans un système terre-cathode.

PMT viennent dans une variété de tailles et de conceptions pour une variété d'applications. Les développements récents comprennent une grande collecte de lumière intrants destinés à détecter le rayonnement Cerenkov des neutrinos solaires et astrophysique dans d'immenses réservoirs d'eau souterrains, et les tubes aussi multi-canaux pour le traitement des signaux sensibles à la position de faisceaux de fibres scintillantes. Le tube principal que nous utilisons dans notre expérience (dans le boîtier d'argent) est un modèle standard de RCA. La tension d'alimentation est disposée comme dans la Fig. 16, la cathode est à la masse et l'anode est à une haute tension positive, ce qui signifie que le signal provenant de l'anode doit être couplé par le biais d'un grand condensateur de blocage. Autres tubes dans le laboratoire, y compris quelques modèles de démonstration près du banc gamma, utilisent un schéma d'anode reliée à la terre, de sorte que la cathode est à une haute tension négative.

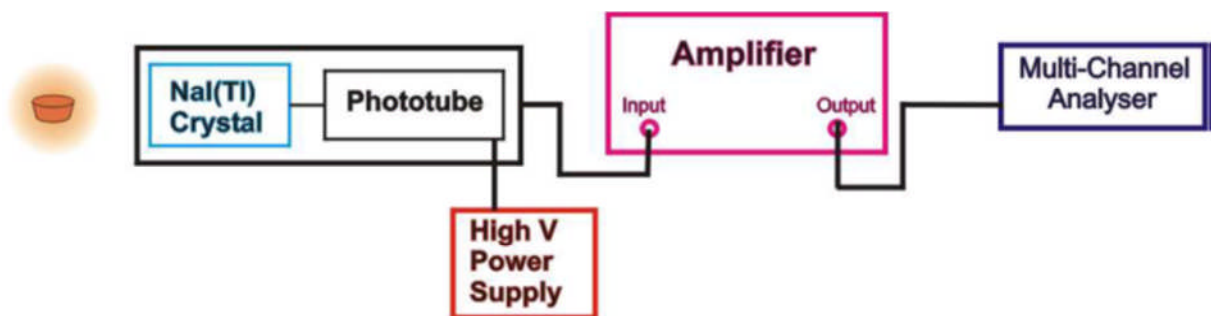


Figure III.3 schéma électronique pour système de spectroscopie γ -ray avec NaI (TI) détecteur.

III-3 La loi de la désintégration radioactive

Le taux de décroissance du radionucléide décrit par sa décomposition qui est le nombre d'atomes de désintégration par unité de temps et il est procédé spontanément où la carie parent pour leur radio des nucléides filles 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 pendant dt de temps court est proportionnelle à N et λ la constante de la proportionnalité

$$dN = -\lambda N dt \tag{10}$$

Le signe négatif en raison de la diminution de N avec l'augmentation de t, alors on peut écrire l'équation (10)

$$A = -\frac{dN}{dt} = \lambda N \tag{11}$$

Lorsque A est l'activité et λ est la constante de décroissance, en intégrant les deux côtés de (11)

$$\ln N = -\lambda t + c \tag{12}$$

et si nous considérons N₀ est le nombre d'atomes à t = 0, c = ln N₀.

$$\ln N = -\lambda t + \ln N_0 \tag{13}$$

$$\ln \frac{N}{N_0} = -\lambda t \tag{14}$$

$$\frac{N}{N_0} = e^{-\lambda t} \tag{15}$$

L'équation (15) décrit 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:

$$\frac{A}{A_0} = e^{-\lambda t} \tag{16}$$

Où

A est l'activité à l'heure actuelle, A₀ l'activité initiale.

λ est la constante de décroissance (s⁻¹), t est le temps.

Lorsque la chute de l'activité d'un facteur de la moitié de la carie noyaux, le temps appelé temps de demi-vie dans laquelle le nombre initial des atomes gouttes ou réduit à la moitié, par conséquent:

$$\frac{1}{2} = e^{-\lambda t} \tag{17}$$

Prenant le logarithme des deux côtés

$$\ln \frac{1}{2} = -\lambda t \quad (18)$$

$$-\lambda t = \ln \frac{1}{2} = -\ln 2 \quad (19)$$

$$t_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda} = \frac{0.693}{\lambda} \quad (20)$$

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

III-4 Les unités de la désintégration radioactive

Quand les scientifiques mesurent les radiations, ils utilisent des termes différents selon qu'ils discutent de rayonnement provenant d'une source radioactive, Roentgen est la dose de rayonnement absorbée par une personne, ou le risque qu'une personne souffrira des effets sur la santé (risques biologiques) de l'exposition à rayonnement. [25]

La plupart des scientifiques dans la mesure internationale de rayonnement communautaire en utilisant le Système international (SI).

Différentes unités de mesure sont utilisées selon l'aspect de rayonnement mesuré. Par exemple, la quantité de rayonnement étant donné, ou émise par une matière radioactive mesurée en utilisant l'unité conventionnelle curie (Ci), du nom du célèbre scientifique Marie Curie, ou l'unité SI Becquerel (Bq).

Becquerel, Bq Mesurée en s^{-1} , désintégration par seconde.

Curie, Ci: mesurée comme la quantité de décroissance à la même vitesse que 1 gramme de radium.

$$1 \text{ Ci} = 3,70 \cdot 10^{10} \text{ Bq}$$

La dose de radiation absorbée par une personne (qui est, la quantité d'énergie déposée dans les tissus humains par rayonnement) est mesurée en utilisant le Rad unité conventionnelle ou l'unité Gray SI (Gy). Le risque biologique de l'exposition aux rayonnements est mesuré en utilisant la Rem unité conventionnelle ou l'unité SI Sievert (Sv). [25-16]

Un Gy est égal à 100 rad. [25]

Pour déterminer le risque biologique d'une personne, les scientifiques ont attribué un numéro à chaque type de rayonnement ionisant (particules alpha et bêta, rayons gamma et les rayons X) en fonction de la capacité de ce type de transfert d'énergie pour les cellules du corps. Ce nombre est connu comme le facteur de qualité (Q).

Quand une personne est exposée à un rayonnement, les scientifiques peuvent multiplier la dose en rad par le facteur de qualité pour le type de rayonnement actuel et estimer le risque biologique d'une personne dans Rems. Ainsi, le risque de Rem = Rad X Q.

Le Rem a été remplacé par le Sv. Un Sv est égal à 100 Rem. [25-16]

III-5 La détection des rayons gamma dans notre laboratoire

Dans notre laboratoire, nous utilisons un détecteur NaI (Tl) de scintillation.

NaI (Tl) détecteur à scintillation

Un rayon gamma interagissant avec un scintillateur émet une impulsion de lumière, qui est converti 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 les frappent plusieurs fois chacun.

Les propriétés du matériau de scintillation nécessaire à un bon détecteur sont la transparence, la disponibilité en grande dimension, et une grande sortie de la lumière, proportionnelle à l'énergie des rayons gamma. Relativement peu de matériaux ont de bonnes propriétés pour les détecteurs. NaI activé au Thallium et CsI cristaux sont couramment utilisés.

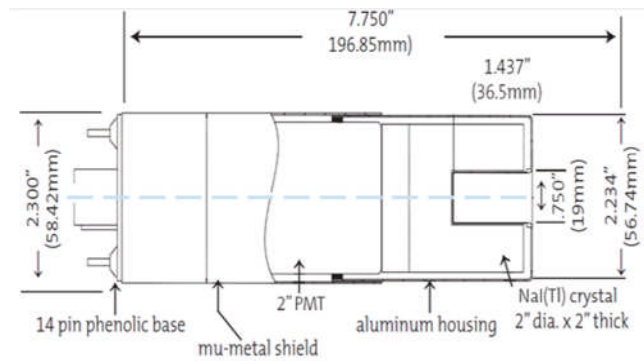
Le Z élevé d'iode dans NaI donne une bonne efficacité pour la détection de rayons gamma. Une petite quantité de Tl est ajoutée afin d'activer le cristal, de telle sorte que la désignation est généralement NaI (Tl) pour le cristal. Les meilleures gammes réalisables résolution de 7,5% -8,5% pour le 662 keV 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 de cristaux pour les mesures de rayons X dans lequel le détecteur est relativement mince (pour optimiser la résolution au détriment de l'efficacité à des énergies plus élevées), de gros cristaux avec de multiples phototubes. Cristaux construites avec un puits à permettre le comptage des échantillons des faibles géométries 4π presque sphérique sont également une configuration largement utilisé.

