



**Faculté des Sciences  
Département de Chimie**

**Laboratoire de Recherche  
Spectrochimie et Pharmacologie Structurale**

**MEMOIRE DU MASTER EN CHIMIE**

**Option : Chimie Physique et Analytique**

**Académique**

**Sujet :**

Radiation naturelle des matériaux de  
construction en briqueteries de Tafna et Tounane

Candidat : DOULAT Wafâa

Date : 11/09/2013

Membres de Jury :

Noms et Prénoms	Grade	Université ABB Tlemcen
Président : MEKELLECHE S. M	Professeur	Université ABB Tlemcen
Examineur : LARABI L.	Professeur	Université ABB Tlemcen
Examineur : BENSAOULA A. A.	M.C.A	Université ABB Tlemcen
Invité : CHIKH.M : Ingénieur briqueterie		

Encadreur : KADUM A.	MCA	Université ABB Tlemcen
----------------------	-----	------------------------

**Année Universitaire 2012/2013**

# DEDICACES

*Je dédie ce modeste travail accompagné d'un profond amour à celle qui m'arrosé de tendresse et d'espoirs, à la source d'amour incessible, à la mère des sentiments fragiles qui ma bénie par ces prières.....ma mère*

*Pour l'esprit de mon père dans l'immortel, qui m'a toujours poussé et motivé dans mes études. J'espère que, du monde qui est sien maintenant, il apprécie cet humble geste comme preuve de reconnaissance de la part d'une fille qui a toujours priée pour le salut de son âme. Puisse Dieu, le tout puissant, l'avoir en sa sainte miséricorde !*

*A mon grand père,*

*A mon très cher frère Abdelkader présent dans tous mes moments, d'examens par son soutien moral et ses belles surprises sucrées,*

*A mes sœurs, (Nassima et son marie Mustapha , Asmaa et Nadjet),*

*A mes oncles et à mes tantes,*

*A toute la famille Doulat et Ahmad Ammar,*

*A tous mes collègues de ces 5 belles années d'études,*

*A mes meilleurs amis Saida, Khalida , Sarah et Hanifa ,*

*A tous mes amis,*

*A tous ceux qui me sont chers ,*

# Remerciements

*Tout d'abord, nous remercions le Dieu, notre créateur de nos avoir donné les forces, la volonté et le courage afin d'accomplir ce travail modeste.*

*Le travail présenté dans ce mémoire a été réalisé au laboratoire de spectrochimie et pharmacologie structural (Département de Chimie Faculté des Sciences, Université Abou-Bekr Belkaid de Tlemcen) dirigé par Monsieur Kadum Abderrahmane Professeur à l'Université A. Belkaid de Tlemcen.*

*Je tiens à exprimer toute ma reconnaissance à Monsieur A. Kadum pour m'avoir guidé durant mon travail avec une disponibilité permanente et m'avoir fait bénéficier de ses connaissances en physique nucléaire. J'adresse mes plus sincères remerciements, de mon profond respect pour la bienveillance avec laquelle il a guidé mes travaux, pour son soutien, ainsi que pour les précieux conseils qu'il m'a prodigué. Il n'a jamais ménagé son temps pour que ce travail puisse aboutir. J'ai eu beaucoup de plaisir à travailler sous sa direction.*

*J'adresse mes plus sincères remerciements à le directeur de laboratoire, Monsieur DAHMANI BENAMER Professeur et Directeur de recherche à la Faculté des Sciences, Université Abou Bakr Belkaid de Tlemcen.*

*Mes vifs et sincères remerciements vont également à Monsieur S.M. MEKELLECHE Je tiens à lui exprimer ma profonde gratitude pour avoir accepté la présidence du jury de cette thèse.*

*J'adresse mes vifs et sincères remerciements aux membres de jury Monsieur : A.A Bensaoula, Larabi L, d'avoir accepté d'examiner ce mémoire et de participer au jury.*

*Je tiens à remercier chaleureusement, tous les enseignants de l'année théorique qui ont contribué à ma formation dans le domaine de l'analytique et à de mes travaux*

*Enfin, j'adresse mes remerciements à tous les collègues du laboratoire de spectrochimie et pharmacologie structural et à tous ceux qui ont contribué de près ou de loin à la réalisation de ce travail.*

# SOMMAIRE :

## CHAPITRE I : INTRODUCTION GENERALE

-1 Introduction .....	02
-2 La radioactivité dans la nature .....	04
-2-1 radionucléides primordiaux.....	04
-2-2 Cosmogenic .....	05
-2-3 humain produit.....	06
-2-4 radiation nucléaire terrestre .....	07
-3 Autres aspects intéressants de la radioactivité naturelle .....	08
-3 -1 Radioactivité naturelle dans le sol .....	08
-3-2 Radioactivité naturelle dans l'océan.....	08
-3-3 Nourriture.....	09
-3-3 Le corps humain .....	09
-3-4 La radioactivité naturelle des matériaux de construction.....	10
-4 Effets biologiques des rayonnements .....	11
Références du chapitre I.....	12-13

## CHAPITRE II : LE RAYONNEMENT GAMMA

II-1 radiations .....	15
II-2 Source de rayonnement gamma .....	15
II-3 interaction gamma avec la matière .....	17
II-3-1 L'effet photoélectrique .....	17
II-3-2 L'effet Compton.....	18
II -3-3 La production de paires .....	19
II-4 Types de désintégration radioactive.....	21
II-4-1 La désintégration des particules Alpha .....	21
II-4-2 La désintégration bêta.....	22
II-4-3 La désintégration gamma .....	23

II-5 unités de rayonnement et de la dose de rayonnement .....	23
II-6 La loi de désintégration radioactive .....	26
Références du chapitre II .....	28-29

## CHAPITRE III : METHODOLOGIE ET MATERIEL

III-1 Préparation des échantillon.....	31
III-2 Détection d'un rayonnement gamma.....	34
III-2-1 Spectrométrie Gamma.....	34
III-2-2 détecteurs à scintillation .....	34
III-2-2 -1Scintillateurrs inorganiques.....	35
III-2-3 Détection expérimentale de rayons gamma .....	36
III-3 détection gamma dans notre laboratoire (Tlemcen) .....	39
III-3-1 NaI (TI) des détecteurs à scintillation.....	40
III-3-2 L'analyse des spectres de Gamma .....	44
III-3-3 Mesure <sup>238</sup> U par spectrométrie gamma .....	45
III-3-4 Mesure <sup>226</sup> Ra par spectrométrie gamma .....	45
III-3-4 mesure d'autres nucléides de la chaîne de l'uranium par spectrométrie gamma .....	46
III-3-5 Mesure de nucléides de la chaîne de thorium par spectrométrie gamma ...	46
III-3-6 mesure Actinium Chaîne nucléides par spectrométrie gamma .....	47
Références du chapitre III.....	48-49

## CHAPITRE IV: CALCUL

IV-1 coefficients d'atténuation .....	50
IV-2 Masse coefficient d'atténuation .....	52

IV-2-1 Tableau de coefficient d'atténuation .....	54
IV-3 Efficacité de Nal détecteur .....	59
IV-4 Mesure du nombre de photons dans le détecteur (D) .....	60
IV-5 Calcul du nombre de photons émis par la source (N) .....	61
IV-5-1 Source de désintégration.....	62
IV-6 Calcul de l'efficacité du détecteur DE .....	62
IV-6-1 Exemple de cylindre circulaire droit .....	62
IV-6-2 Exemple d'un détecteur en forme de puits .....	64
IV-7 Efficacité du Pic Photoélectrique des détecteurs type NaI (TI) .....	65
Références du chapitre IV .....	66

## CHAPITRE VI : RESULTAT ET DISCUSSION

VI-1 Concentrations d'activité .....	68
VI-2 Calcul de l'efficacité .....	69
VI-3 Résultats et discussion.....	70
Explication .....	72
Discussion.....	73
Conclusion.....	73
Références du chapitre VI .....	74
VI-4 Conclusion générale.....	75

## Listes des Tableaux

1-Tableau (I-1) :nucléides primordiaux .....	05
2-Tableau (I-2) :nucléides cosmogéniques .....	06
3-Tableau (I-3) :nucléides produites humaines .....	06
4-Tableau (I-4) :Radioactivité naturelle par le Square Mile, 1 pied de profondeur ...	08
5-Tableau (I-5) :Radioactivité naturelle par l'océan.....	09
6-Tableau (I-6) :Radioactivité naturelle dans les aliments.....	09
7-Tableau (I-7) :La Radioactivité naturelle dans votre corps.....	10
8-Tableau (I-8) : Les estimations des concentrations d'uranium, de thorium et de potassium dans les matériaux de construction (NCRP 94 1987, sauf indication contraire) .....	10
9-Tableau (IV-1): Coefficients d'atténuation(Sodium).....	54
10-Tableau (IV-2): Coefficients d'atténuation(Aluminium).....	56
11-Tableau (IV-3): Coefficients d'atténuation(Iode).....	57
12-Tableau (IV-4): Coefficients d'atténuation de masse linéaire et de NaI et Al.....	59
13-Tableau (VI-1): calcul de l'efficacité .....	69
14-Tableau (VI-2): Les concentrations de la brique de Tounane (Bq / kg) .....	70
15-Tableau(VI-3): Les concentration de la brique de la Tafna (Bq / kg).....	71
16-Tableau(VI-4) : Les concentrations d'activité (Bq kg-1) en briques dans les deux usines .....	71
17-Tableau (VI-5) : Les activités de concentration (Bq kg-1) en briques d'argile dans différentes régions du monde .....	72

## Listes des figures

1-Figure (I-1) Schéma de chaînes de désintégration naturelles .....	7
2-Figure II-1 la dose de rayonnement annuelle équivalente à la rutabaga moyenne est d'environ 4 milli sievert .....	15
3-Figure (II-2):L'effet photoélectrique.....	17
4-Figure (II -3): La diffusion Compton .....	18
5-Figure (II-4) : Le mécanisme de production de paires .....	19
6-Figure (II-5) : Emission de l'alpha réduit la masse du noyau.....	21
7-Figure (II-6) : Emission de $\beta^-$ .....	22
8-Figure (II-7) : Emission de $\beta^+$ .....	22
9-Figure (II-8) Emission gamma réduit l'énergie de noyau .....	23
10-Figure (III-1) : Le tube photomultiplicateur .....	38
11-Figure: (III-2) : schéma électronique pour système de spectroscopie de rayon avec Nal (TI) détecteur .....	39
12-Figure (III-3) : modèle 2MW2/2 .....	41
13-Figure (III-4) : Détecteur NaI(Tl) type 2x2 CANBERRA.....	41
14- Figure (III-5) : Canberra 802-2x2 Nal (TI) détecteur.....	42
15-Figure (III-6) : 2x2 Nal (TI) Configuration du circuit de détection .....	42
16-Figure (III-7): Schéma d'un détecteur Nal et la source montrant diverses interactions de rayons gamma.....	44
17-Figure (IV-1) : The linear attenuation coefficient of germanium and its component parts on a log-log scale .....	52
18-Figure (IV-2) :coefficient d'atténuation linéaire( $\mu=0.10 \text{ cm}^{-1}$ ) .....	52

## **Abstract**

Building materials are one of the potential sources of indoor radioactivity because of the naturally occurring radionuclides in them. External as well as internal exposures are the two pathways of radiation dose imparted to the human beings from the building materials. Natural clay is the main raw material for the production of bricks (as the building material). The interpretation of the GAMMA spectrometry requires the comprehension of the principal laws of physics, the method, and knowledge in the acquisition of the data, the processing data and presentation of the processes.

This work presents a comprehensive study of natural radioactivity in building materials (bricks) used in the west of Algeria mainly in Tlemcen. For this purpose, Samples of bricks were collected from two factories (factories Tafna and Tounane) and were prepared for the radioactive content and analyzed by gamma spectroscopy to quantify radioactivity concentrations using a 2x2 well NaI(Tl) detector and a gamma spectroscopy system (Canberra).

The mean activity concentrations of  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$  and  $^{40}\text{K}$  in the studied bricks samples of Tounane and Tafna were found to be in the range of : 0.325, 0.0219, 0,615. Et 0.3698, 0.0945, 0.537 Bq/kg , respectively.

Primordial radionuclides in building materials are one of the sources of radiation hazard in dwellings made of these materials. It is important to measure the natural radioactivity due to gamma rays from building materials.

The activity concentrations in our samples (Brick) were found less than the international level.

From the analysis, it is found that these bricks made in these factories may be safely used as construction materials and do not pose significant radiation hazards.

**Keywords:** Radioactivity, building materials, brick, gamma spectroscopy, natural radioactivity, detector, activity concentration

## Résumé

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

L'argile naturelle est la principale matière première pour la production de briques (comme le matériau de construction).

L'interprétation de la spectrométrie gamma nécessite la compréhension des principales lois de la physique, de la méthode et des connaissances dans l'acquisition des données, le traitement des données et la présentation des processus.

Ce travail présente une étude approfondie de la radioactivité naturelle des matériaux de construction (briques) utilisés dans l'ouest de l'Algérie principalement à Tlemcen. A cet effet, des échantillons de briques ont été recueillies à partir de deux usines (usines Tafna et Tounane) et ont été préparés pour le contenu radioactif et analysés par spectrométrie gamma à quantifier les concentrations de radioactivité à l'aide d'un puits Nal (Tl) détecteur 2x2 et un système de spectroscopie gamma (Canberra).

Les concentrations moyennes d'activité de  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$  et  $^{40}\text{K}$  dans les échantillons briques étudiés de Tounane et Tafna ont été jugés dans le domaine de 0.325, 0.0219, 0,615. Et 0.3698, 0.0945, 0.537 Bq/kg Bq/kg respectivement.

Les radionucléides primordiaux dans les matériaux de construction sont l'une des sources de danger d'irradiation dans des logements faites de ces matières. Il est important de mesurer la radioactivité naturelle due aux rayons gamma émis par les matériaux de construction.

Les concentrations d'activité dans nos échantillons (briques) ont été trouvés inférieur au niveau international.

A partir de l'analyse, on constate que ces briques faites de ces facteurs peuvent être utilisées en toute sécurité en tant que matériaux de construction et ne posent pas de danger de radiation importantes.

**Mots clés :** Radioactivité, matériaux de construction, brique, spectroscopie gamma, radioactivité naturelle, détecteur, concentration d'activité

مواد البناء هي واحدة من المصادر المحتملة للنويدات الطبيعية اخلهم .  
الطبيعي هو الرئيسية ( ) . تفسير الطيف يتطلب فهم لقوانين الرئيسة لفيزياء والطريقة المعرفة في الحصول على البيانات، ومعالجتها وعرضها هذه العملية.  
يعرض هذا وافية الطبيعي ( ) تحديدا في ولاية لهذا لعينات الأجور من مصنعين مختلفين (مصنع تافنة و تونان). وقد أعدت من أجل لمحتويات تحليلها مطياف لقياس يوديد الصوديوم لثاليوم. 2\*2 الطيفي.  
تركيزات نويدات:  $^{238}\text{U}$   $^{232}\text{Th}$   $^{40}\text{K}$  , في عينات الأجور المأخوذة من مصنعي تافنة و تونان هي: (0.615 0.0219 0.325) وأيضا (0.537 0.0945 0.3698) بكريل على الكيلوغرام على التوالي.  
النويدات البدائية هي هذه المهم قياس الطبيعي الذي تسببه هذه  
تركيزات النشاط في عينات الأجور أقل من المستوى العالمي و من خلال الدراسة و التحليل نستنتج أن الأجور المصنوع في هذين المعملين يمكن استعماله بشكل آمن و لا يسبب أي خطر.

**مفتاحي :** الطيفي الطبيعي تركيز



CHAPITRE I  
INTRODUCTION GÉNÉRALE

## -1 Introduction

En 1895, le physicien allemand Wilhelm Röntgen identifia le rayonnement pénétrant, qui a produit la fluorescence, et qu'il nomma des radiographies. En 1896, deux mois plus tard, Henri Becquerel découvrit que le rayonnement pénétrant, plus tard classé comme  $\alpha$ ,  $\beta$  et les rayons  $\gamma$ , a été dégagée dans la désintégration radioactive de l'uranium et a ainsi ouvert un nouveau champ d'étude des substances et des rayonnements radioactifs qu'ils émettent [9].

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' $\alpha$ -particule 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 [8]. Il est actuellement connu que l'uranium se compose naturellement d'un mélange de  $^{238}\text{U}$  (99,27%),  $^{235}\text{U}$  (0,72%) et  $^{234}\text{U}$  (0,006%), le thorium et le potassium ont également été identifiés en tant que parents radioactifs avec certains produits de désintégration.

Tous les matériaux de construction sont principalement composés de roches et de terre et ces deux matières premières contiennent des isotopes radioactifs naturels tels que  $^{232}\text{Th}$  et  $^{238}\text{U}$  série de désintégration et  $^{40}\text{K}$ [2].

Le segment de la chaîne de désintégration à partir de radium ( $^{226}\text{Ra}$ ) est radiologiquement le plus important, et par conséquent, il est souvent fait référence à  $^{226}\text{Ra}$  au lieu de  $^{238}\text{U}$ . 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 gazeuses radon ( $^{222}\text{Rn}$ , un produit de la fille de  $^{226}\text{Ra}$ ) et thoron ( $^{220}\text{Rn}$ , un produit de la fille de  $^{224}\text{Ra}$ ), et leurs produits secondaires à court terme conduit à l'exposition interne des voies respiratoires de particules alpha. Les activités spécifiques de matières premières et de produits  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  et  $^{40}\text{K}$  dans le bâtiment dépendent principalement des conditions géologiques et géographiques ainsi que les caractéristiques géochimiques de ces matériaux [12].

Alors que des nucléides radioactifs comme le radium ( $^{226}\text{Ra}$ ), le radon ( $^{222}\text{Rn}$ ) et le bismuth ( $^{214}\text{Bi}$ ) sont le produit de la chaîne de désintégration de l'uranium ( $^{238}\text{U}$ ), d'autres nucléides radioactifs, tels que l'actinium ( $^{228}\text{Ac}$ ), le bismuth ( $^{212}\text{Bi}$ ) et le plomb ( $^{212}\text{Pb}$ ) faire se produire

## Chapitre I Introduction générale

---

dans la chaîne de désintégration de l'élément thorium ( $^{232}\text{Th}$ ). En outre, le radionucléide ( $^{40}\text{K}$ ) ne se produisent également dans les matériaux de construction.

Ces éléments radioactifs peuvent être trouvés dans presque tous les types de matériaux de constructions contenant des radionucléides naturels sont la principale source d'exposition. La connaissance de la radioactivité naturelle dans ces matériaux est alors important de déterminer le montant de l'exposition du public parce que les gens passent le plus clair de leur temps (environ 80%) à l'intérieur [10].

En outre, la connaissance de cette radioactivité est utile dans l'établissement des normes et directives nationales en ce qui concerne les recommandations internationales et dans l'évaluation du risque d'irradiation associé. [13]

Le niveau naturel de la radioactivité dans les matériaux de construction est l'une des causes majeures de l'exposition externe aux rayonnements gamma. La source d'exposition la plus externe est provoquée par les rayons gamma émis à partir de l'élément de l'uranium et des chaînes de désintégration du thorium et  $^{40}\text{K}$  d'origine naturelle dans les matériaux de construction. Ils sont présents en petites quantités dans la terre et dans les matériaux de construction. La connaissance de la radioactivité présente dans les matériaux de construction permet d'évaluer tout risque radiologique possible de l'humanité par l'utilisation de ces matériaux. [4-6]

NORM (Naturally Occurring Radioactive Material) est le synonyme de substances radioactives naturelles. Les normes sont des matières radioactives qui peuvent être trouvés dans la nature. Puisque la terre a été créée, les normes ont été formés dans les supernovae et les particules primaires de la région de l'univers sans cesse bombarder de la croûte terrestre formation.

NORM peut être trouvé presque partout, dans les sols, l'air, l'approvisionnement public en eau, l'huile et même en potassium radioactif ( $^{40}\text{K}$ ) dans notre corps. Par conséquent, NORM a toujours été une partie de notre monde. [11].

Les radionucléides naturels les plus importants dans les matériaux de construction roches et les sols sont l'isotope radioactif du potassium ( $^{40}\text{K}$ ) et les radionucléides de thorium ( $^{232}\text{Th}$ ) et l'uranium ( $^{238}\text{U}$ ) de série de désintégration. [14].

# Chapitre I Introduction générale

---

Le but de ce travail était de mesurer la concentration de l'activité spécifique de  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  et  $^{40}\text{K}$  en briques de Tafna, Tounane utilisant un spectromètre à rayons gamma.

## -2 La radioactivité dans la nature

Notre monde est radioactif et a été depuis sa création. Plus de 60 radionucléides (éléments radioactifs) peuvent être trouvés dans la nature, et ils peuvent être placés dans trois catégories générales:

1. Primordial: dès avant la création de la Terre
2. Cosmogenic: formé à la suite de l'interaction des rayons cosmiques
3. Human produit: Amélioré ou formé en raison des actions humaines (quantités mineures par rapport aux ressources naturelles).[5]

Les radionucléides sont présents naturellement dans l'air, l'eau et le sol. Ils se retrouvent même en nous, étant que nous sommes les produits de notre environnement. Chaque jour, nous consommons et respirons des radionucléides dans l'air, la nourriture et l'eau. La radioactivité naturelle est commune dans les roches et le sol qui compose notre planète, l'eau et les océans, et dans nos matériaux de construction et des maisons. Il n'y a nulle part sur Terre que vous ne pouvez pas trouver la radioactivité naturelle.

Les éléments radioactifs sont souvent appelés isotopes radioactifs ou radionucléides ou seulement nucléides. Il ya plus de 1500 nucléides radioactifs différents. Souvent, les radionucléides sont symbolisés sur la base de l'élément et sur le poids atomique, comme dans le cas de l'hydrogène ou du tritium radioactif avec un poids atomique de 3 est présenté sous forme de H-3 ou  $^3\text{H}$ . Comme autre exemple, l'uranium avec le poids atomique du 235 serait ramenée à U-235 ou  $^{235}\text{U}$ .

### -2-1 Les radionucléides primordiaux

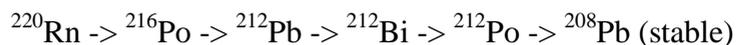
Radionucléides primordiaux sont laissés par où le monde et l'univers ont été créés. Ils sont généralement longue durée de vie, avec des demi-vies souvent de l'ordre de centaines de millions d'années. Radionucléides qui existent depuis plus de 30 demi-vies ne sont pas mesurables. Les descendants ou produits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

## Chapitre I Introduction générale

Nuclide	Symbol	Half-life	Natural Activity
<b>Uranium 235</b>	$^{235}\text{U}$	$0.7 \times 10^9$ yr	0,72% de tout l'uranium naturel
<b>Uranium 238</b>	$^{238}\text{U}$	$4.47 \times 10^9$ yr	99,2745% de tout l'uranium naturel, de 0,5 à 4,7 ppm d'uranium total dans les types de roches communes
<b>Thorium 232</b>	$^{232}\text{Th}$	$1.41 \times 10^{10}$ yr	1,6 à 20 ppm dans les types de roches communes avec une moyenne de 10,7 ppm croûte
<b>Radium 226</b>	$^{226}\text{Ra}$	$1.60 \times 10^5$ yr	0,42 pCi / g (16 Bq / kg) dans du calcaire et de 1,3 pCi / g (48 Bq / kg) dans les roches ignées
<b>Radon 222</b>	$^{222}\text{Rn}$	3.82 days	Gaz parfait; concentrations atmosphériques annuelles moyennes vont aux États-Unis à partir de 0,016 pCi / L (0,6 Bq/m <sup>3</sup> ) à 0,75 pCi / L (28 Bq/m <sup>3</sup> )
<b>Potassium 40</b>	$^{40}\text{K}$	$1.28 \times 10^9$ yr	sol - 1-30 pCi / g (0,037 à 1,1 Bq / g)

Tableau (I-1) nucléides primordiaux

Certains radionucléides comme le thorium-232 disposent de plusieurs membres de sa chaîne de désintégration. Vous pouvez à peu près suivre la chaîne en commençant par  $^{232}\text{Th}$



D'autres radionucléides primordiaux sont  $^{50}\text{V}$ ,  $^{87}\text{Rb}$ ,  $^{113}\text{Cd}$ ,  $^{115}\text{In}$ ,  $^{123}\text{Te}$ ,  $^{138}\text{La}$ ,  $^{142}\text{Ce}$ ,  $^{144}\text{Nd}$ ,  $^{147}\text{Sm}$ ,  $^{152}\text{Gd}$ ,  $^{174}\text{Hf}$ ,  $^{176}\text{Lu}$ ,  $^{187}\text{Re}$ ,  $^{190}\text{Pt}$ ,  $^{192}\text{Pt}$ ,  $^{209}\text{Bi}$ . [5]

### -2-2 Cosmogenic

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 de 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 ont des demi-vies plus courtes que les nucléides primordiaux. Voici un tableau avec des nucléides cosmogéniques communs:

## Chapitre I Introduction générale

Nuclide	Symbol	Demi-vie	Source	Natural Activity
<b>Carbon 14</b>	$^{14}\text{C}$	5730 yr	Interactions des rayons cosmiques, $^{14}\text{N}(n,p)^{14}\text{C}$	6 pCi/g (0.22 Bq/g) en matière organique
<b>Hydrogen 3 (Tritium)</b>	$^3\text{H}$	12.3 yr	Interactions des rayons cosmiques avec N et O, la spallation des rayons cosmiques, $^6\text{Li}(n, \alpha)^3\text{H}$	0.032 pCi/kg ( $1.2 \times 10^{-3}$ Bq/kg)
<b>Beryllium 7</b>	$^7\text{Be}$	53.28 days	Interactions des rayons cosmiques avec N et O	0.27 pCi/kg (0.01 Bq/kg)