NaI est encore le matériau dominant pour la détection de rayons gamma, car elle permet une bonne résolution de rayons gamma et il est économique. [26]

La fin bien configuration est le plus efficace et elle est utilisée pour dosage radio-immunologique, les lingettes et échantillons de comptage. [33]

Typical End Well Crystal Models

Model	Crystal Size	PMT Size
2MW2/2	2" x 2"	2"
3MW3/3	3" x 3"	3"
3MW4/3	3" x 4"	3"



Model 2MW2/2

Figure III.4

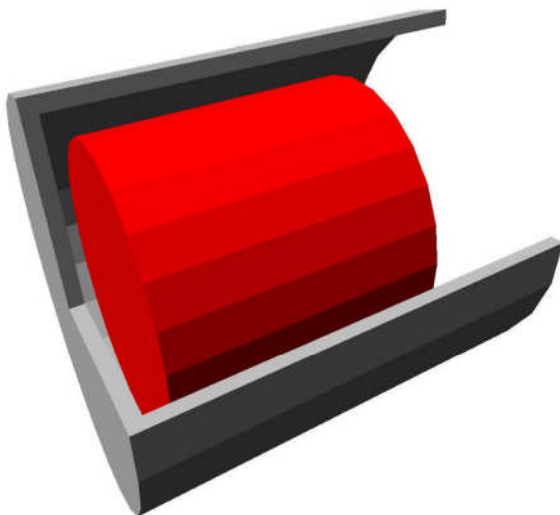


Figure III.5



Figure III.6

Figures III.4, III.5, III.6 Le détecteur NaI(Tl)

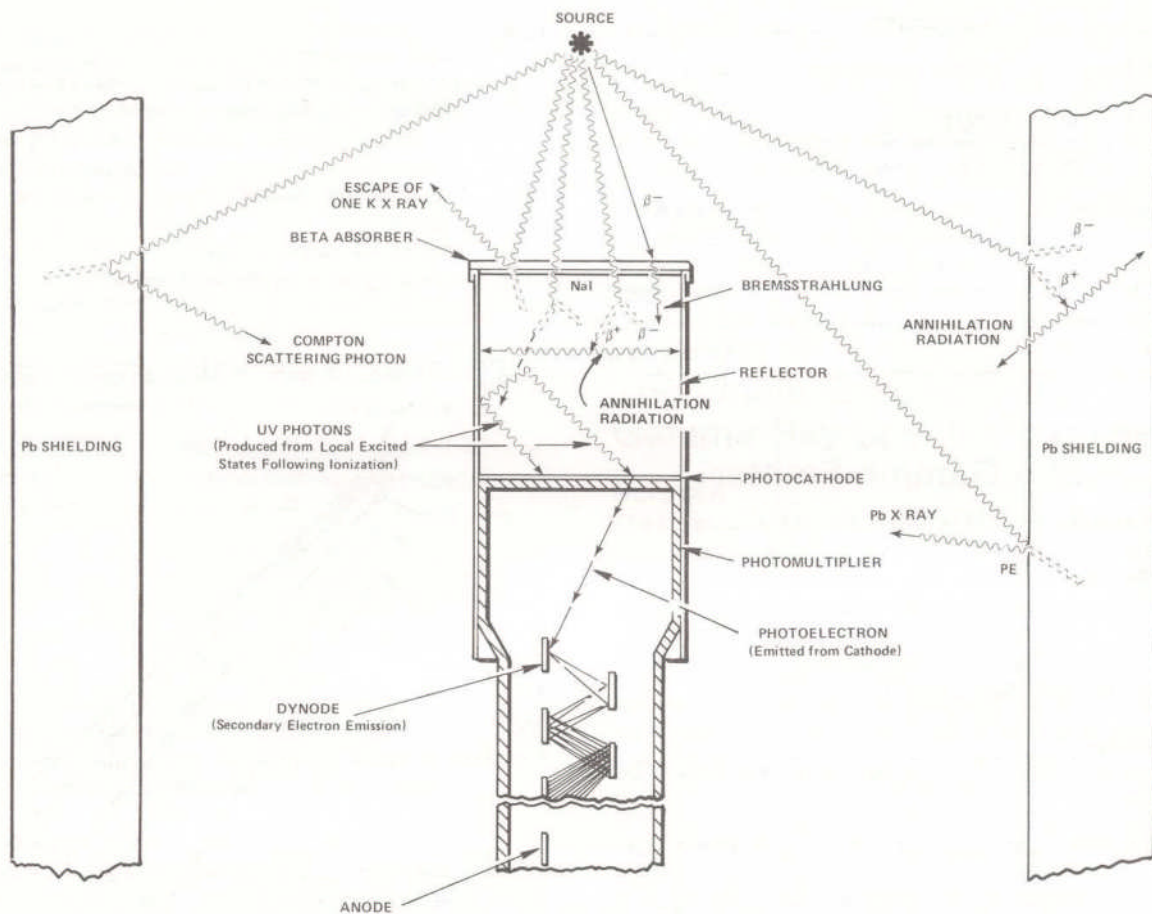


Figure III.7 Les différents événements place à proximité de source-Crystal détecteur-blindage.

III-6 L'analyse des spectres de 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 moins 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 peuvent être analysées directement dans l'ordinateur en utilisant un logiciel spécial, dans ce cas, un programme

appelé Génie 2000. Toutefois, l'identification des pics gamma par Génie 2000 requiert une bibliothèque nucléide avec des informations sur les énergies des points pour tous les radionucléides concernés.

En outre, le calcul d'activités nécessite des probabilités d'émission pour tous les pics pertinents. Ces informations doivent être fournies par l'opérateur. La nouvelle bibliothèque comprend tous les principaux nucléides émetteurs gamma par les chaînes de désintégration naturels ainsi que d'autres nombreux radionucléides qui peuvent être soupçonnés de se produire dans des 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.

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

III-6-1 Mesure de ^{238}U par spectrométrie gamma

^{238}U est le premier des radionucléides dans la chaîne de l'uranium important et il a été utilisé pour une large échelle des applications dans les études environnementales. Toutefois, en raison ^{238}U est un émetteur gamma très pauvres, des mesures directes de celle-ci sont impossibles dans les échantillons environnementaux. La probabilité d'émission pour la ligne de rayons 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 les quatre mois tout au plus, et donc ^{234}Th peut être adressée à la place. El-Daoushy et Hernández (2002) ont montré comment il est possible de faire des déterminations absolues précises de l'activité 234 ème dans les échantillons environnementaux. Au moment de conclure, à 92,5 keV on a un pic doublet est souvent perturbé par rayons X, qui dans la plupart des cas, il est 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 pic 63 keV. Ainsi, le pic 63 keV de ^{234}Th fournit un moyen de déterminer l'activité ^{238}U par 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.

Dans cette étude, le 63 keV pic a été utilisée pour déterminer les activités ^{238}U . Toutefois, aucune correction pour l'auto-absorption n'a été réalisée, ce qui pourrait conduire à une sous-estimation des activités ^{238}U dans les échantillons ayant une teneur élevée en minéraux.

III-6-2 ^{226}Ra mesure par spectrométrie gamma

^{226}Ra est un émetteur gamma avec sa ligne principale de gamma à 186,1 keV. Bien que la probabilité d'émission est assez faible, 3,516%, cette ligne serait dans de nombreux cas suffisant pour mesurer directement l'activité, si elle n'était pas pour le fait que ^{235}U dispose d'une marge de gamma chevauchant au 185,7 keV avec une probabilité d'émission de 57,25%. En général, on peut s'attendre à la fois ^{226}Ra et ^{235}U à être présents dans les échantillons environnementaux, de sorte que ces lignes ne peuvent pas être utilisées pour des mesures absolues.

Afin de mesurer ^{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 que certaines au moins ^{222}Rn est perdu, ce qui signifie que tout l'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 établi 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 de collecte 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 absolues. Ceci est important parce que les descendants du radon fournissent la meilleure façon de mesurer avec précision l'activité ^{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 ^{214}Pb est vraiment laïque équilibre avec ^{226}Ra . D'autre part, cela

permet la correction de l'ingérence dans le pic 185/186 keV de sorte que l'activité ^{235}U est accessible.

III-6-3 Mesure des autres nucléides de la chaîne de l'uranium par spectrométrie gamma

^{210}Pb peut être mesurée à l'aide de son pic de 46,5 keV, mais nécessite des corrections pour l'absorption dans certains cas. Cependant, aucune de ces corrections n'ont pas encore été faite pour ces mesures, ce qui pourrait conduire à une légère sous-estimation des activités ^{210}Pb , surtout dans les échantillons de gravier et d'argile.

Ils ont également été tentées mesures de deux autres membres importants de la chaîne de l'uranium, mais ces mesures sont incertaines et leur fiabilité reste à être testée. ^{230}Th a une petite crête (0,376%) à 67,67 keV, où il semble n'y 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 d'émission basse les précisions ne seront pas très bonnes, même si les temps de mesure qui sont utilisés, relativement longs. Si de meilleures mesures sont requises, la spectrométrie alpha doit être utilisée.

L'autre radionucléide est ^{234}U , qui a un petit pic à une probabilité d'émission 0,123% à 53,20 keV. En outre, il est recouvert par un pic (1,07%) 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 de l'uranium en comparaison avec radium à contribuer considérablement à ce pic. Depuis ^{214}Pb est facile de déterminer via d'autres lignes de gamma, l'ingérence dans ce pic peut être corrigé pour une activité ^{234}U approximative calculée. Toutefois, aucun exemple où ces méthodes ont été employées pour déterminer les activités ^{230}Th et ^{234}U ont été rencontrés dans la littérature. Par conséquent, leur fiabilité est sujette à caution jusqu'à une validation adéquate a été effectuée.

III-6-4 Mesure de nucléides de la chaîne de thorium par spectrométrie gamma

Comme cela a été décrit précédemment, il existe essentiellement trois radionucléides dans la chaîne du thorium qui sont intéressants dans ce genre d'études, ^{232}Th , ^{228}Ra et ^{228}Th . ^{232}Th a une petite ligne de gamma (63,81 keV), qui, cependant, est recouverte par la ligne 63.28 keV gamma 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 ligne de gamma 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 ^{232}Th par spectrométrie gamma.

^{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 lignes de gamma, mais la meilleure d'entre elles est sans doute la ligne 338.32keV. Dans les échantillons solides, il est possible d'utiliser plus d'un pic d'améliorer la précision des mesures. ^{228}Th , enfin, a un petit pic dans la région des rayons X (84.37 keV), ce qui rend impossible de mesurer directement. Lorsque la demi-vie du reste de thorium de la chaîne nucléide est bref, il est toutefois possible d'accéder à l'activité ^{228}Th par les filles, comme ^{212}Pb et ^{208}Tl , dont le premier est sans doute est le meilleur. En conséquence, ^{212}Pb est le radionucléide qui a été utilisé pour déterminer les activités ^{228}Th à ces mesures. Son pic de 238,63 keV a une probabilité d'émission très élevé (43,6%), ce qui permet une détermination précise même dans les petites et les échantillons relativement purs.