Tableau (I-2) nucléides cosmogéniques

D'autres radionucléides cosmogéniques sont  $^{10}\text{Be}$ ,  $^{26}\text{Al}$ ,  $^{36}\text{Cl}$ ,  $^{80}\text{Kr}$ ,  $^{14}\text{C}$ ,  $^{32}\text{Si}$ ,  $^{39}\text{Ar}$ ,  $^{22}\text{Na}$ ,  $^{35}\text{S}$ ,  $^{37}\text{Ar}$ ,  $^{33}\text{P}$ ,  $^{32}\text{P}$ ,  $^{38}\text{mg}$ ,  $^{24}\text{Na}$ ,  $^{38}\text{S}$ ,  $^{31}\text{Si}$ ,  $^{18}\text{F}$ ,  $^{39}\text{cl}$ ,  $^{38}\text{cl}$ ,  $^{34}\text{mCl}$ . [5]

### -2-3 humain produit

Les humains ont utilisé la radioactivité pendant cent ans, et grâce à son utilisation, ils ont ajouté 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-uns humain produits ou nucléides améliorée:

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

Tableau (I-3) nucléides produites humaines

# Chapitre I Introduction générale

## -2-4 La radiation nucléaire terrestre

La radiation nucléaire terrestre est principalement émise par les atomes radioactifs naturels de l'uranium, du thorium, radium et d'autres atomes qui sont présents dans tous les matériaux d'origine naturelle qui nous entourent. Potassium naturel est également légèrement radioactive. De faibles concentrations des atomes radioactifs naturels ci-dessus sont également dans les tissus de notre corps. Les atomes radioactifs naturels sont présents dans des matériaux comme le sol, les roches, briques, tuiles, etc. Lorsque radium en matériel et se désintègre sous-sol, il génère le radon, gaz radioactif construction. Le radon se diffuse à l'intérieur des murs de briques, dalles de béton et des concentrations sous-sol et ensuite radon dans certaines maisons en briques d'argile avec une ventilation d'air à basse peut être élevé. On pourrait en conclure que les radiations nucléaires terrestres nous irradie non seulement à l'extérieur, sous la forme d'un rayonnement gamma émis par le sol, les roches et les matériaux de construction, mais nous sommes également irradié en interne. Comme faibles niveaux d'atomes radioactifs naturels sont également présents dans les aliments que nous mangeons, l'air que nous respirons et de l'eau et d'autres boissons que nous buvons, une partie des atomes radioactifs dans notre alimentation est intégrée dans nos tissus et dans les os. [5]

Les deux chaînes les plus importantes qui fournissent des nucléides d'importance dans NORM sont les séries thorium et l'uranium série:

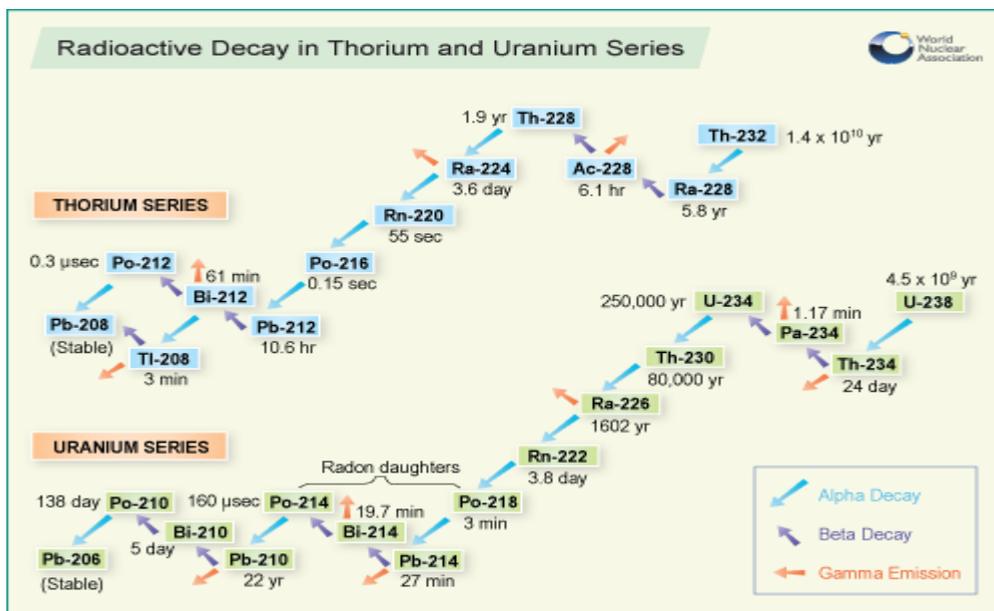


Figure (I-2) Schéma de chaînes de désintégration naturelles (Uranium et Thorium).

# Chapitre I Introduction générale

---

## -3 Autres aspects intéressants de la radioactivité naturelle

### -3 -1 La Radioactivité naturelle dans le sol

Combien de radioactivité naturelle se trouve dans un volume de sol qui est à 1 mile carré, par 1 pied de profondeur? Le tableau suivant est calculé pour ce volume (volume total est de  $7.894 \times 10^5 \text{ m}^3$ ) et les activités énumérées. Il convient de noter que les niveaux d'activité varient considérablement selon le type de sol, le maquillage minéral et la densité ( $\sim 1,58 \text{ g/cm}^3$  utilisé dans ce calcul). Ce tableau représente des calculs en utilisant des numéros typiques. [5].

Nucléide	L'activité utilisé dans le calcul	Masse de nucléides	L'activité trouve 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 <sup>3</sup> ) soil	11 µg	0.2 curies (7.4 GBq)
<b>Total:</b>			>17 curies (>653 GBq)

Tableau (I-4) Radioactivité naturelle par le Square Mile, 1 pied de profondeur

### -3-2 La Radioactivité naturelle dans l'océan

Combien de radioactivité naturelle se trouve dans les océans de la planète?

Toute l'eau de la terre, y compris l'eau de mer, a des radionucléides en elle. Dans le tableau suivant, les volumes des océans ont été calculés à partir de la World Almanac 1990:

- Pacifique =  $6.549 \times 10^{17} \text{ m}^3$
- Atlantique =  $3.095 \times 10^{17} \text{ m}^3$
- Total =  $1,3 \times 10^{18} \text{ m}^3$ . [5]

## Chapitre I Introduction générale

Nucléide	L'activité utilisé dans le calcul	L'activité dans l'océan		
		Pacifique	Atlantique	Tous les océans
Uranium	0.9 pCi/L (33 mBq/L)	$6 \times 10^8$ Ci	$3 \times 10^8$ Ci	$1.1 \times 10^9$ Ci
Potassium 40	300 pCi/L (11 Bq/L)	$2 \times 10^{11}$ Ci	$9 \times 10^{10}$ Ci	$3.8 \times 10^{11}$ Ci
Tritium	0.016 pCi/L (0.6 mBq/L)	$1 \times 10^7$ Ci (370 PBq)	$5 \times 10^6$ Ci (190 PBq)	$2 \times 10^7$ Ci (740 PBq)
carbone 14	0.135 pCi/L (5 mBq/L)	$8 \times 10^7$ Ci (3 EBq)	$4 \times 10^7$ Ci (1.5 EBq)	$1.8 \times 10^8$ Ci (6.7 EBq)
Rubidium 87	28 pCi/L (1.1 Bq/L)	$1.9 \times 10^{10}$ Ci	$9 \times 10^9$ Ci	$3.6 \times 10^{10}$ Ci

Tableau (I-5) Radioactivité naturelle par l'océan

### -3-3 Nourriture

Chaque aliment a une petite quantité de radioactivité en elle. Les radionucléides dans les aliments courants sont le potassium 40 ( $^{40}\text{K}$ ), le radium 226 ( $^{226}\text{Ra}$ ) et l'uranium 238 ( $^{238}\text{U}$ ) et la descendance associé. Voici un tableau de quelques-uns des aliments courants et de leurs niveaux de  $^{40}\text{K}$  et  $^{226}\text{Ra}$ . [5]

Nourriture	$^{40}\text{K}$ pCi/kg	$^{226}\text{Ra}$ pCi/kg
Banane	3,520	1
noix du Brésil	5,600	1,000-7,000
carotte	3,400	0.6-2
Pommes de terre blanches	3,400	1-2.5
bière	390	---
Viande rouge	3,000	0.5
Lima Bean brut	4,640	2-5
L'eau potable	---	0-0.17

Tableau (I-6) Radioactivité naturelle dans les aliments [11].

### -3-4 Le corps humain

Vous sont constitués de substances chimiques, et il devrait être pas surprenant que certains d'entre eux sont des radionucléides, dont beaucoup vous ingérer quotidiennement dans votre eau et de nourriture. Voici les concentrations estimées de radionucléides calculées pour un adulte 70,000 grammes en fonction des données de CIPR 30:

## Chapitre I Introduction générale

Nucléide	Masse totale de nucléides Trouvé dans le corps	L'activité totale de nucléides Trouvé dans le corps	L'apport quotidien de 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
Carbone 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

Tableau (I-7) La Radioactivité naturelle dans votre corps

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

Comme mentionné précédemment, les matériaux de construction ont une certaine radioactivité en eux. Ci-dessous sont quelques-uns des matériaux de construction courants et les niveaux estimés d'uranium, de thorium et de potassium. [11]

Matériel	Uranium		Thorium		Potassium	
	ppm	mBq/g (pCi/g)	ppm	mBq/g (pCi/g)	ppm	mBq/g (pCi/g)
Granite	4.7	63 (1.7)	2	8 (0.22)	4.0	1184 (32)
Grès	0.45	6 (0.2)	1.7	7 (0.19)	1.4	414 (11.2)
Ciment	3.4	46 (1.2)	5.1	21 (0.57)	0.8	237 (6.4)
Calcaire béton	2.3	31 (0.8)	2.1	8.5 (0.23)	0.3	89 (2.4)
Béton Grès	0.8	11 (0.3)	2.1	8.5 (0.23)	1.3	385 (10.4)
Panneaux muraux secs	1.0	14 (0.4)	3	12 (0.32)	0.3	89 (2.4)
Sous-produit de gypse	13.7	186 (5.0)	16.1	66 (1.78)	0.02	5.9 (0.2)
Gypse naturel	1.1	15 (0.4)	1.8	7.4 (0.2)	0.5	148 (4)
Bois	-	-	-	-	11.3	3330 (90)
Brique de terre cuite	8.2	111 (3)	10.8	44 (1.2)	2.3	666 (18)

Tableau (I-8) Les estimations des concentrations d'uranium, de thorium et de potassium dans les matériaux de construction (NCRP 94 1987, sauf indication contraire)

Les briques sont faites de terre/argile et sont cuites dans des fours. Les principaux radionucléides sont :  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$  et leurs produits de désintégration, et  $^{40}\text{K}$ . L'objectif de la mesure de la radioactivité en brique est d'évaluer les concentrations de radionucléides, et ces concentrations peut être utilisée pour caractériser les substances et relier les propriétés radiométriques des propriétés physiques de la matière.

# Chapitre I Introduction générale

---

## -4 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 de faibles niveaux d'exposition aux rayonnements, les effets biologiques sont si petites qu'elles ne peuvent pas être détectés. 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 suivants: (1) Réparation de cellules blessée ou endommagée eux-mêmes, n'aboutissant à aucun dégât résiduel, (2) les cellules meurent, tout comme des millions de cellules du corps faire chaque jour, étant remplacé par processus biologiques normaux ou (3) des cellules réparent mal 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 associés à l'exposition à forte dose (plus de 50.000 mrem) comprennent, du sein, de la vessie, du côlon, du foie, du poumon, de l'oesophage, des ovaires, du myélome multiple et de l'estomac cancers leucémie. 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.

Le laps de temps entre l'exposition aux rayonnements et la détection du cancer est connu comme la période de latence et peut-être de nombreuses années. Ces cancers qui peuvent se développer à la suite de l'exposition aux rayonnements sont indiscernables de ceux qui se produisent naturellement ou à la suite de l'exposition à d'autres substances cancérigènes. En outre, la littérature National Cancer Institute indique que d'autres risques physiques et les facteurs de style de vie (par exemple, le tabagisme, la consommation d'alcool et l'alimentation) chimique et contribuent grandement à nombre de ces mêmes maladies. Bien que le rayonnement peut provoquer des cancers à fortes doses et débits de dose élevés, il n'existe pas actuellement de données pour établir sans équivoque la survenue d'un cancer après une exposition à de faibles doses et débits de dose -. Dessous de 10.000 mrem (100 mSv) [1]

# Chapitre I Introduction générale

---

## Références du chapitre I :

- [1] FACT SHEET.US.NRC (united states nuclear regulatory commission, protecting people and the environnement).
- [2] Faghihi R, Mehdizadeh S, Sina S (2010) Natural and artificial radioactivity distribution in soil of Fars province, Iran. *Radiat Prot Dosim* 138:1–9
- [3] Handbook of Radiation Measurement and Protection, Brodsky, A. CRC Press 1978 and Environmental Radioactivity from Natural, Industrial and Military Sources, Eisenbud, M and Gesell T. Academic Press, Inc. 1997.
- [4] Lu Xinwei., (2005) Natural radioactivity in some building materials of Xi'an, China. *Radiation Measurements*, 40, 94-97.
- [5] Natural radioactivity. Radiation Information networks "Radioactivity in Nature".  
[http:// www.physics.isu.edu/radinf/natural.html](http://www.physics.isu.edu/radinf/natural.html)
- [6] Pavildou, S., Koroneos, A., Papastefanou, C., Christfides, G., Stoulos, S., Vavelides, M. (2006). Natural radioactivity of granites used as building materials. *J.Env.Radioact.*, 89,48 60.
- [8] Ralph E. Lapp & Howard L. Andrews, . *Nuclear Radiation Physics*. fourth edition, Prentice- Hall Inc., Englewood Cliffs, New Jersey (1972).
- [9] Shapiro J., .*Radiation Protection.*, A guide for scientists and physicists, Harvard University press, Cambridge, Massachusetts (1972).
- [10] Stoulos S., Manolopoulo M., Papastefanou C., 2003. Assessment of natural radiation exposure and radon exhalation from building materials in Greece, *Journal of Environmental Radioactivity*, 69 (3): 225–240.
- [11] Stuart Hunt and Associates Ltd, *A Brief Discussion about Naturally Occurring Materials (NORM)*[online],USA:SHA,2002.Available from:  
<http://www.stuarthunt.com/Downloads/Docs/NormText.pdf> [Accessed 31 Aug 2008]
- [12] UNSCEAR, Sources and effects of ionizing radiation. Report to General assembly, with scientific annexes, United Nations, New York, 1993.