III-6-5 Mesure de la Chaîne des nucléides d'Actinium par spectrométrie gamma

Parmi les nucléides de la chaîne d'actinium c'est surtout ^{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 émissions de pics utiles et les interférences, et de l'autre partie à cause de leur faible abondance dans les échantillons environnementaux. Comme il a été mentionné précédemment, il est en fait une ligne 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 via 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. Le pic 143.76 keV est le sommet de la deuxième probabilité d'émission la plus élevée (10,96%), mais il faut être prudent sur l'interférence du pic 144.23 keV 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 via ^{227}Th , ^{223}Ra ou ^{219}Rn , mais aucune évaluation de ces possibilités a été rencontrée dans la littérature. ^{227}Th a une ligne de gamma à 235.96 keV avec une probabilité d'émission de 12,6%, ce qui est dangereusement proche de la ligne intensive 238.63 keV de gamma de ^{212}Pb , mais avec une bonne résolution en énergie, il devrait être possible d'effectuer des mesures fiables. ^{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 ligne 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 le pic encore plus petit pour déterminer les activités ^{231}Pa . Il est également possible de tester la fiabilité des mesures ^{231}Pa par comparaison entre ces trois radionucléides.

Chapitre IV

Les calculs

Chapitre IV

Les calculs

IV-1 Coefficient d'Atténuation

Le coefficient d'atténuation est défini comme une mesure de la diminution de l'intensité de rayons gamma à une énergie particulière provoquée par un absorbeur. [27] Les interactions photoélectriques sont dominants à faible consommation d'énergie, la diffusion Compton à des distances mi-énergie tandis que la production de paire est dominant à haute énergie. Dans la région de faible énergie, des discontinuités dans la courbe photoélectrique apparaissent à des énergies de rayons gamma, ce qui correspond à des énergies de liaison des électrons dans les différentes coquilles de l'atome absorbeur. Le bord se trouvant plus dans l'énergie correspond à la couche K des électrons. Pour des énergies de rayons gamma légèrement au-dessus du bord, l'énergie des photons est juste suffisante pour subir une interaction photoélectrique dans laquelle l'électron de la couche K est éjecté de l'atome. Pour des rayons gamma au-dessous du bord de ce processus n'est plus énergiquement que possible, et donc la probabilité d'interaction chute brusquement. Bords d'absorption similaires se produisent à des énergies plus faibles pour le L, M, coquilles d'électrons de l'atome. [28]

La section σ_{tot} total de l'interaction atome photon peut s'écrire :

$$\sigma_{\text{tot}} = \sigma_{\text{pe}} + \sigma_{\text{pp}} + \sigma_{\text{inc}} + \sigma_{\text{c}} \quad (21)$$

où σ_{pe} , σ_{pp} et $(\sigma_{\text{inc}}, \sigma_{\text{c}})$ sont respectivement des sections transversales pour l'absorption photoélectrique, la production de paires et effet Compton [29].

Les tableaux actuels du coefficient d'atténuation de masse μ / ρ s'appuient sur des valeurs théoriques pour la section totale par atome, qui est liée à μ / ρ selon :

$$\mu/\rho [\text{cm}^2/\text{g}] = \sigma_{\text{tot}}[\text{cm}^2/\text{atom}] / (\mu[\text{g}].A) \quad (22)$$

$u = (1,67 \times 10^{-24} \text{ g})$ est l'unité de masse atomique, et A est la masse atomique relative de l'élément de cible.

En multipliant le coefficient d'atténuation massique μ / ρ par la densité ρ du matériau, le résultat sera le coefficient d'atténuation linéaire μ .

IV-2 Le coefficient d'atténuation de masse

Le coefficient d'atténuation linéaire est le coefficient d'absorption plus simple de mesurer expérimentalement, mais il n'est généralement pas compilé en raison de sa dépendance à la densité du matériau absorbant. 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.

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 masse volumique apparente de la matière absorbante. Toutefois, pour un matériau donné, le rapport entre la densité d'électrons de la masse volumique apparente est une constante, Z / A , indépendante de la densité en bloc.

Le rapport entre le coefficient d'atténuation linéaire et la masse volumique est appelé le coefficient d'atténuation de masse 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 penser que c'est la section efficace d'électrons par unité de masse de l'absorbeur.

La section transversale est la probabilité d'un rayon gamma en interaction avec un seul atome. En utilisant le coefficient d'atténuation de masse,

$$I = I_0 e^{-\mu \rho L} = I_0 e^{-\mu X} \quad (23)$$

Où $X = \rho L$.

Le coefficient d'atténuation de masse est indépendante de la densité de l'exemple mentionné ci-dessus, l'eau, la glace et de la vapeur ont tous la même valeur de μ . Ce coefficient est plus couramment sous forme de tableau que le coefficient d'atténuation linéaire, car il quantifie la probabilité d'interaction des rayons gamma d'un élément individuel. L'équation (24) est utilisée pour calculer le coefficient d'atténuation massique pour des matériaux composites

$$\mu = \sum \mu_i w_i \quad (24)$$

Où

μ_i = coefficient d'atténuation massique du ième élément.

w_i = fraction du poids du ième élément. [31-32]

Tableau IV.1 μ/ρ de sodium

Sodium
Z = 11

	Energy (MeV)	μ/ρ (cm ² /g)	μ_{en}/ρ (cm ² /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
K	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

Tableau IV.2 μ/ρ d'Aluminium.

Aluminum
Z = 13

	Energy (MeV)	μ/ρ (cm ² /g)	μ_{en}/ρ (cm ² /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
K	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

Tableau IV.3 μ/ρ d'Iodine.

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
M1	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
L3	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
L2	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
L1	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
K	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

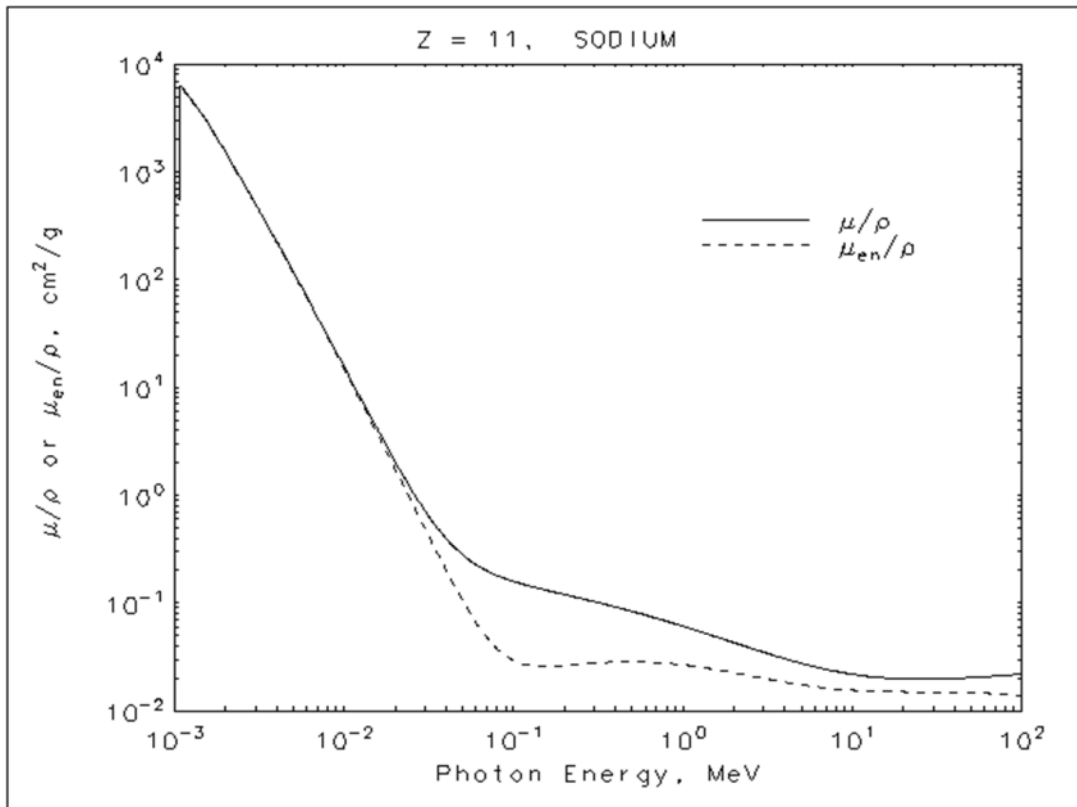


Figure IV.1 Le graphe μ/ρ de Sodium

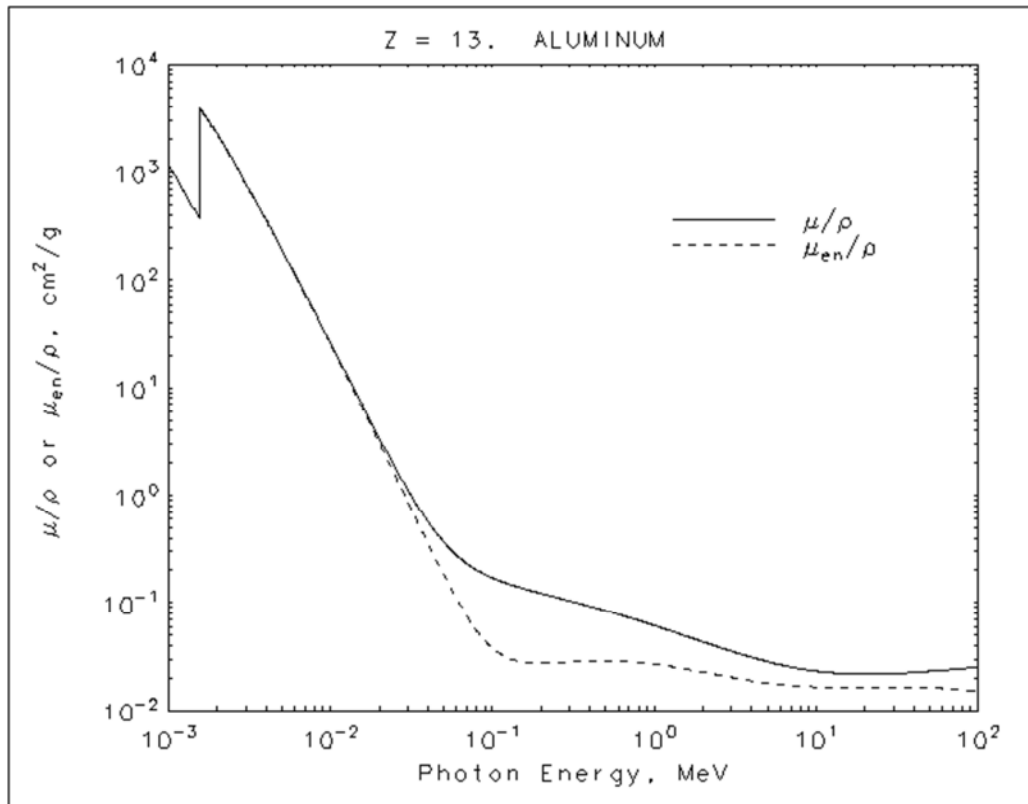


Figure IV.2 Le graphe μ/ρ d'Aluminium

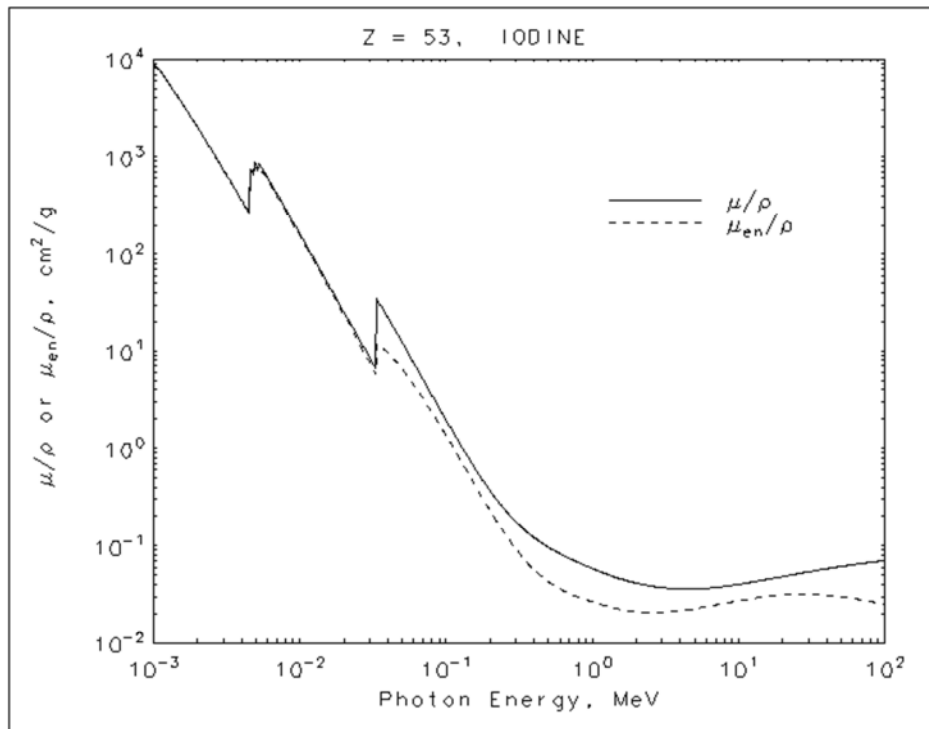


Figure IV.3 Le graphe μ/ρ d'Iodine

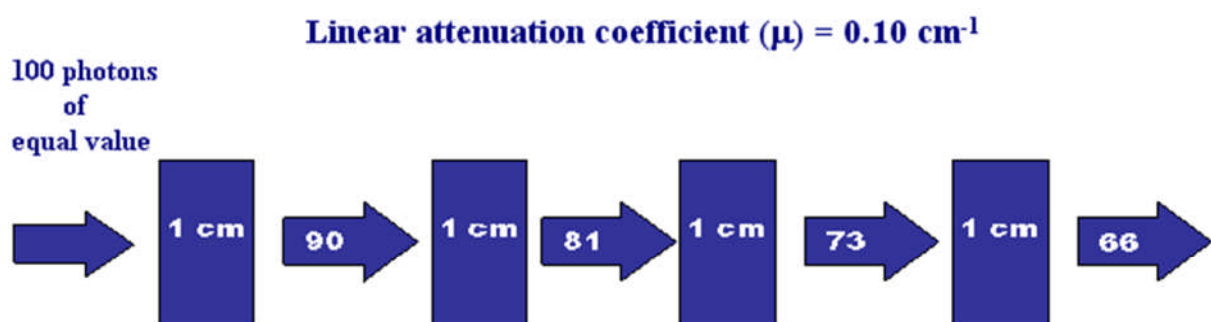


Figure IV.4 Le coefficient d'atténuation linéaire.

Table IV.4 coefficient d'atténuation de masse.

U-238 A	Gamma Energy KeV	Probab. %		$\mu_1(\text{Na})$ Cm ² /g W ₁ =0.153	$\mu_2(\text{I})$ Cm ² /gW $z=$ 8.1466	$\sum \mu_i \cdot w_i$ μ_m .cal. (NaI) *	μ_m .ref.(NaI) _{NIS} **	μ_m .ref. (NaI) _{LOWE} NERGIES	μ_m .mean (NaI) average	μ_i (NaI) = $\mu_m \cdot \rho$ $\rho = 3.67$ g/cm ³	$\mu_i(\text{NaI})$ average	$\mu_i(\text{Al})$ 1/cm _{NIST}	$\mu_i(\text{Al})$ average	
226 Ra	186.1*	0.0351	1	0.123	0.50	0.4188	0.425	1.45	0.420	1.541	1.541	0.343	0.343	
		0.0712		0.110	0.25	0.2173	0.278	0	0.245	0.899	0.860	0.310	0.295	
	241.98	0.1815		0.102	0.163	0.1486	0.153	0.86	0.151	0.554	0.629	0.290	0.280	
		0.0351		0.095	0.130	0.1151	0.130	0	0.122	0.448	0.480	0.260	0.260	
	295.21	0.441		0.077	0.079	0.0762	0.078	0.62	0.077	0.283	0.283	0.205	0.205	
		0.0476		0.069	0.070	0.0675	0.068	9	0.068	0.249	0.249	0.188	0.190	
	351.92				0.244	11.2	9.1874	10.40	0.48	9.89	36.30		0.96	
	609.31													
	768.63													
	49.5*													
214 pb mean	295.1 325.0 351.93	19.24% 37.2 % 35.34%		0.102 0.099	0.160 0.145	0.1456 0.1331	0.153 0.142	0.62 9 0.53 0	0.149 0.138	0.547 0.506	0.629 0.530	0.29 0.28	0.280 0.270	
214 Bi	609.3	46.36%		0.077	0.079	0.0762	0.078		0.077	0.283	0.283	0.205	0.205	
214 Bi	1764.	15.8%		0.046	0.043	0.0420	0.043		0.043	0.158	0.158	0.126	0.126	
214 Bi	5	15.1 %		0.057	0.053	0.0520	0.051		0.051	0.187	0.187	0.156	0.156	
214 Bi	1120. 3													
234 mPa	1001. 1	0.6%		0.060	0.057	0.0558	0.057		0.056	0.206	0.206	0.165	0.165	
234 Th	63.28	4.47%	2	0.200	7.32	6.016	6.100	20.9	6.05	22.20		0.71		
	92.37*	2.60%		0.155	2.60	2.1477	2.220	46 7.40 0	2.18	8.000		0.49		
	46.5	4.25% %									1.578 1.872	0.345 0.385	0.345 0.385	
235 U	185.7	57.25%	3	0.125	0.51	0.4360	0.425	1.46	0.43	1.578	same	0.193	0.193	
	0	10.96%		0.128	0.60	0.5096	0.516	0	0.51	1.872				
	143.7*							2.40 0						
											Same 0.600 0.866	0.43 0.285 0.293	0.275 0.300	
232 Th	B										0300 same	0.215 0.054	0.215	
228 Ac	338.3*	11.40% 27.7 %		0.097	0.151	0.1379	0.140	0.50	0.139	0.510	Up	0.274		
		5.2 %		0.065	0.060	0.0589	0.062	0	0.060	0.220	Same	0.175		
	911.2 969.8			0.062	0.058	0.0565	0.059		0.058	0.213	same	0.172		
224 Ra											0.156			
212 Bi	727.0 0	11.8 %		0.075	0.072	0.0709	0.071			0.257		0.145		

212 Pb	115.1 8 300.0 9 238.6 *	0.62 % 3.40 % 43.6%	4	0.146 0.101 0.117	1.800 0.162 0.150	1.4913 0.1475 0.2200	1.500 0.153 0.190	4.30 0 0.60 0 0.86 6	1.495 0.150 0.205	5.487 0.550 0.752		0.210 0.183	
208 Tl Fro m2	583.2 0 2615*	84.5% 99.79%	5	0.079 0.038	0.080 0.039	0.0731 0.0378	0.081 0.038		0.077 0.038	0.283 0.140		0.196	
228 Th	212Pb 2615T l	238.63		0.117	0.158	0.1469	0.190	0.86 6	0.169	0.620		0.137	
228 Ra	338.3 2 911.0 7 969.1 1	0.1126 0.266 0.1623		0.097 0.065 0.062	0.151 0.060 0.058	0.1372 0.0589 0.0565	0.140 0.062 0.059	0.50 0	0.139 0.060 0.058	0.510 0.220 0.213			
60C o	1173	100 %		0.057	0.055	0.0527	0.054		0.0530	0.195			
60C o	1332	100 %		0.052	0.050	0.0488	0.050		0.0495	0.182			
134 Cs	604.7 795.5	97.1% 85.4%		0.077 0.067	0.079 0.065	0.0763 0.0649	0.079 0.065		0.078 0.065	0.286 0.239			
137 Cs	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	0.146 8			

Note :

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 Efficacité de NaI [27]

L'efficacité de comptage du détecteur (DE) concerne la quantité de rayonnement émis par une source radioactive à la quantité mesurée dans le détecteur. Le DE peut être utilisé pour calculer le taux de comptage prévue dans un détecteur lorsque l'intensité de la source est connue ou à calculer l'intensité de la source, en mesurant le taux de comptage dans le

détecteur. Le DE est le rapport de taux de comptage observé ou mesuré (ou les événements totales dans un intervalle de temps connu) à le taux de comptage (ou les événements au total) émis par la source de rayonnement.

$$DE = D / N \quad (25)$$

Où:

DE = l'efficacité du détecteur.