## Chapitre I Introduction générale

---

[13] UNSCEAR, United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, 2000.

Sources, Effects and Risks of Ionizing Radiation. 2000 Report to the General Assembly with Annex B: Exposures from Natural Sources of Radiation. United Nations, New York.

[14] UNSCEAR. Sources and Effects of Ionizing Radiation. Report to General Assembly, Vol. 1, Annex B, United Nations, New York (2000).

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 et a été 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 [12]. 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 maisons [12].

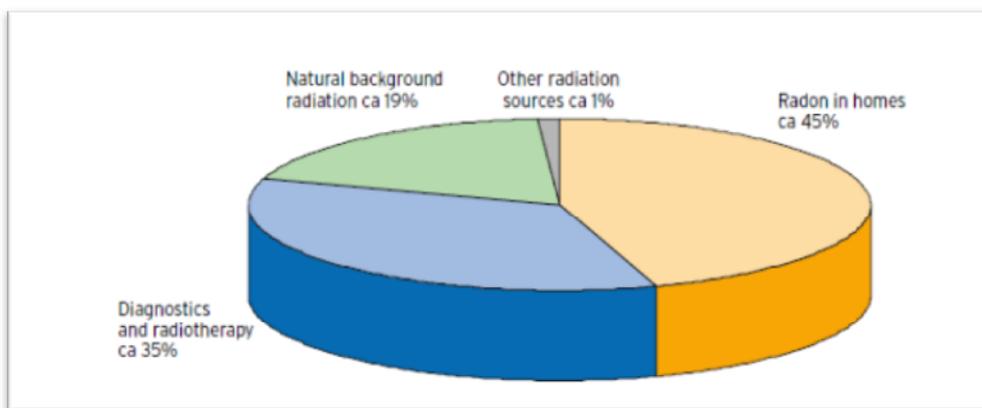


Figure II-1 la dose de rayonnement annuelle équivalente à la rutabaga moyenne est d'environ 4 milli sievert. [4]

### II-2 Les Sources de rayonnement gamma

Les sources de rayonnement gamma naturel peuvent être facilement divisées en 3 groupes, selon leur origine. Le premier groupe comprend  $^{40}\text{K}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$  et  $^{232}\text{Th}$ , qui sont soupçonnés d'avoir été synthétisés lors de la création de l'univers et la demi-vie du même ordre que l'âge de la terre ( $5 * 10^9$  années). Le deuxième groupe comprend les isotopes radioactifs qui sont des produits de filiation de la désintégration d'isotopes dans le premier groupe. Ceux-ci ont des demi-vies allant de petites fractions de seconde à 104-105 ans. Le troisième groupe comprendrait isotopes créés par des causes externes, tels que l'interaction des rayons cosmiques avec la terre et son atmosphère. [1]

## Chapitre II Le rayonnement gamma

---

Chaque photon gamma a une énergie discrète, et cette énergie est caractéristique de l'isotope source. Cela constitue la base de la spectrométrie gamma en mesurant les énergies de photons de rayons gamma, nous pouvons 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 de thorium ( $^{232}\text{Th}$  et ses filles) sont les radio-isotopes seulement qui produisent des rayons gamma de haute énergie d'une intensité suffisante pour être utilisées pour la cartographie de rayons gamma.

Le développement de l'énergie nucléaire a conduit à la création de radio-isotopes artificiels.. Ceux-ci sont créés pendant explosions expérimentales d'armes nucléaires et des réacteurs de recherche pour des utilisations scientifiques et industrielles.  $^{137}\text{Cs}$  est le principal produit de retombées émettant des rayons gamma provenant d'explosions nucléaires et des accidents. Il a une seule 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 est généralement considéré comme "fond", et est éliminé lors du traitement des données. Il existe trois principales sources de rayonnement de fond: radon atmosphérique, fond cosmique, et le fond de l'instrument.

L'atmosphérique radon ( $^{222}\text{Rn}$ ) et ses produits de filiation sont la principale source de rayonnement de fond.  $^{222}\text{Rn}$  (radon) est mobile et peut s'échapper de roches et des sols et s'accumulent dans la basse atmosphère. Ses produits de filiation ( $^{214}\text{Bi}$  et  $^{214}\text{Pb}$ ) fixent sur les aérosols atmosphériques et les particules de poussière et émettent des rayons gamma sur le déclin (désintégration).

Les Rayons gamma de haute énergie et de 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». Le fond de l'instrument se réfère aux rayonnements due à des traces de K, U et Th dans le détecteur et l'équipement environnant. Il s'agira notamment de radiation de l'aéronef ou d'un véhicule, dans le cas des levés aéroportés et voiture d'origine, respectivement. Cette composante de fond est constante. [9]

## Chapitre II Le rayonnement gamma

### II-3 l'interaction de rayons gamma avec la matière

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

#### II-3-1 L'effet photo-électrique:

En effet photo-électrique quand un gamma de basse énergie frappe un atome, l'énergie totale du rayonnement gamma ( $h\nu$ ) est dépensée dans l'éjection d'un électron de son orbite. Le résultat est l'ionisation de l'atome et l'expulsion d'un électron (fig.2).

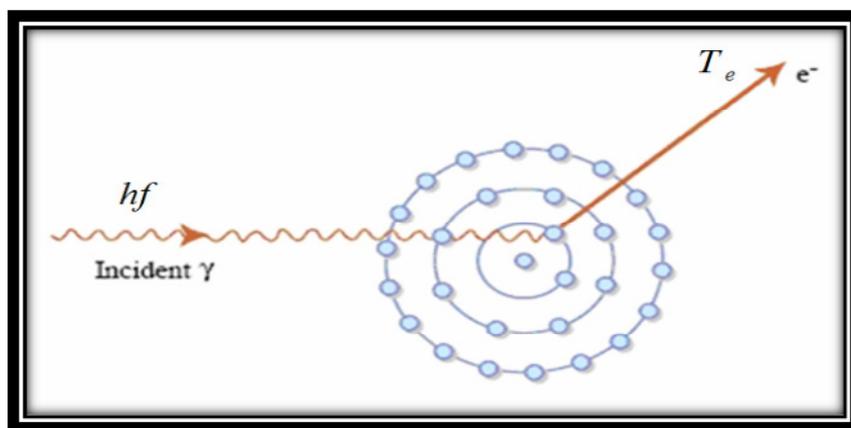


Figure (II-2): effet photoélectrique. [3].

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

$$T_e = h\nu - E_b$$

où:

$E_b$ : c'est l'énergie de liaison de l'électron atomique.

L'effet photoélectrique est le processus le plus favorable pour la spectroscopie gamma parce que généralement, tous les transferts d'énergie de photons à l'électron dans le détecteur. Après l'électron est éjecté, un trou est laissé à l'endroit de l'électron. Ce trou est rempli par la

## Chapitre II Le rayonnement gamma

transition d'un électron de l'un des niveaux d'énergie plus élevés altitude. Ce passage permet l'émission d'un rayon X caractéristique. Dans le cas de la spectroscopie des rayons gamma présente des rayons X est également absorbée par le détecteur. L'ampleur de l'effet photoélectrique augmente rapidement avec la puissance du numéro atomique ( $Z$ ) ( $Z^{4-5}$ ) du noyau de la cible [9].

### II-3-2 La diffusion Compton

En effet Compton le rayon gamma interagit avec un électron orbital, soit libres, cependant, dans ce cas, le photon perd seulement une fraction de son énergie. Diffusion inélastique des photons par électron est illustré à la figure (II -3).

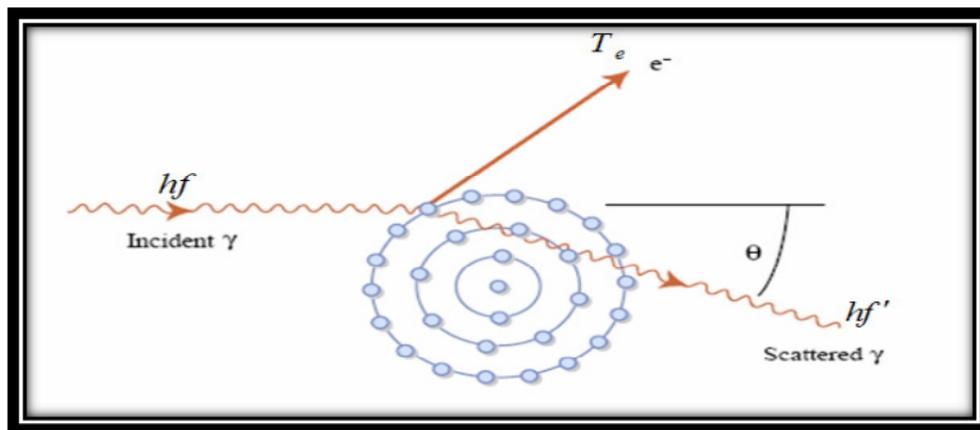


Figure (II -3): La diffusion Compton. [3]

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

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

où:

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

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

$\theta$  : est l'angle de diffusion.

## Chapitre II Le rayonnement gamma

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

La différence d'énergie entre le photon incident et diffusé apparaît comme l'énergie cinétique de l'électron et elle est donnée par:

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

Il est clair à partir de l'équation ci-dessus l'énergie des électrons varie de zéro pour  $\theta = 0$  à  $2(h\nu)^2 / (m_e c^2 + 2h\nu)$  pour  $\theta = 180$ . Cela signifie que l'énergie totale du photon n'est jamais perdue dans l'une quelconque collision. 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 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 continue s'étend vers le haut à l'énergie maximale de transfert (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 à la crête dans la gamme du spectre de Compton connu sous le pic de rétrodiffusion. La probabilité de diffusion Compton augmente linéairement avec Z [9].

### II -3-3 La production de paires

Dans la paire-production lorsque un gamma de haute énergie passe suffisamment à proximité d'un noyau lourd (production de paires se produit pas dans le vide, en raison de la violation de la conservation de l'impulsion), le rayon gamma disparaît complètement et une paire électron-positron est formé, comme représenté schématiquement sur la figure (II-4).

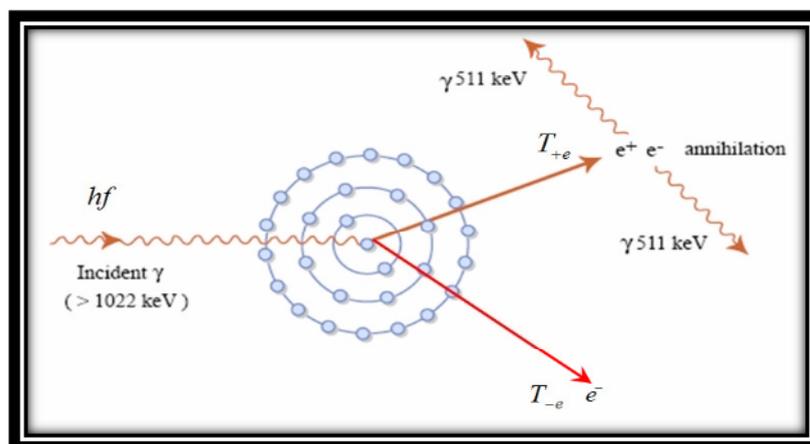


Figure (II-4) Le mécanisme de production de paires [3]

## Chapitre II Le rayonnement gamma

---

Contrairement à l'absorption photoélectrique et la diffusion Compton, des résultats de production de paire de l'interaction entre le rayon gamma de l'atome dans son ensemble, la production de paires se produisent si l'énergie des rayons gamma est plus grande que la masse au repos de la  $2m_0c^2$  électrons = 1,022 MeV, dans ce procédé résulte de la conversion d'un rayonnement gamma dans une paire électron-positron qui signifie la gamma disparaît et une paire électron-positron apparaît.

Toute l'énergie du rayon gamma photon 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 :

$$E_{e-} + E_{e+} = h\nu - 2m_0c^2 \quad (3)$$

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

$$h\nu = 2M_e C^2 + K.E_{-e} + K.E_{+e} \quad (4)$$

Pour cette réaction ait lieu, l'énergie gamma d'origine ( $h\nu$ ) doit être au moins égale à l'énergie totale de masse au repos des deux l'électron et le positron ( $2MeC^2 = 1022keV$ ).