D = le nombre de photons comptés dans le détecteur.

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 dans le détecteur photo-électrique, d est le nombre net dans le pic photoélectrique de cette énergie. Pour un détecteur NaI(Tl), les événements photoélectriques sont majoritaires pour des photons de 100 keV ou moins d'énergie. Au-dessus de 100 keV, les événements Compton deviennent appréciables et surtout à 2 MeV, les événements de production de paires deviennent appréciables. Pour ces cas, de l'énergie, il est nécessaire de connaître la fraction des événements dans le photoélectrique ou le rapport de la crête-à-total R de sorte que les comptages nets dans le photoélectrique P peuvent être liés à l'ensemble des chefs d'accusation dans le détecteur.

$$R = P / D \quad (26)$$

où:

R = le rapport crête-à-totale.

P = le nombre de coups dans le photoélectrique.

Ainsi, D est déterminée à partir du nombre de chiffres dans le pic photoélectrique divisé par le rapport pic-à-totale.

$$D = P / R \quad (27)$$

D peut également être obtenu en comptant toutes les impulsions au-dessus du seuil de bruit d'un échantillon en position, puis en comptant toutes les impulsions avec aucun échantillon en place. D est alors obtenu en soustrayant les deux séries de comptes totaux. Cette dernière technique est utilisée seulement quand aucune information sur l'énergie ou la discrimination 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.

IV-2-2 Calcul de N :

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

$$1 \text{ Ci} = 3,7 \times 10^E 10 \text{ dps}$$

N peut être calculé à partir de l'activité A en multipliant la fraction de ramification 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 total de ramification TB, qui est le produit de BF et BR, sont proposée.

$$N = BR \text{ BF } \times L \times P \times A \quad (28)$$

ou

$$N = TB \times T \times A \quad (29)$$

où:

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

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

TB = ratio total de ramification (TB = BF x BR),

T = l'intervalle total de temps de comptage en secondes,

A = l'activité en dps.

A titre d'exemple, considérons l'émission de 662 keV à partir de 10 pCi, source de ^{137}Cs en 1 seconde.

$$10 \text{ pCi} = 10 \times 10^{-6} \times 3,7 \times 10^{+10} = 3,7 \times 10^{+5} \text{ dps}$$

$$BR = 0,944$$

$$BF = 0,9011$$

$$T = 1s$$

En substituant en $N = BR BF \times L \times P \times A$ donne après le résultat pour le nombre total de 662 photons keV émis:

$$N = 0,944 \times 0,9011 \times 1s \times 3,7 \times 10^{+5} = \text{dps}$$

$$3,15 \times 10^{+5} \text{ photons de } 662 \text{ keV}$$

Ainsi, à 10 pCi de source ^{137}Cs émet de 315.000 par les photons 662 keV à chaque seconde.

IV-2-3 Source de désintégration

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

$$A = A_0 \exp - (t / \tau) \tag{30}$$

où:

A = l'activité lorsqu'il est étalonné

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

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

(moyenne-vie = demi-vie x 1,4427).

A titre d'exemple, le ^{137}Cs a une demi-vie de 30,07 années. Si l'intensité de la source a été calibré 7,5 ans, alors $t = 7,5$ ans, $\tau = 30,07$ années x 1,4427 ou 43,38 années et

$$A / A_0 = \text{Exp} - (7,5 / 43,38) = 0,84 \tag{31}$$

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

IV-2-4 Calcul DE

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

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

I = la fraction des photons émis par les matériaux interposés 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 de lumière 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.

Exemple de cylindre circulaire droit

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

$$G = (\pi r^2) / (4 \pi R^2) \tag{32}$$

où:

πr^2 = aire de la face de détecteur, et $4\pi R^2$ = surface de la sphère avec un rayon égal à la distance source-détecteur

$$G = (\pi \times 1 \text{ po} \times 1 \text{ po}) / (4 \times \pi \times 4 \text{ po} \times 4 \text{ po})$$

$$G = 0,0156$$

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 d'avantage de facteurs dans l'équation suivante:

$$I = \exp - (\mu_1 \times d_1) \times \exp - (\mu_2 \times d_2) \tag{33}$$

où:

$\mu_1 = 1,0 \text{ E-4 cm}^{-1}$, coefficient d'atténuation d'air pour les photons 662 keV,

$\mu_2 = 0,20 \text{ cm}^{-1}$, coefficient d'atténuation d'aluminium pour les photons 662 keV,

$d_1 = 10 \text{ cm}$ (4 pouces), la distance parcourue dans l'air,

$d_2 = 0,05 \text{ cm}$ (0,020 pouce), l'épaisseur de récipient en aluminium

$$I = (0,999) \times (0,990) = 0,99$$

Dans ce cas, en intervenant l'atténuation des matériaux n'est qu'un effet de 1%. (Si les photons d'énergie sont plus faibles, les pertes seraient plus, par exemple, pour 60 keV, $I = (0,97) \times (0,9980) = 0,97$).

La fraction des photons absorbés par le détecteur de M est calculée en soustrayant la fraction qui passe à travers le détecteur :

$$M = 1 - \exp(-\mu \times P) \quad (34)$$

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

$d = 5 \text{ cm}$ (2 pouces), la distance voyagé en NaI (Tl) .

$$M = 1 - 0,223 = 0,777$$

Ensuite, l'efficacité du détecteur devient:

$$DE = G \times I \times M \quad (35)$$

$$= 0,0156 \times (0,99) \times (0,777) = 0,0120 \text{ ou } 1,2\%$$

Ainsi, un détecteur 2 x 2 NaI (Tl) ne peut compter que 1,2% du rayonnement émis par une source ponctuelle de rayonnement 4 pouces de distance. Les événements Compton se sont tous les événements y compris. Si seulement l'événement de pic photoélectrique est désiré, alors le nombre est réduit par le rapport crête-à-totale ($R \sim 0,26$) à seulement 0,4%.

Exemple d'un détecteur :

Considérons un détecteur de 2 pouces-2 pouces NaI (Tl) diamètre de haut avec un diamètre de 0,75 pouce de 1,44 pouce puits profond. Une source 60 keV de ^{241}Am est en le fond du puits. Dans ce cas, il est plus facile pour calculer la fraction de l'espace sous-tendu et ensuite à soustraire cette valeur à partir de 1 pour obtenir la fraction G-tendu.

La fraction non-tendu est la zone de le trou de diamètre 0,75 à la fin de l'un et distance de 1,44 pouces:

$$1 - G = (\pi r^2) / (4\pi R^2) \quad (36)$$

où:

πr^2 = aire du trou en face du détecteur , et

$4\pi R^2$ = surface de la sphère avec un rayon égal à la distance de la source du trou.

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

$$1 - G = 0,0170, \text{ et } G = 0,983$$

Cela sous-tend détecteur ou intercepte 98% de tous l'espace.

Pour le calcul de I, nous ne considérons que les effets de 0,010 pouce de revêtement en aluminium ainsi. Pour plus des matériaux, il existe tout simplement, plus des facteurs dans l'équation:

$$I = \exp - (\mu \times d) \mu \quad (37)$$

Ou :

$\mu = 0.7 \text{ cm}^{-1}$, le coefficient d'atténuation.

$d = 0.025 \text{ cm}$ (0.010 pouce), l'épaisseur de récipient d'aluminium.

$$I = (0.983)$$

Dans ce cas l'atténuation par les matériels intervenus, est uniquement d'effet de 1.7%.

La fraction des photons absorbés par le détecteur M est calculée par la soustraction de la fraction qui passe à travers le détecteur à partir de 1

$$M = 1 - \exp - (\mu \times d) \quad (38)$$

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

$d = 1,422 \text{ cm}$ (0,56 pouce), le minimum de la distance parcourue en NaI (Tl) à le fond du puits,

$$M = 1 - 0,0 = 1,0$$

Ensuite, l'efficacité du détecteur devient:

$$DE = G \times I \times M \quad (39)$$

$$= 0,983 \times (0,983) \times (1,0)$$

$$= 0,966 \text{ ou } 97\% \text{ d'efficacité à } 60 \text{ keV.}$$

Chapitre V

Résultats et Discussions

Chapitre V

Résultats et Discussions

V-1 les concentrations d'activité

Le calcul d'efficacité de comptage du détecteur a été effectué par l'utilisation de formules empiriques dans le chapitre précédent et les valeurs de coefficients d'atténuation linéaire et de masse pour le sodium-iodure de cristal (NaI) et l'aluminium (Al-comme un conteneur).

$$DE = G \times I \times M \quad (40)$$

$$G = 0.983, I = e^{-\mu \cdot th}, M = 1 - e^{-\mu \cdot d} \quad (41)$$

Dans les spectres des échantillons de ciment obtenu, il était possible d'identifier clairement les nombreuses lignes de radionucléides, certaines d'entre elles nous montrent un intérêt pour l'étude, qui est indiqués dans le tableau (V.3) Parallèlement à ce travail, nous utilisons le tableau publié (V.4) pour la comparaison.

Les concentrations d'activité des radionucléides ^{40}K , ^{232}Th , ^{238}U et ^{226}Ra ont été calculés en utilisant les photo-pics détectés dans les spectres. Depuis équilibre séculaire a été conclu entre ^{232}Th et ^{238}U et leurs produits de désintégration, la concentration d'activité de ^{232}Th a été déterminé à partir des concentrations d'activité moyenne pondérée des photo-pics détectés de ^{228}Ac à 911,20 et 969,80 keV, et la concentration de l'activité de ^{238}U a été déterminé à partir des concentrations d'activité moyenne pondérée des photo-pics détectés de ^{214}Bi à 609,32 et 1764,30 keV. Le pic des rayons gamma à 1460,8 keV de ^{40}K et 186.10 keV 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 de ^{226}Ra dans la chaîne de désintégration de ^{238}U n'a pas été utilisée pour la concentration de l'activité du radionucléide ^{238}U , car il peu t avoir une concentration légèrement différente de celle du ^{238}U radionucléide. Cela est dû à la séparation qui peut exister entre ses mères ^{230}Th et ^{238}U et aussi en raison du fait que ^{226}Ra a une plus grande mobilité dans l'environnement. [34]

Pour le calcul d'activité de concentration d'U-238, Th-232 et K-40, nous utilisons nos valeurs de coefficients d'atténuation (chapitre IV) pour déterminer l'efficacité du détecteur NaI (TI) 2x2 pour chaque ligne d'énergie. Après cela, nous utilisons l'expression suivante:

$$A \text{ (Bq/Kg)} = (N_s - N_{Bg}) / T \cdot \xi \cdot I \cdot m \quad (42)$$

Où: T (temps en seconde) = 86400s

(Ns - NBG) est le nombre d'échantillon moins le nombre seulement avec le fond.

L'efficacité de comptage (en fraction) de détecteur de l'énergie gamma mesurée (ξ), (I) est l'intensité de l'émission gamma mesurée, et (m) est la masse de l'échantillon détectée en Kg.

Tableaux et figure

Tableau V.1 Le calcul de l'efficacité

Radio nucléides	Séries désintégration	Energie de Photo-pic	I	M	G	DE	
<i>Ra</i> ²²⁶	<i>Bi</i> ²¹⁴	609.3	0,99488811	0,32967995	0.983	0,32241876	
		1120.3	0,9961076	0,23356087	0.983	0, 22869668	
		1764.5	0,99685496	0,20148378	0.983	0,19743565	
	<i>Pb</i> ²¹⁴	295.2	0,99302444	0,4088373	0.983	0,57705935	
		325	0,99327273	0,47064085	0.983	0,51685944	
<i>Th</i> ²³²	<i>Pb</i> ²¹²	238.6	0,99252805	0,29186848	0.983	0,69089212	
		<i>Ac</i> ²²⁸	338.3	0,9933969	0,48432457	0.983	0,50356178
			911.6	0,99565945	0,73124991	0.983	0,26303464
	969.1	0,99573412	0,7385991	0.983	0,25586094		
		<i>Tl</i> ²⁰⁸	583	0,99463942	0,65272459	0.983	0,33954178
	2614		0,99865091	0,81873075	0.983	0,17794728	
	<i>Bi</i> ²¹²	727	0,99508711	0,69419665	0.983	0,29912785	
<i>K</i> ⁴⁰		1460.8	0,99658086	0,81139524	0.983	0,18476458	
<i>Cs</i> ¹³⁷		661.7	0,99511199	0,68113143	0.983	0,31191567	
<i>Co</i> ⁶⁰		1173.2	0,9961076	0,7580545	0.983	0,23690669	
		1332.5	0,99638156	0,77182302	0.983	0,22348636	
<i>U</i> ²³⁵		143.8	0,99042117	0,06994822	0.983	0,90548354	
		163.33	–	–	0.983	–	
		185.7	0,99141209	0,1064585	0.983	0,87080809	

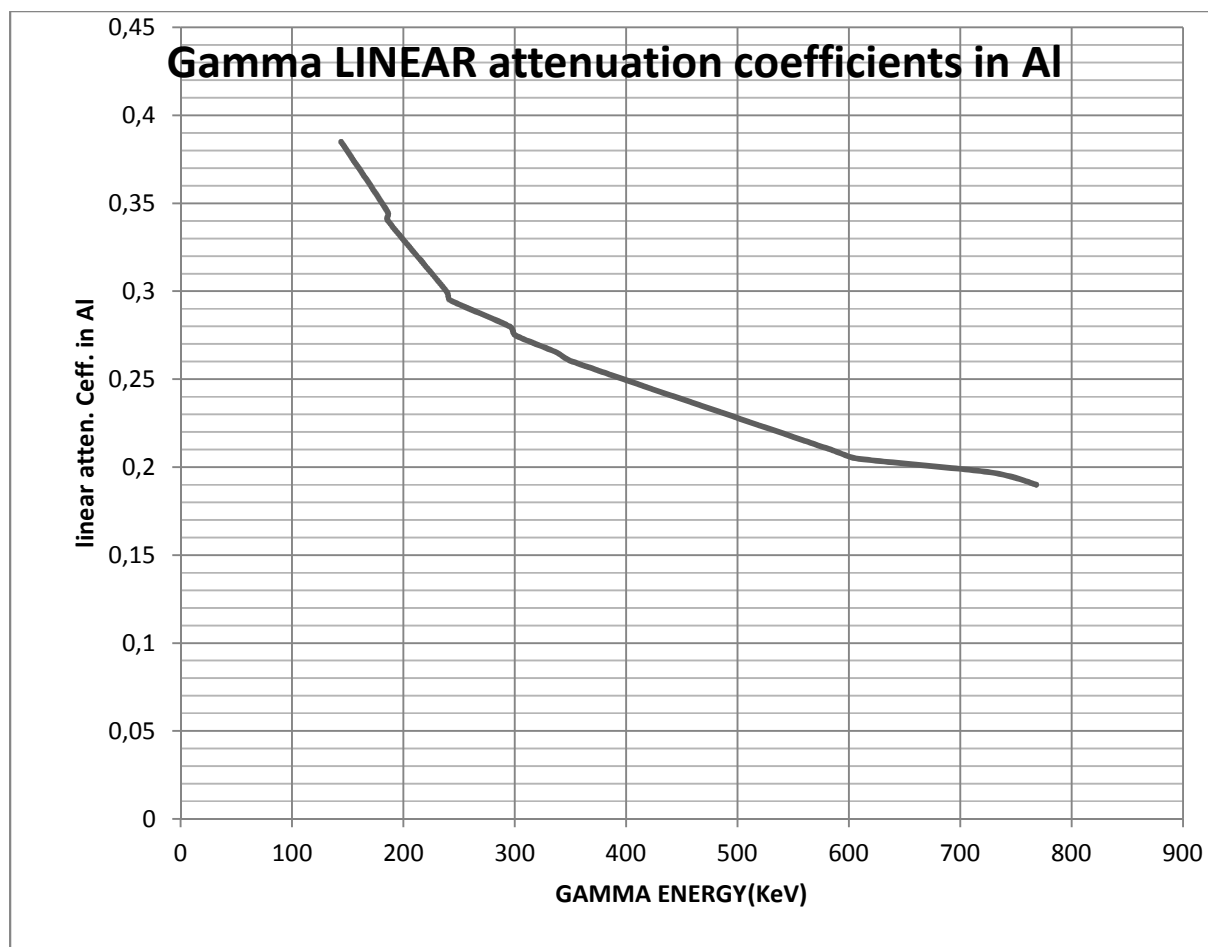


Figure V.1 Le Graphe de Gamma coefficient d'atténuation linère dans Al.

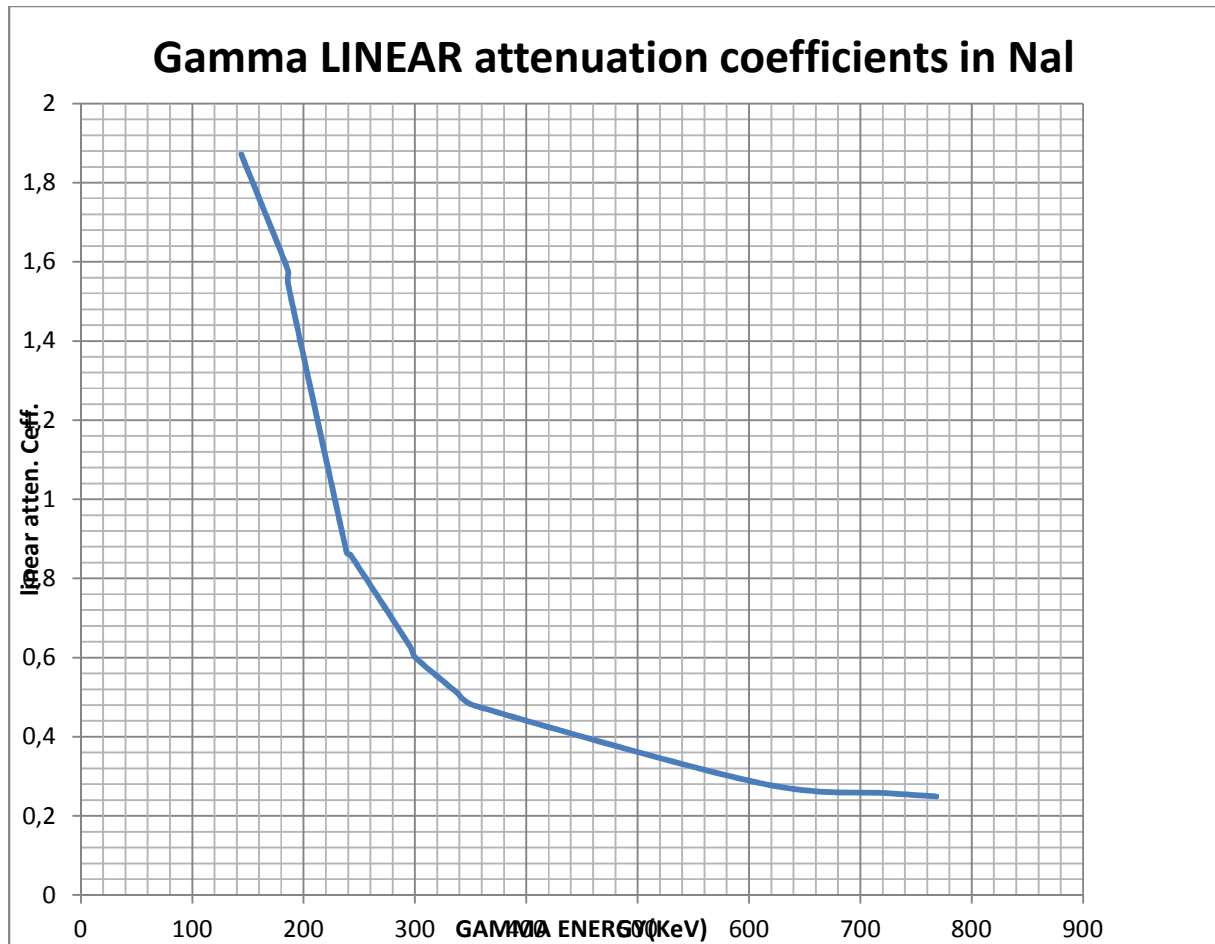


Figure V.2 Le Graphe de Gamma coefficients atténuation linéaire dans NaI

Les spectres gamma de Canberra spectacle du système dans les séries de lignes d'énergie précédents avec de petites intensités, ce qui ne nous donne pas de taux de comptage efficace pour notre calcul.