Toute énergie supérieure à 1022keV devient énergies cinétiques  $K.E_{-e}$  et  $K.E_{+e}$ , de l'électron et le positron, respectivement. Le positons peut alors annihiler l'une des électrons atomiques dans le détecteur afin de produire deux photons d'énergie 511 KeV. Ces deux photons peuvent être soit absorbés ou s'échapper du détecteur.

Ceci donne lieu à des pics d'échappement dans le spectre de rayons gamma. Si on échappe photons du détecteur puis on observe un pic à  $h\nu - M_e c^2$ , mais si deux d'entre eux évasion, un pic observé à  $h\nu - 2M_e c^2$  dans le spectre. Le processus a clairement un seuil d'énergie de 1022 KeV. [9]

## Chapitre II Le rayonnement gamma

### II-4 Types de désintégration radioactive

#### II-4-1 Désintégration de Particule alpha

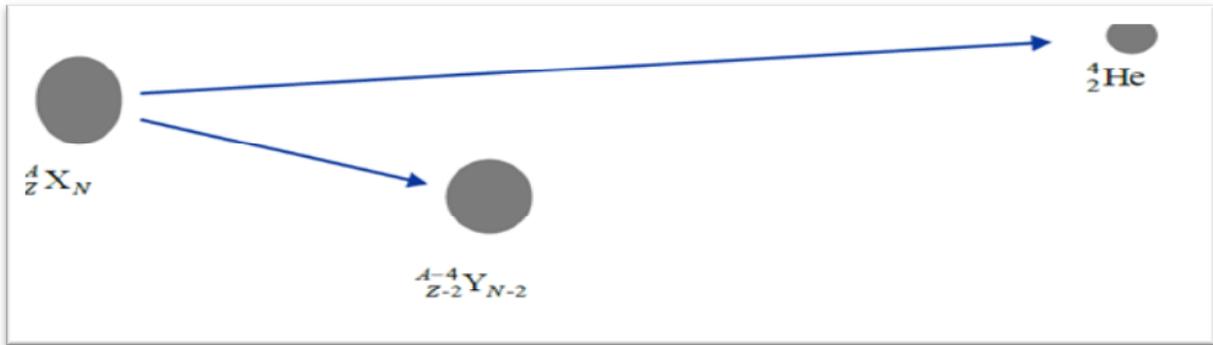
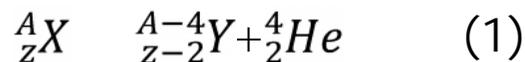


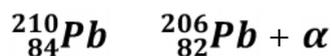
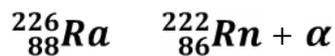
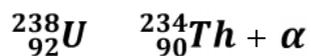
Figure (II-5) Emission de l'alpha réduit la masse du noyau.[14]

Il est le symbole qui sert à caractériser la désintégration alpha. Il s'agit d'une émission de deux neutrons et deux protons c'est-à-dire le noyau d'hélium  ${}^4\text{He}^{+2}$ , environ tous les matériaux géologiques naturels avec  $Z \geq 83$  (éléments lourds) sont émetteur alpha, une simple équation qui décrit la désintégration alpha est :



Les particules alpha sont une charge électrique a une grande masse et de très courtes distances, ne peuvent pas pénétrer dans la couche morte de la peau et ne provoquent pas de danger direct pour le corps externe. L'inhalation ou l'ingestion de particules alpha peuvent présenter des dangers internes tels qu'ils émettent dans le corps, ils peuvent endommager les organes et les irradier.  ${}^{241}_{95}\text{Am}$ ,  ${}^{238}_{92}\text{U}$ ,  ${}^{230}_{90}\text{Th}$ , et  ${}^{227}_{88}\text{Ra}$  sont la désintégration des nucléides avec une émission alpha.

Exemples:

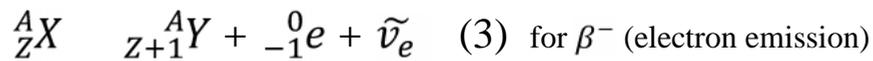


## Chapitre II Le rayonnement gamma

### II-4-2 La désintégration bêta

La désintégration bêta est un type de désintégration radioactive caractérisé par l'émission de particules  $e^-$  ou  $e^+$  (rayonnement), a une masse de 0,000548 amu, ce sont très vite et provoquer l'ionisation moins intense et en comparant plus pénétrante avec des particules alpha et parce qu'ils ont petite masse, ils ne se déplacent pas en ligne droite et déviés facilement et causent d'émettre des rayons X appelé rayonnement de freinage. Les 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 exprimée par l'équation suivante :



où  $\bar{\nu}_e$  est un antineutrino électrons et  $\nu_e$  est un  $\nu_e$  neutrino électronique, un positron a la même masse au repos du signe d'électrons mais opposée en charge électrique. [7, 8].

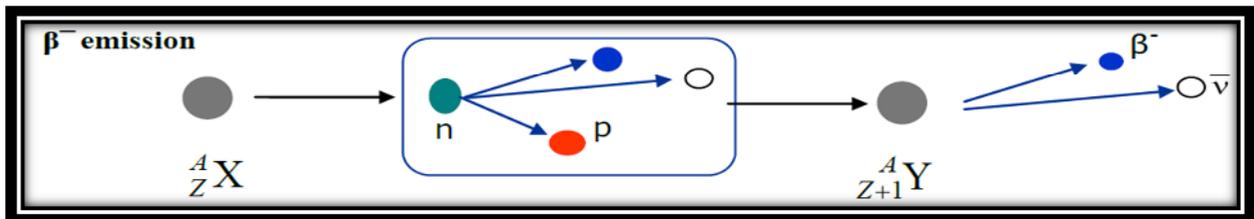


Figure (II-6) Emission de  $\beta^-$  [14]

Exemple:

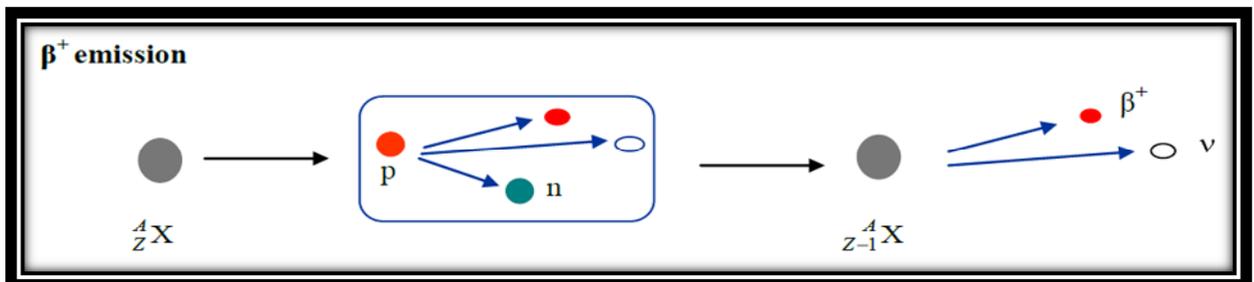
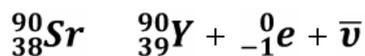
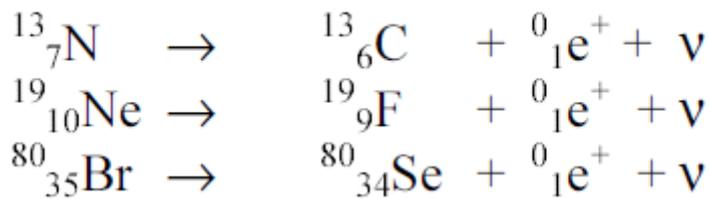


Figure (II-7) Emission de  $\beta^+$  [14]

## Chapitre II Le rayonnement gamma

---



### II-4-3 La désintégration gamma

Cette forme de désintégration n'est pas comme la désintégration alpha et beta, il ne doit pas changer de masse et aucun changement dans le nombre ou le type de nucléons dans le noyau, il n'y a pas de changement dans Z et A, qui a appelé isomère, et ne pas perdre de l'énergie soudain en petites quantités, dispersés. Le rayon gamma n'est pas une particule, mais une grande énergie sous forme de rayonnement électromagnétique d'une fréquence très élevée (longueurs d'onde de  $10^{-10}$  m) la discussion qui suit explique comment les rayons gamma interagissent avec la matière à comprendre comment il interagit avec le détecteur.

Exemple:

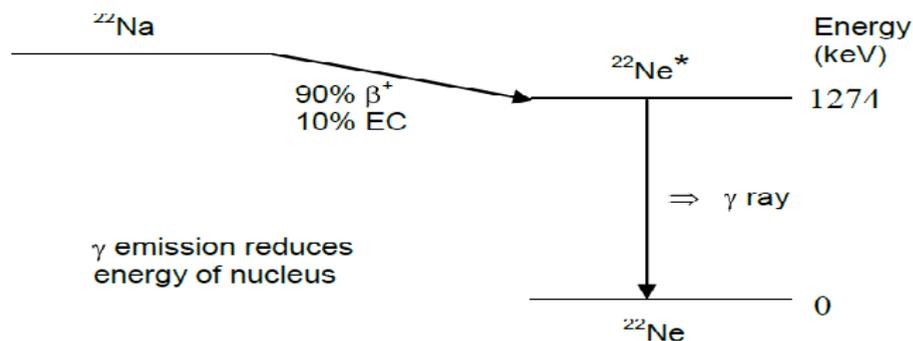


Figure (II-8) Emission gamma réduit l'énergie de noyau[14]

### II-5 Unités de rayonnement et de la dose de rayonnement:

Il ya des unités couramment utilisées pour mesurer le rayonnement et la dose de rayonnement. Nous définissons la plupart de ces unités en bref: Becquerel (Bq) et curie (Ci): sont des unités communes utilisées pour la radioactivité. Le (Bq) est défini comme: une désintègre par seconde.

## Chapitre II Le rayonnement gamma

---

Curie est égal  $3.7 \times 10^{10}$  désintégrations par seconde. (Ci) est la grande unité donc nous utilisons habituellement milli curies et micro ou kilo et méga Becquerel.

En raison de ce que les instruments qui ne sont pas efficaces à 100%, nous sommes souvent utilisons les coups par unité de temps au lieu de désintégration [7].

**i) Exposition:** Toute faisceau ionisant passant par air provoque l'ionisation de l' les molécules de gaz et la formation d'une charge électrique.

$$\text{L'exposition } e = q / m \text{ coulombs.kg}^{-1} \quad (1)$$

Où  $q$ : est produite la charge électrique totale et  $m$  est la masse d'air. L'unité d'exposition est coulombs par kilogramme ( $\text{kg}^{-1}$ ); l'ancienne unité est Roentgen [15].

**ii) le taux d'exposition:** Montant de l'exposition par unité de temps et les unités de taux d'exposition est  $\text{c.kg}^{-1}.\text{s}^{-1}$  [15].

**iii) Kerma:** Le montant de la perte d'énergie dans un petit volume d'air et l'unité de Kerma est gris (Gray).

Kerma utilisé seulement pour les hauts photons d'énergie qui sont une mesure importante pour la thérapie de radiation (radiothérapie) et n'est pas généralement utilisée dans la radiologie diagnostique. [15]

**iv) la dose absorbée  $D$  :** est la mesure de l'énergie absorbée par un volume de matière (air ou de tissus)

$$D = \frac{E}{M} \quad (2)$$

La dose absorbée dans l'air peut être identique à du tissu, car le nombre atomique moyen d'air 7.6 qui est très proche de l'eau et des tissus mous et de la dose absorbée mesurée par  $\text{J kg}^{-1}$  ou gris (Gy) [15].

La probabilité de dégâts d'irradiation des tissus dépend non seulement de la dose absorbée, mais aussi sur le type et l'énergie du rayonnement.

## Chapitre II Le rayonnement gamma

---

### v) Dose équivalente $H_T$ :

L'équivalent de dose est la dose absorbée en moyenne sur un tissu ou un organe et pondéré en fonction du type de rayonnement.

$H_T$  de la dose équivalente: est l'équivalent de dose dans le tissu T pour une  $D_T$  de la dose absorbée à partir d'un rayonnement ayant un facteur de pondération  $W_R$  est:

$$H_T = D_T \times W_R \quad (1-3)$$

La dose équivalente est mesurée en Savert (sv).[15]

### vi) l'équivalent de dose efficace:

Cette quantité exprime la mesure globale du détriment sanitaire associé à chaque tissu irradié comme une dose au corps entier. Il est calculé par la relation :

$$E = H_T \times W_T$$

Une valeur de l'équivalent de dose efficace est sur tout risque par (Sv) d'irradiation de tout le corps. La somme des doses efficaces.

$$E = \sum H_T \times W_T$$

Cependant, pour la dose de rayonnement que nous utilisons de nombreuses unités pour mesurer la dose de rayonnement absorbée, soit l'équivalent de la dose et de l'exposition [15].

**vii) Roentgen:** est une unité utilisée pour mesurer l'exposition à l'air et seulement pour les rayons X et rayons gamma. Un Roentgen a de l'énergie à produire 0.000258 Coulombs de charges par ionisation dans l'air sec. Le Roentgen est limité en usage à l'heure actuelle, parce que Roentgen est utilisé uniquement pour le gamma et les rayons X et seulement dans l'air [11].

**viii) Gray et rad:** est une unité utilisée pour mesurer la dose absorbée se rapporte à un support d'énergie absorbée par la matière et utilisé pour tout type de rayonnement et de tout type de matériau, où 1 rad est égale à 100 ergs par gramme et 1 grise est égal à 100 rad. Ces appareils ne sont pas utilisés pour décrire les effets biologiques [2, 11].

## Chapitre II Le rayonnement gamma

---

**ix) Severt et rem:** Il s'agit d'une unité utilisée pour mesurer une quantité appelée équivalent de dose et cela concerne la dose absorbée dans les tissus humains pour les dommages biologique efficace de rayonnement.

Notez que pas toute la radiation a le même effet biologique si le tissu a la même quantité de rayonnement; Sv dépend du facteur de qualité (Q):

$$1 \text{ rem} = 1 \text{ rad} \times Q \quad (1)$$

$$1 \text{ Sv} = 100 \text{ rem} \quad (2)$$

### II-6 La loi de désintégration radioactive

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

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

$$dn = - \lambda N dt \quad (01)$$

Le signe négatif en raison de la diminution de N avec l'augmentation de t, alors on peut écrire l'équation (01)

$$A = - \frac{dN}{dt} = \lambda N \quad (02)$$

où: A représente l'activité et  $\lambda$  est la constante de décroissance, en intégrant les deux côtés de (02)

$$\ln N = - \lambda t + c \quad (03)$$

et si l'on considère Non nombre d'atomes à  $t = 0$ , alors  $c = \ln N_0$ , en vous abonnant à (03)

$$\ln N = - \lambda t + \ln N_0 \quad (04)$$

$$\ln \frac{N}{N_0} = - \lambda t \quad (05)$$

## Chapitre II Le rayonnement gamma

---

$$\frac{N}{N_0} = e^{-\lambda t} \quad (06)$$

L'équation (06) décrivent la loi de désintégration radioactive exponentielle et puisque l'activité (A) et le nombre d'atomes sont proportionnels, l'activité diminue suivant le même taux de décroissance des atomes

$$\frac{A}{A_0} = e^{-\lambda t} \quad (07)$$

où: A : représente l'activité à l'heure

$\lambda$  : est la constante de désintégration ( $s^{-1}$ )

$A_0$  : L'activité initiale

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,

$$\frac{1}{2} = e^{-\lambda t} \quad (08)$$

prenant le logarithme naturel des deux côtés

$$\ln \frac{1}{2} = -\lambda t \quad (09)$$

$$-\lambda t = \ln \frac{1}{2} = -\ln 2 \quad (10)$$

$$t_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda} = \frac{0.693}{\lambda} \quad (11)$$

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

Becquerel (Bq) est l'unité SI de l'activité définie comme une désintégration par seconde, et Curie (Ci) est l'activité attribuée à 1 g de l'ancien unité  $^{226}\text{Ra}$ , cette unité est l'ancienne unité.

[15]

## Chapitre II Le rayonnement gamma

---

### **Références du chapitre II :**

[1] Australian geological survey organization. GPO Box 3/8, Canberra Act 2601.

[2] Bobby R. Scott "Bobby's Radiation Glossary for Students".

<http://www.lrri.org/radiation/radgloss.htm>

[3] 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-ACBD-581427686B64/0/session2a.pdf>

[Accessed date 6 September 2008]

[4] EPA United States Environmental Protection Agency. Office of Air and Radiation, Office of Radiation and Indoor Air

EPA-402-K-10-008, April 2012.

[5] European Nuclear Society, Decay Chains, Natural, [online], Available from

<http://www.euronuclear.org/info/encyclopedia/d/decaybasinnatural.htm>

[6] GUIDELINES FOR RADIOELEMENT MAPPING USING GAMMA RAY SPECTROMETRY DATA, IAEA, VIENNA, 2003

IAEA-TECDOC-1363, ISBN 92-0-108303-3

ISSN 1011-4289 © IAEA, 2003 Printed by the IAEA in Austria July 2003

[7] Health physics society radiation basics

<http://hps.org/publicinformation/ate/faqs/radiation.html>.

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

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

## Chapitre II Le rayonnement gamma

---

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

[11] Max L. Baker, Ph.D. Department of Radiology. University of Arkansas for Medical Sciences- Radiobiology for Radiographic Anatomy August 1995.

[12] National Council on Radiation Protection (NCRP) Report 93,1987

<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-colections/fact-sheets/bioeffects-radiation.html>.

[13] Physics of radiation.

<http://www.ehs.unr.edu/rso/radprin.htm>

[14] Radioactive decay.pdf

[15] Willian W. Nazaroff and Anthony V. Nero, .Radon and its decay products in indoor air,(1987).



CHAPITRE III  
METHODOLOGIE ET  
MATERIEL

## Chapitre III Methodologie et materiel

### III-1 Préparation des échantillon

Un total de deux échantillons de matériaux de construction naturels et manufacturés utilisés dans la briqueterie de Tafna (Tlemcen) et de Ghazawat (Tounane) ont été recueillis.



Carte géographique de Tlemcen



Carte géographique de Ghazaouet

## Chapitre III Methodologie et materiel

---



Briqueterie de Tafna

les échantillons sont transportés au laboratoire ou ils subissent une préparation préalable avant l'analyse celle-ci consiste en :

- Un broyage à l'aide d'une machine de broyage afin de les réduire en poudre.
- Un tamisage (tamis de diamètre 1mm) qui permettra d'exclure les éléments gênants.
- Un séchage à une température de 105°C pendant 24h.
- Enfin, nous avons mis dans des fioles hermétiques.

Les fioles ont été stockés pendant environ quatre semaines pour assurer l'équilibre séculaire.



Nous avons un tube à essai de masse 6.3268 grammes qui va servir pour toutes les mesures expérimentales que nous allons effectuer.

## Chapitre III Methodologie et materiel

---

Le tube à essai est introduit à vide dans le spectromètre gamma (détecteur NaI(Tl)) afin de mesurer la radioactivité induite par le rayonnement du bruit de fond, ou plus communément appelé le « Background »

A l'aide du programme Acquisition et analyse gamma qui est relié à l'appareil nous commençons le processus. avant de procéder à la mesure des rayons gamma de chaque échantillon, nous devons toujours procéder en premier lieu à l'étalonnage de l'appareil pour en extraire les effets du rayonnement du bruit de fond. Le temps de mesure compté est de 24 heures soit 86 400 secondes. Au bout de ce temps le spectre correspondant est enregistré dans le PC relié. Nous prenons les énergies de certains radionucléides et on note les frappes afin de calculer la concentration de la radioactivité.



Génie 2000 CANBERRA



Détecteur NaI(Tl) type 2x2 CANBERRA

Pour chaque type de brique en poudre (brique de Tounane et Tafna), nous avons pris trois pesées différentes allant de 10.5662grammes,10.5072g,10.4842g ,et 9.3602 grammes, 7.5562 g, et 9.2952 g pour les échantillons de Tounane et Tafna respectivement.

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

### III-2 Détection d'un rayonnement gamma

#### III-2-1 Spectrométrie Gamma

Le rayonnement gamma est émis lorsque les noyaux atomiques désexcitent, qui parfois peut se produire en raison de désintégration alpha ou bêta. Les particules gamma, qui sont des photons, peuvent être détectés par l'intermédiaire de leur interaction avec la matière et de leurs énergies peuvent être déterminées.

Deux principaux types de détecteurs de rayons gamma sont des détecteurs à scintillation et des détecteurs semi-conducteurs. Le détecteur au laboratoire de spectrochimie et pharmacologie structurale est du premier type (scintillation). [8]

#### III-2-2 détecteurs à scintillation:

Le volume sensible d'un détecteur à scintillation est un matériau luminescent (solide, liquide, ou gazeux) qui est perçu par un dispositif qui détecte les émissions de lumière à rayons gamma induits [généralement un tube photomultiplicateur (PMT)]. Le matériau scintillateur peut être organique ou inorganique; celui-ci est plus fréquente. Des exemples de scintillateurs organiques sont anthracène, matières plastiques et liquides. Les deux derniers sont moins efficaces qu'anthracène (la norme par rapport à laquelle les autres scintillateurs sont comparés). Certains matériaux communs à scintillation inorganiques sont l'iodure de sodium (NaI), de l'iodure de césium (CSI), le sulfure de zinc (ZnS), et de l'iodure de lithium (LiI). Les détecteurs à scintillation les plus courantes sont solides, et les plus populaires sont les cristaux inorganiques NaI et CSI. Un nouveau matériau de scintillation, bismuth germanate (Bi<sub>4</sub>Ge<sub>3</sub>O<sub>12</sub>), communément appelé BGO, est devenu populaire dans les applications où sa haute efficacité de comptage gamma et / ou de sa sensibilité aux neutrons inférieure emporter sur les considérations de résolution en énergie. [7,3,1,10]

## Chapitre III Methodologie et materiel

### III-2-2 -1 Scintillateurs inorganiques

- Comme dans les semi-conducteurs, le rayonnement primaire crée des paires électron-trou qui peuvent se recombiner de différentes manières en fonction du matériau, dopants ou activateurs.

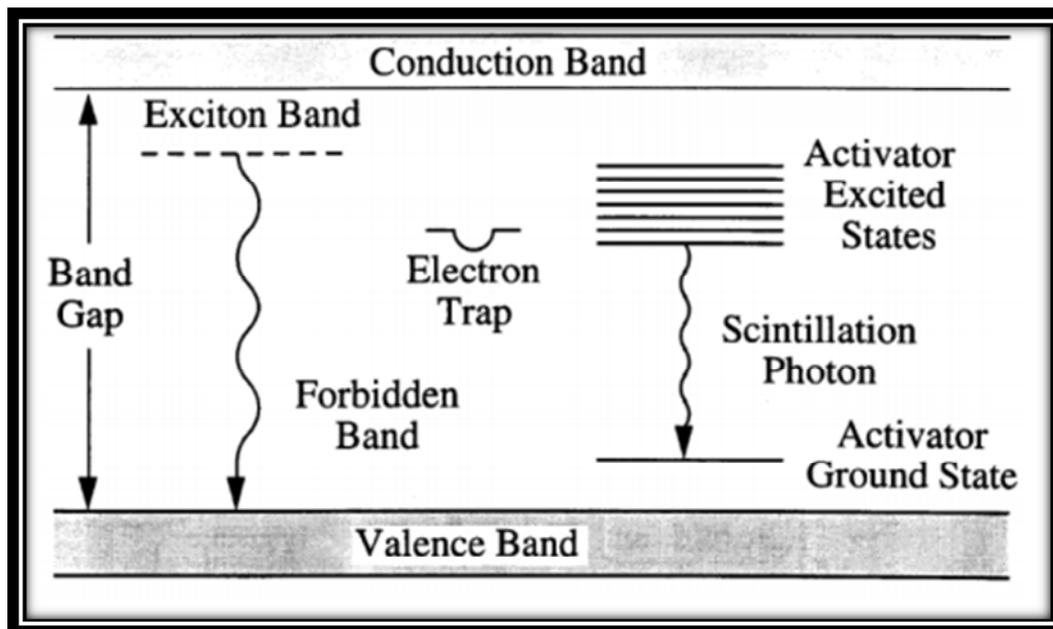
- Contrairement aux semi-conducteurs, la recombinaison et la désexcitation par émission de lumière est le but ici ...

Impuretés ou activateurs sont souvent ajoutés fournir les états énergétiques dans l'intervalle de bande interdite par lequel les électrons peuvent se désexciter de nouveau dans la bande de valence.

- E-h paires peuvent migrer de manière autonome (comme dans SC).

- E-h paires forment des excitons (lié paires encore mobiles).

- Désintégration par activateurs avec une énergie inférieure à la bande interdite pas d'auto absorption. [13]



### III-2-3 Détection expérimentale de rayons 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. Nous examinons maintenant comment cela peut être fait avec un scintillateur, photomultiplicateur.[4]

#### a) Scintillateurs

Une méthode pour la détection des rayonnements ionisants est basé 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 frappant "phosphores" sur la face interne du tube cathodique (CRT).

Pour la détection de particules, et en particulier la détection de la mesure d'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 paires électrons-trous sont créées en tant que l'ionisation favorise l'électrons de valence à la bande de conduction. La décrépidité des électrons en arrière de la bande(l'orchestre) de valence est inefficace. La décrépidité (la désintégration) des électrons en arrière de la bande de valence est inefficace. Les activateurs créent des sites dans le cristal avec des niveaux d'énergie dans la région interdite, à proximité de la bande de conduction. Trous d'électrons dans la dérive de la bande de valence vers les activateurs et ioniser eux. Les électrons libres trouvent les sites ionisés et passent voir, créant des états activateurs excités. Si cette décrépidité rapidement aux photons visibles ( $t \approx 500$  ns) le résultat est appelée la fluorescence; ceci est le composant 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 états excités activateur carie sans rayonnement, et l'énergie de l'ionisation est dit être étanchée. Le nombre de paires électron-trou ionisation qui se traduisent par un photon de scintillation est appelé  $L$  l'efficacité du scintillateur. 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

## Chapitre III Methodologie et materiel

---

scintillateur. NaI (Tl) 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 telles que la détection des rayons X médicaux. Il est hygroscopique (étant un sel), de sorte que les cristaux doivent être contenus dans des boîtes, comme vous pouvez le voir dans les configurations.