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

Par conséquent, la concentration de l'activité de ^{214}Bi (déterminée à partir de, 609.3 1120.4 1760 keV ligne gamma-ray) a été choisi pour fournir une estimation de ^{226}Ra . ^{40}K a été déterminée en mesurant les rayons gamma 1460,8 KeV émis lors de la désintégration de ^{40}K . Enfin ^{137}Cs a également été quantifiée (par la recherche de 661,7 KeV) que cet isotope est un indicateur de la contamination environnementale potentielle due aux accidents nucléaires et armes tests. ^{60}Co a été déterminée par ses deux lignes d'énergie (1173KeV et 1332.5KeV).

Tableau V.2 Le nombre de coups (ciment de Beni Saf)

Radio nucléides	Séries désintégration	Energie Photo-pic	Nombre de Coups					
			Test 1 m=7.9906g		Test 2 m=8.6125g		Test 3 m=10.397g	
			Back1	Sample1	Back2	Sample 2	Back 3	Sampl e3
Ra^{226}	Bi^{214}	609	–	–	–	–	–	–
		1120.3	48	37	40	37	34	44
		1764.5	49-52-54	42-43-50	47-42-43	53-46-43	55-37-39	41-32-42
	Pb^{214}	295.2	69-74	75-64	57-68	62-63	69-58	62-60
		351.9	62	57	69	44	59	51
Th^{232}	Pb^{212}	238 .6	63-63	55-55	69-77	57-56	53-69	63-55
		Ac^{228}	338.3	79	70	53	71	63
	Tl^{208}	911.6	47-50	53-65	68-75	48-50	53-47	52-53
		969.1	62	44	55	48	51	58
		583	–	–	–	–	–	–
	Bi^{212}	2614	–	–	–	–	–	–
		727.3						
K^{40}	1460	47-39	44-34	55-53	40-26	37-41	42-31	
Cs^{137}	661.7	22-30	24-26	26-36	32-31	29-35	29-32	
Co^{60}	1173.2	45-45	37-33	41-34	41-33	35-32	32-50	
	1332.5	50-39-46	48-41-43	41-36-38	32-51-34	42-26-38	34-29-37	
U^{235}	143.8	61	73	76	73	80	74	
	163.33	–	–	–	–	–	–	
	185.2	64	75	81	67	70	61	

Le tableau (V.3) donne les concentrations d'activité de la série de ^{232}Th , la série de ^{238}U , ^{40}K , ^{235}U , ^{137}Cs , et ^{60}Co en $Bq.kg^{-1}$. Les mesures spectrales ont clairement révélé la présence de thorium dans tous les échantillons. Les pics de photo-spectrales observées à 238.6, 911.2, et 727,3 keV étaient dues aux produits de filiation de série de ^{232}Th , ^{212}Pb , ^{228}Ac , et ^{212}Bi respectivement.

Le calcul des concentrations de l'activité par la formule ci-dessus et taux de comptage pour les radionucléides retenus est effectué comme indiqué le tableau (V.2).

Tableau V.3 concentrations de radionucléides dans du ciment de Beni Saf

Radio-nucléides	Séries désintégration	Energie de Photo-pic	concentrations des radionucléides dans le Cément de Beni saf			
			Test 1	Test 2	Test 3	
Ra^{226}	Bi^{214}	609	-	-	-	
		1120.3	-	-	0,32441565	
		1764.5	-	0,34296917	0,10635342	
	Pb^{214}	295.2	0,07828259	0,06060832	0,02004737	
Ra^{226}		186.10	0,14304786	-	0,18316544	
Th^{232}	Pb^{212}	115.18	4,08591982	2,23300269	3,13908648	
		Ac^{228}	338.3	-	0,42572496	-
			911.6	0,29822086	-	0,09164556
	Tl^{208}	969.1	-	-	0,18794551	
		583	-	-	-	
	Bi^{212}	2614	-	-	-	
		727.3	-	0,38128432	-	
K^{40}		1460.8	-	-	0,28251857	
Cs^{137}		661.7	0,01092731	0,03045671	-	
Co^{60}	1173.2	-	-	0,08464136		
	1332.5	0,01296567	0,09034508	0,08464136		
U^{235}	143.8	0,17515785	-	-		
	163.33	-	-	-		
	185.175	0,03198996	-	-		

Pour la comparaison en utilisant le tableau suivant pour vérifier nos résultats avec les résultats à l'échelle mondiale.

Tableau V.4 Comparaison entre les concentrations d'activité de nos matériaux de construction à celle des autres pays du monde.

Les pays	K-40 (Bq kg ⁻¹)	U-238 (Bq kg ⁻¹)	Th-232 (Bq kg ⁻¹)	Références
Cameron	277±16	27±4	15±1	[35]
Finlande	241	44	26	[36]
Norvège	241	30	18	[36]
Suède	241	55	47	[36]
U.K.	155	22	18	[36]
Hong Kong	127	19.2	18.9	[37]
Brazil	564	61.7	58.5	[38]
Bangladech	329.0±22.4	62.3±9.7	59.4±7.4	[39]
Malaysia	832 ± 69	51 ± 1.0	23 ± 1.0	[40]
Poland	495	74	72	[41]
Bangladesh	523	29.7	54.3	[42]
Algérie	422±3	41 ± 7	27±3	[43]
Italie	218 ± 248	38 ± 14	22 ± 14	[44]
Zambie	134 ± 13	23 ± 2	32 ± 3	[45]
Inde	432.2	37	24.1	[46]
Egypte	60.2	5.44	3.89	[47]
Egypte	48.6 ± 4	31.3 ± 3.6	11.1 ± 1.1	[48]
Egypte	82 ± 4.1	36.6 ± 4.4	43.2 ± 2.2	[4]
K.S.A	86±4	38.4 ±3.8	45.3±1.2	[49]
Vietnam	243.5 ± 62.2	39.86 ± 17.43	25.46 ± 4.69	[50]
Limite	737	46	21	[51]
Algérie	0,28251857	0.29571	1.0509	Travail actuel

Discussion:

1) L'étude a démontré que la concentration de l'activité pour le ciment 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.4 qui est réalisé spécial dans ce travail. La comparaison montre une différence.

3) Le tableau V.4 compare la valeur comptable de l'activité de radionucléides pour les matériaux de construction sélectionnés, obtenus dans d'autres pays avec ceux déterminés dans cette étude. Comme le montre le tableau, la radioactivité des matériaux de construction varie d'un pays à l'autre. Il était important de souligner que ces valeurs ne sont pas les valeurs représentatives pour les pays mentionnés, mais pour les régions d'où les échantillons ont été prélevés.

4) Le radium, le thorium et le potassium ne sont pas répartis uniformément dans le sol ou de roches, dont les matériaux de construction sont issus, mais la radioactivité varie souvent considérablement, sur une distance de quelques mètres. Les valeurs mesurées de radium et de thorium contenu ne montrent que la radioactivité moyenne du ciment de la région de Beni Saf.

CONCLUSION GENERALE

Conclusion générale

Conclusion

Le ciment est un matériau de construction important pour les maisons et bâtiments dans les zones urbaines de l'Algérie. Il est utilisé pour les blocs et la fabrication du béton ainsi que pour plâtrer les murs des bâtiments, ce qui fait de briques. Cependant, des informations détaillées sur les activités spécifiques de ^{226}Ra , ^{232}Th et ^{40}K dans le ciment utilisé en Algérie n'est pas disponible dans la littérature. Cette étude est une continuation de projet en cours relatif à la mesure de l'activité spécifique de ^{238}U (^{226}Ra), ^{232}Th et ^{40}K dans des échantillons environnementaux en l'Algérie à l'aide d'une technique de rayons gamma de spectrométrie et l'estimation du débit de la dose gamma de ces radionucléides.

Matériaux issus de roches et les sols contiennent principalement des radio-isotopes naturels de la série uranium 238 et le thorium 232 et isotope radioactif du potassium-40.

La Spectrométrie gamma est un outil puissant pour l'étude expérimentale de la radioactivité naturelle et pour déterminer la concentration élémentaire dans les divers matériaux de construction.

Notre étude a été faite sur la radiation naturelle du ciment de la région de Beni Saf. L'activité moyenne des valeurs mesurées des radionucléides naturels ci-dessus sont présentés dans le tableau (V.3). L'activité pour le ciment était faible et ne dépasse pas les niveaux admissibles prévus par les réglementations internationales.

Pour mesurer les concentrations d'activité on a utilisé une méthode plus précise au lieu de la calibration par Co, Cs afin d'augmenter l'intervalle de l'efficacité et obtenir l'efficacité de n'importe quelle valeur d'énergie, juste il faut faire la projection sur le graphe d'efficacité en fonction d'énergie.