Le grand rendement lumineux conduit à une bonne résolution en énergie, mais la constante pour le signal en scintillateurs inorganiques le temps est assez long,  $\sim 200$  ns. En haute vitesse, ou des applications de synchronisation rapide, une famille de substitution de scintillateurs plastique est utilisé. Dans ces matériaux, l'excitation et la décomposition des états moléculaires qui se passe avec les échelles de temps atomique, sans complication par des effets de transport, et les largeurs d'impulsion de scintillation sont de nanosecondes de commande, avec une résolution de la nanoseconde fractionnaire sur le temps de montée.

Cependant, l'intensité lumineuse est plus faible si la résolution en énergie est faible par rapport aux composés inorganiques. [4]

### b) Photomultiplicateurs

Le photomultiplicateur (PMT) est un dispositif de tube qui fonctionne comme un intensificateur d'image d'un des canaux. La lumière tombe sur une photocathode, et les électrons sont émis par l'intermédiaire de l'effet photoélectrique. Certains optique électrostatiques simples accélère ces électrons et les dirige vers le premier d'une série de surfaces, appelé dynodes, choisi parmi les matériaux ayant une bonne émission d'électrons secondaires. Le dynodes est arrangé mécaniquement pour que dynodes adjacent soit dans les millimètres l'un 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. III-1 )

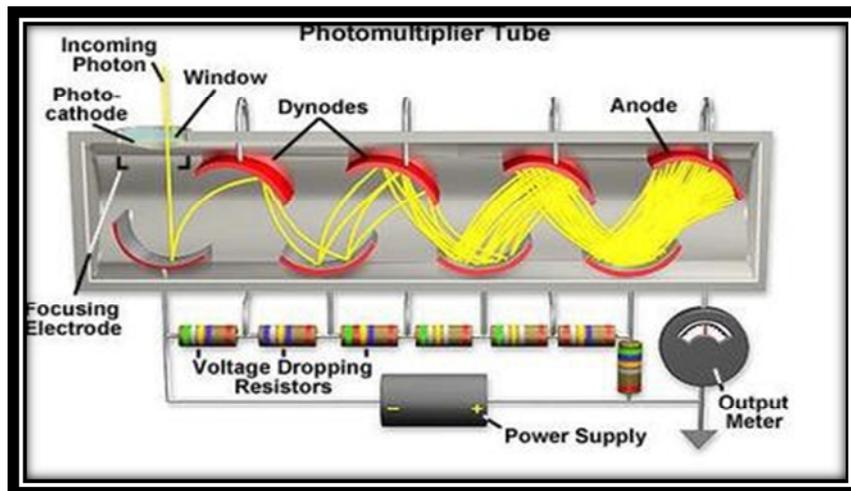


Figure (III-1) Le tube photomultiplicateur [2]

Dans cet arrangement, les photoélectrons de la cathode créent une douche (gerbe) d'électrons de la première dynode, et ensuite une réaction en chaîne d'émission d'électrons s'écoule le long du tube, à l'amplification de la taille du paquet d'électrons à chaque dynode. Enfin, la grande impulsion des électrons est collectée à l'anode. Amplifications  $\sim 10^6$  sont typiques, donc si 1000 électrons quittent la cathode, l'impulsion de fin de charge est  $\sim 10^{-10}$  coulombs), bien dans la sensibilité d'entrée du décent frais amplificateur d'intégration.

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 multicanaux 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 agencée en tant que (fig. III-1), 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. [4]

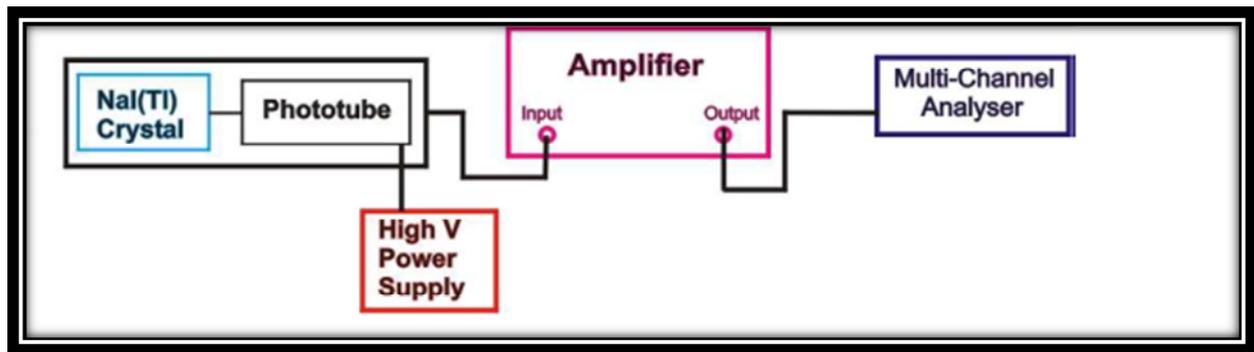


Figure: (III-2) schéma électronique pour système de spectroscopie de rayons gamma avec NaI (Tl) détecteur.

### III-3 détection gamma dans notre laboratoire (Tlemcen)

Dans notre laboratoire, nous utilisons NaI (Tl) scintillation détecteur Modèle 727/727R plomb Shield Modèle 2MW2 / 2.

La qualité des mesures par l'utilisation de la spectrométrie gamma pour les analyses environnementales dépend dans une large mesure de l'équipement et de l'environnement, dans lequel les mesures sont effectuées. Afin de réduire les incertitudes à un niveau acceptable, il est important que le rayonnement de fond est faible en comparaison avec le rayonnement de l'échantillon que l'on souhaite analyser. Parce que les échantillons environnementaux n'ont pas tendance à être très radioactif, ce critère n'est pas si facilement atteint. Essentiellement, les échantillons environnementaux sont souvent rien de plus que ce qui est communément appelé «fond». Les choses se compliquent encore par le fait que le rayonnement gamma est très difficile d'arrêter. Il peut être considérablement réduit par des boucliers d'éléments denses tels que le plomb, mais il ne peut jamais être complètement absorbé par n'importe quel matériau. Les cristaux scintillateurs sont utilisés pour détecter le niveau d'énergie et de l'intensité des rayons gamma. Les cristaux sont utilisés comme matériau fonctionnel clé dans la science et la technologie moderne. Son application peut être trouvée dans diverses occasions telles que l'aéroport, la gare, les douanes, le port ainsi que le champ de l'exploration pétrolière et géographique où la détection est nécessaire. [5]

### III-3-1 NaI (Tl) des détecteurs à scintillation

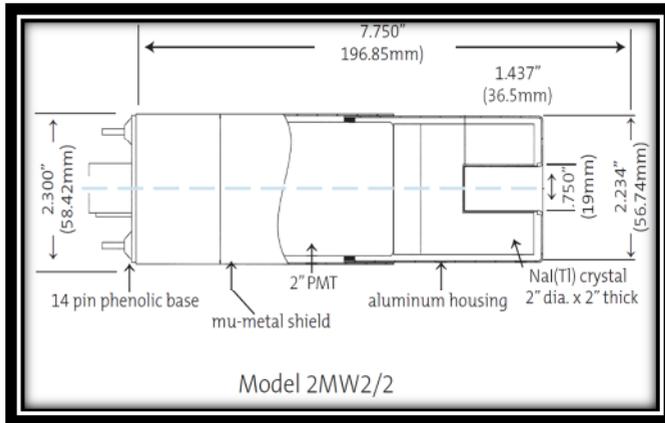
Un rayon gamma interagissant avec un scintillateur émet une impulsion de lumière, qui est convertie en une impulsion électrique par un tube photomultiplicateur. Le photomultiplicateur se compose d'une photocathode, une électrode de focalisation et de 10 ou plus de dynodes qui multiplient le nombre d'électrons les frappent chacun plusieurs.

Les propriétés du matériau de scintillation nécessaire à une bonne détecteurs sont la transparence, la disponibilité en grande dimension, et une grande sortie de lumière proportionnelle à l'énergie des rayons gamma. Relativement peu de matériaux ont de bonnes propriétés pour les détecteurs. Thallium activé NaI et cristaux CsI 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  $^{137}\text{Cs}$  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 photo tubes. Les cristaux construits avec un puits à permettre le comptage des échantillons faibles géométrie 4 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 elle est économique. [14]

La fin bien configuration est la plus efficace et elle est utilisée pour le dosage radio-immunologique, les lingettes et échantillon de comptage

## Chapitre III Methodologie et materiel



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

Figure (III-3) modèle 2MW2/2 [11]

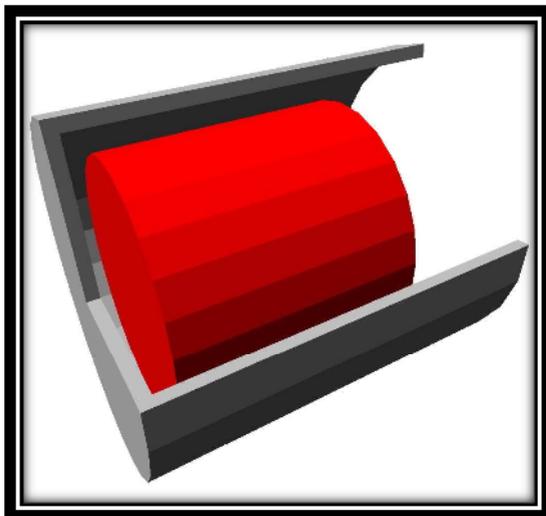


Figure (III-4) Détecteur NaI(Tl) type 2x2 CANBERRA

### Caractéristiques

#### PHYSIQUE

diamètre - 21,6 cm (8,5 po).

Hauteur - 52,1 cm (20,5 po).

Poids - 127 kg (280 lb).

POIDS - 138 kg (305 lb).

#### Accessoires

Modèle 727-1 - Adaptateurs pour 802-2 x 2, 2 x 2W

## Chapitre III Methodologie et materiel

---

Modèle 727-2 - Adaptateurs pour 802-3 x 3, 3 x 3W.

Modèle 727-3 - Support de l'échantillon (pour 727 seulement).

Canberra 802-2x2 NaI (Tl) Détecteur.

L'ICN ensemble détecteur 802-2x2 (Tl) est fabriqué par Canberra Inc. et contient un cristal  $\emptyset$  sodium-iodure activé au thallium  $2 \times 2$  pouces fabriqué par Saint-Gobain Cristaux. Le NaI (Tl) détecteur 802-2x2 est montré dans la figure (III-4). L'ensemble de détection comprend la NaI (Tl) de cristal 2x2 cm, d'un tube photomultiplicateur, et un blindage magnétique / lumière interne, qui sont tous scellés hermétiquement dans un boîtier en aluminium. L'arrière du détecteur contient un connecteur à 14 broches, capable de monter un modèle 2007P base de tube de combinaison Canberra et préamplificateur. Le détecteur fonctionne en conjonction avec des modules d'amplificateur à haute tension et externes pour produire un spectre de sortie par l'intermédiaire d'un analyseur à canaux multiples (MCA). Le circuit détecteur-module d'acquisition de données avec le détecteur de sodium-iodure est représenté sur la figure (III-6), et représente la base de tube montée et l'ensemble de préamplificateur. Les données ont été acquises en utilisant le 2007P base de Canberra de combinaison de tubes et préamplificateur, qui a été alimenté par une Canberra 3002D Alimentation haute tension à 0,91 kV et amplifié par le module Canberra 2022 et le gain grossier  $\times 300$ , fin de gain  $\times 0.613$ , 0,5 $\mu$ s temps de mise en forme, et la sortie UNIPOLAR au MCA. [12]



Figure (III-5) Canberra 802-2x2 NaI (Tl) détecteur [13]

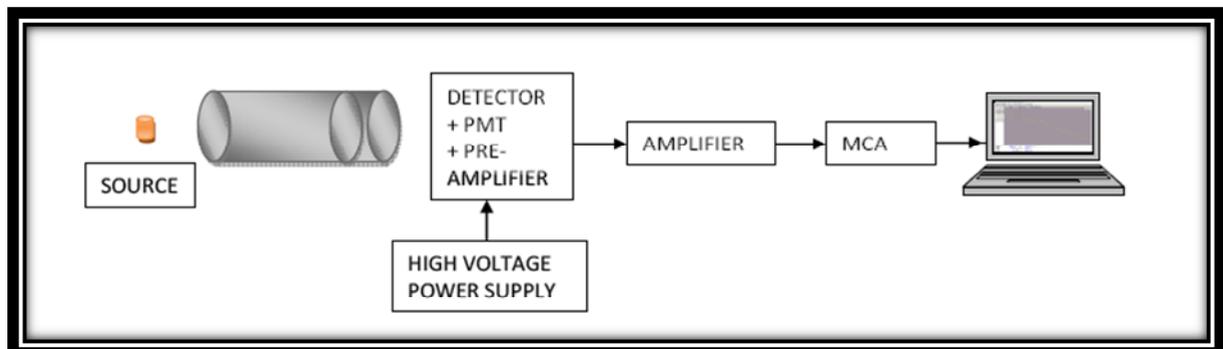


Figure (III-6) 2x2 NaI (Tl) Configuration du circuit de détection [12]

## Chapitre III Methodologie et materiel

---

Le modèle 727 bouclier universel accueille NaI détecteurs (TL) jusqu'à 3 in.x 3 in. en taille offrant deux centimètres de blindage de plomb autour du détecteur. Le bouclier est bordée de 0,6 cm (0,25 po) d'épaisseur en cuivre ou en laiton pour minimiser les interférences de rayons X de plomb et est à double enveloppe de 0,6 cm (0,25 po) d'acier et recouvert d'une peinture époxy texturé attrayant et durable.