Le calcul de l'efficacité se fait dans ce travail d'une manière un peu spéciale, les coefficients d'atténuation sont calculés avec une formule mathématique c.-à-d. on les trouve pas dans la littérature.

La réalisation de tableau de comparaison se fait a fin d'assurer aux chercheurs un tableau qui contient beaucoup plus des études dans le monde.

BIBLIOGRAPHIE

Bibliographie

- [1] A guide for scientists and physicists, Harvard University press, Cambridge, Shapiro J., Radiation Protection, Massachusetts (1972).
- [2] Nuclear Radiation Physics. Fourth edition, Prentice- Hall Inc., Englewood Cliffs Ralph E. Lapp & Howard L. Andrews, New Jersey (1972).
- [3] Sources and effects of ionizing radiation. Report to General assembly, with scientific annexes, UNSCEAR, United Nations, New York, 1993.
- [4] Gamma spectroscopic analysis and associated radiation hazards of building. El-Taher A, 2011.
- [6] Doses of external exposure in Jordan house due to gamma emitting natural radionuclides in building materials, Al-Jundi J., Ulanovsky A and Pro hl G.J Environ Radioact 100, 841–846 2009.
- [5] Natural radioactivity and associated radiation hazards in building materials used in Peloponnese. Papaefthymiou H and Gouseti, O, Greece. Radiat Measur 43, 1453–1457 2008.
- [7] Natural radioactivity of granites used as building materials Pavlidou S., Koroneos A., Papastefanou C., Christofides G., Stoulos S and Vavelides M, J. Environ Radioact 89, 48–60 2006.
- [8] TERMINOLOGY USED IN NUCLEAR SAFETY AND RADIATION PROTECTION, in IAEA SAFETY GLOSSARY, IAEA: VIENNA 2007.
- [9] Natural Radioactivity in Bananas. In: 8thInternational Symposium on Natural Radiation Environment, 2008, Búzios, RJ. AIP Conference Proceedings. Melville, NY, USA. American Institute of Physics, v. 1034. p. 264-268. 2008.
- [10] Limitation of radioactivity concentrations in building materials based on a practical calculation model, Radiation Protection Dosimetry, J.G. Ackers, B.F.M. Bosnjakovic, L. Strackee, , 7, p. 413-416 (1984).
- [11] Argonne National Laboratory, Web page on the Naturally Occurring Radioactive Materials (NORM) program on the website for Environmental Science Division (/ZS/\$www.evs.anl.gov), last accessed July 2011.
- [12] FACT SHEET Office of Public Affairs Email: opa.resource@nrc.gov October 2011.
- [13] Nuclear Fuel Cycle and Materials Section International Atomic Energy Agency Wagramer Strasse 5 P.O. Box 100 A-1400 Vienna, Austria

Bibliographie

- [14] Health physics society radiation basics
<http://hps.org/publicinformation/ate/faqs/radiation.html>.
- [15] Health physics radiation basics
<http://www.ornl.gov/PTP/articlesstories/radiationbasics.htm>.
- [16] "Atomic and nuclear physics", K. Gopala Krishnan, Third edition, 1994.
- [17] Natural radioactivity. Radiation Information networks "Radioactivity in Nature". <http://www.physics.isu.edu/radinf/natural.htm>
- [20] Earth Atmospheric & Planetary Sciences and Associates Ltd, Trace Element Analysis of Geological, Biological & Environmental Materials by neutron Activation Analysis [online], Cambridge, 2005. Available from: <http://ocw.mit.edu/NR/rdonlyres/Earth--Atmospheric--and-Planetary-Sciences/12-091January--IAP--2005/83CC311F-C4F0-42CA-ACBD581427686B64/0/session2a.pdf> [Accessed date 6September 2008] 16- Lilley, J, Nuclear Physics: Principles and Applications. Chichester: John Wiley & Sons, Ltd, 2001.
- [21] Interaction of Radiation with matter, <http://www.fnrf.science.cmu.ac>. The theory/radiation/radiation%20safety.html.
- [22] Gallyas M and Torok I, Natural radioactivity of raw materials and products in the cement industry, Radiat. Prot. Dosim. 7, 69–71 1984.
- [23] Radioactivity in and Radon Exhalation from Finnish Building Materials, Mustonen R, Health Phys. 46, 1195–1203 1984.
- [24] Barakat, M. S. Radioactivity and Radon Emanation Measurements in Some Natural Samples. M.Sc. Thesis, Faculty of Science, Menoufiya University, 2008. pp.1-83.
- [25] Fact Sheet, Department of health and human services centers for disease control and prevention, <http://www.bt.cdc.gov/radiation/facts.asp>, Spain, 2004.
- [26] Gamma Ray Spectrometry Practical Information (Nafaa Reguigui September 2006)
- [27] Saint-Gobain Ceramics & Plastics, Inc. ©2002-9
- [28] Practical gamma-ray spectrometry, Gilmore G., Hemingway J.D, John Wiley & Sons, New York (1995).
- [29] Radiation detection and measurement, Knoll G.F. John Wiley & Sons, New York (1979).
- [30] The Resolution of Discrepancies in Tables of photon Attenuation Coefficients. Radiation Physics proceedings of the International Symposium on Radiation Physics. Creagh D.C., University di Ferrara, Ferrara, Italy (1987).

Bibliographie

- [31] “Photon Cross Sections from 0.001 to 100 MeV for Element 1 through 100,” E. Storm and H. Israel, Los Alamos Scientific Laboratory report LA-3753 (1967).
- [32] Attenuation Coefficients, and Energy Absorption Coefficients from 10 keV to 100 GeV; National Bureau of Standards report NSRDS-NSB 29, J. H. Hubbel, “Photon Cross Sections, (August 1969).
- [33] Saint-Gobain Ceramics & Plastics, Inc. ©2004-8
- [34] Sources and Effects of Ionizing Radiation. Report to General. UNSCEAR.
- [35] Assessment of natural radioactivity and associated radiation hazards in some Cameronian building materials, Ngachin M., Garavaglia M., Giovani C., Kwato Njock and Noureldine, *Radiat. measur.* 42, 64–67 2007.
- [36] NEA-OECD, Nuclear Energy Agency. Exposure to radiation from natural radioactivity in building materials, Report by NEA Group of Experts, OECD, Paris 1979.
- [37] The assessment of the natural radiation dose committed to the Hong Kong people, Yu K.N., Guan Z.J., Stokes M. J and Young E.C.M, *J. Environ. Radioact.* 17, 31–48 1992.
- [38] Natural Radioactivity in building materials from the Brazilian state of Espirito Santo, Malanca A., Pessina V., Dallara G., Luce C.N and Gaidol L. *Appl. Radiat. Isot.* 46, 1387–1392 1993.
- [39] Concentration of radionuclides in building and ceramic materials of Bangladeshi and evaluation of radiation hazard, *J. Radioanal. Mantazul I.C., Alam M.N and Ahmed A.K., Nucl. Chem.* 231, 117–122 1998.
- [40] Natural activities of ^{238}U , ^{232}Th and ^{40}K in building materials, *J. Environ. Nooeddin Ibrahim, Radioact.* 43, 255–258 1999.
- [41] Evaluation of Cs-137 Content in Powdered Cow Milk from Four Regions of Poland. R. Pietrzak-Fiećko*, S. Smoczyński. 2009.
- [42] The ^{226}Ra , ^{232}Th and ^{40}K activities in beach sand minerals and beach soils of Cox’s Bazar, Bangladesh, Alam M.N., Chowdhury M.I., Kamal, M., Ghose, S., Islam M.N., Mustafa M.N., Miah M.M.H. and Ansary M.M. *J. Environ. Radioact.* 46, 243–250 1999.
- [43] Natural radioactivity in Algerian building materials, Amrani D and Tahtat M. *Appl. Radiat. & Isot.* 54, 687–689 2001.
- [44] Gamma activity and geochemical features of building materials: estimation of gamma dose rate and indoor radon levels in Sicily, Rizzo S., Brai M., Basile S., Bellia S and Hauser S. *Appl. Radiat. Isot.* 55, 259–265 2001.

Bibliographie

- [45] Natural radioactivity in Zambian building materials collected from Lusaka, J. Radioanal. Nucl. Chem. Hayumbu P., Zaman M.B., Luhaba N.C.H., Munsanje S.S., Nuleya D199, 229–238 1995.
- [46] Natural radioactivity of Indian building materials and by products, Kumer V., Ram Achandran T.V., Prasad R, Appl. Radiat. Isot. 51, 93–96 1999. Le Nhu Sieu, Nguyen Thanh Binh, Truong Y, Nguyen Trong Ngo, Nguyen Thi Linh, Nguyen Van Phuc, Nguyen Dinh Tung, Nguyen Kim Thanh, Tran Dinh Khoa. Center for Environment Research and Monitoring, Nuclear Research Institute, Dalat. February, 2011.
- [47] Environmental safety of natural and manufactured building materials M.K. Kamal, A.A. Nasser and N. A. Hassan, A.R. El-Sersy, Egypt
- [48] Natural radioactivity in Gordanian soil and building materials and the associated radiation hazards, Ahmed N and Hussein A, J. Environ. Radioact. 39, 9–22 1998.
- [49] Assessment of Natural Radioactivity Levels and Radiation Hazards for Building Materials used in Qassim area, Saudi Arabia. El-Taher A. 2011
- [50] Natural Radioactivity in Commonly Building Materials Used in Vietnam – 11255. Le Nhu Sieu, Nguyen Thanh Binh, Truong Y, Nguyen Trong Ngo, Nguyen Thi Linh, Nguyen Van Phuc, Nguyen Dinh Tung, Nguyen Kim Thanh, Tran Dinh Khoa. 2011.
- [51] Brodsky, "Handbook of Radiation Measurement and Protection", M. Eisenbud, and T. Gesell, "CRC Press 1978 and Environmental Radioactivity from Natural, Industrial and Military Sources", Academic Press, Inc. 1997.