Le 727 peut être utilisé avec des détecteurs standard ou bien type et pourra accueillir des échantillons jusqu'à 8,9 cm (3,5 in.) de diamètre et de 7,6 cm (3 in.) de longueur. L'accès à la chambre d'échantillon est disponible par le biais de la prise en gradins qui offre de 2,5 cm (1 in.) d'ouverture de diamètre, ou par le biais du dessus pivotant qui s'ouvre presque sans effort à droite ou à gauche, en fournissant l'ouverture sur toute la surface nécessaire pour les grands échantillons. [9]

Les kits d'adaptateurs sont disponibles pour une variété de tailles de détecteurs. Le porte-échantillon en option permet d'espacer échantillon-détecteur de 0 à 3 pouces par incréments de 0,25 pouce.

Le 727R modèle est comme le modèle 727, sauf qu'il dispose d'un espace de l'échantillon élargi pour accueillir 10 cm (4 in.) de cartouches de charbon de bois de diamètre. L'espace de l'échantillon élargi est de 11,4 cm de diamètre et de 3,8 cm de profondeur (4,5 par 1,5 pouces).

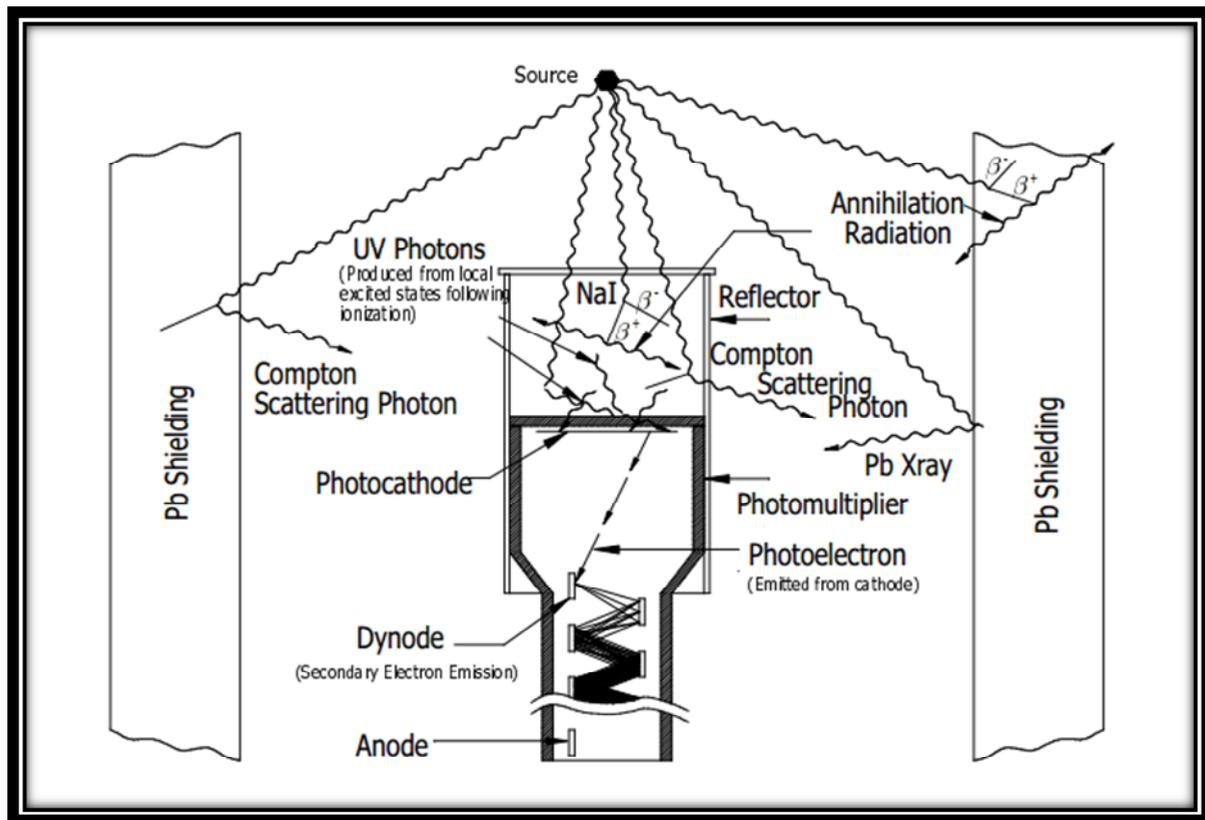


Figure (III-7): Schéma d'un détecteur NaI et la source montrant diverses interactions de rayons gamma [6].

### III-4 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 actifs faibles, comme la plupart des échantillons environnementaux, cela nécessite généralement au moins quelques jours de mesures. Lorsque la mesure d'un échantillon est terminée, le spectre gamma peut être analysé directement dans l'ordinateur en utilisant un logiciel spécial, dans ce cas, un programme appelé Genie 2000. Toutefois, l'identification des pics gamma par Genie 2000 requiert une bibliothèque nuclidique avec des informations sur les énergies de pointe pour tous les radionucléides concernés. En outre, le calcul des probabilités d'émission nécessite d'émission pour tous les pics pertinents. Ces informations doivent être fournies par l'opérateur. Dans le cadre de ce travail une bibliothèque nuclidique mise à jour a été compilée basée sur des données de décroissance de Laboratoire National de Henri Becquerel (2004). La nouvelle bibliothèque comprend tous les principaux nucléides émetteurs gamma émis par les chaînes de désintégration naturels ainsi que de nombreux autres 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. Etalonnages

## Chapitre III Methodologie et materiel

---

d'efficacité disponibles pour les différents systèmes de détection qui ont été utilisées. Enfin, la détermination des activités pour les différents radionucléides doit également comporter la connaissance de quel des pics dans les spectres qui sont fiables et comment on doit agir afin d'obtenir des mesures précises pour que de nombreux radionucléides pertinents que possible. [5]

### III-4-1 Mesure $^{238}\text{U}$ par spectrométrie gamma

$^{238}\text{U}$  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  $^{238}\text{U}$  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  $^{238}\text{U}$  grâce à l'équilibre séculaire.  $^{238}\text{U}$  sera en équilibre séculaire avec sa fille,  $^{234}\text{Th}$ , dans les quatre mois tout au plus, et donc  $^{234}\text{Th}$  peut être adressée à la place. El-Daoushy et Hernández (2002) ont montré comment il est possible de faire des déterminations absolues précises des activités  $^{234\text{m}}\text{Pa}$  dans les échantillons environnementaux. Au moment de conclure, l'92,5 keV doublet de pointe 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 63 keV pic. Ainsi, le 63 keV de  $^{234}\text{Th}$  pic fournit un moyen de déterminer l'activité  $^{238}\text{U}$  par spectrométrie gamma. Le seul risque pourrait être la perturbation de  $^{232}\text{Th}$  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  $^{238}\text{U}$ . Toutefois, aucune correction pour l'auto-absorption ont été réalisées, ce qui pourrait conduire à une sous-estimation des activités  $^{238}\text{U}$  dans les échantillons avec une forte teneur en minéraux. [10]

### III-4-2 Mesure $^{226}\text{Ra}$ par spectrométrie gamma

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

Afin de mesurer  $^{226}\text{Ra}$  d'une manière plus appropriée, on doit se tourner vers ses filles. Toutefois, le  $^{222}\text{Rn}$  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  $^{222}\text{Rn}$  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 rétabli dans l'échantillon. Dans le cas où l'échantillon ne remplit pas complètement le conteneur qui est utilisé dans les mesures, l'échantillon est

## Chapitre III Methodologie et materiel

---

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  $^{222}\text{Rn}$ , mais aussi de ses filles de courte durée, par exemple  $^{218}\text{Po}$ ,  $^{214}\text{Pb}$  et  $^{214}\text{Bi}$ . 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 filles du radon fournissent la meilleure façon de mesurer avec précision l'activité  $^{226}\text{Ra}$  dans un échantillon. Le meilleur choix est  $^{214}\text{Pb}$  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  $^{214}\text{Pb}$  est vraiment en équilibre séculaire avec  $^{226}\text{Ra}$ . D'autre part, cela permet la correction de l'ingérence dans le pic 185/186 keV afin que l'activité  $^{235}\text{U}$  peut être consulté. [5]

### III-4-3 Mesure d'autres nucléides de la chaîne de l'uranium par spectrométrie gamma

$^{210}\text{Pb}$  peut être mesurée à l'aide de son pic de 46,5 keV, mais nécessite des corrections pour l'auto absorption dans certains cas. Cependant, aucun de ces corrections n'ont pas encore été faite pour ces mesures, ce qui pourrait conduire à une légère sous-estimation des activités  $^{210}\text{Pb}$ , surtout dans les échantillons de gravier et d'argile. Les mesures de deux autres membres importants de la chaîne de l'uranium ont également été tentées, mais ces mesures sont incertaines et leur fiabilité reste à être testée.  $^{230}\text{Th}$  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  $^{230}\text{Th}$ . En raison de la probabilité d'émission basse les précisions ne seront pas très bonnes, même si les temps de mesure relativement longs sont utilisés. Si de meilleures mesures sont requises, spectrométrie alpha doit être utilisée.

L'autre radionucléide est  $^{234}\text{U}$ , qui a une petite pointe à émission probabilité 0,123% à 53,20 keV. En outre, il est recouvert par un (1,07%) de pointe beaucoup plus intense de  $^{214}\text{Pb}$ , dont l'énergie est 53,23 keV. Cependant,  $^{234}\text{U}$  peut s'attendre échantillons où il ya un enrichissement significatif de l'uranium en comparaison avec radium à contribuer considérablement à ce pic. Depuis  $^{214}\text{Pb}$  est facile de déterminer via d'autres lignes de gamma, l'ingérence dans ce pic peut être corrigé pour une activité  $^{234}\text{U}$  approximatif être calculé. Toutefois, aucun exemple où ces méthodes ont été employées pour déterminer les activités  $^{230}\text{Th}$  et  $^{234}\text{U}$  ont été rencontrés dans la littérature. Par conséquent, leur fiabilité est sujette à caution jusqu'à une validation adéquate a été effectuée. [5]

### III-4-4 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,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{228}\text{Ra}$  et  $^{228}\text{Th}$ .  $^{232}\text{Th}$  a une petite ligne de gamma (63,81 keV), qui, cependant, est recouverte par 63.28 keV ligne

## Chapitre III Methodologie et materiel

---

gamma de  $^{234}\text{Th}$ . Cela peut causer des incertitudes dans la mesure du  $^{238}\text{U}$ , car il est difficile de compenser la contribution du  $^{232}\text{Th}$ . Comme l'autre ligne de gamma majeur de  $^{234}\text{Th}$  ne peut faire confiance en raison des influences de rayons X, il semble plus ou moins impossible de déterminer indirectement l'activité  $^{232}\text{Th}$  par spectrométrie gamma.

$^{228}\text{Ra}$  ne peut pas être mesuré directement, mais grâce à sa fille  $^{228}\text{Ac}$ , il est possible de mesurer indirectement.  $^{228}\text{Ac}$  a plusieurs lignes de gamma, mais la meilleure à utiliser est probablement la ligne 338.32keV. Dans les échantillons solides, il est possible d'utiliser plus d'un pic pour améliorer la précision des mesures.  $^{228}\text{Th}$ , enfin, a un petit pic dans la région des rayons X (84.37 keV), ce qui rend impossible de mesurer directement. Grâce aux demi-vies courtes de thorium restant en chaîne nucléide, il est toutefois possible d'accéder à l'activité  $^{228}\text{Th}$  par ces filles comme  $^{212}\text{Pb}$  et  $^{208}\text{Tl}$ , dont le premier est probablement le meilleur. En conséquence,  $^{212}\text{Pb}$  est le radionucléide qui a été utilisé pour déterminer les activités de  $^{228}\text{Th}$  à ces mesures. Son pic (238,63 keV) a une probabilité d'émission très élevée (43,6%), ce qui permet une détermination précise même dans les petites et relativement purs échantillons [5].

### III-4-5 Mesure de nucléides de la chaîne d'actinium par spectrométrie gamma

Parmi les nucléides de la chaîne d'actinium c'est surtout  $^{235}\text{U}$  et  $^{231}\text{Pa}$  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 en 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  $^{235}\text{U}$  (57,2%), mais souvent ce pic est risqué d'utiliser en raison des interférences des  $^{226}\text{Ra}$ . En déterminant l'activité  $^{226}\text{Ra}$  via sa fille  $^{214}\text{Pb}$  il est toutefois possible de corriger l'interférence de  $^{226}\text{Ra}$  et de cette manière de déterminer indirectement l'activité de  $^{235}\text{U}$ . Dans les échantillons solides autres pics peuvent également être utilisés. Le pic (143,76 keV) est le pic avec la seconde probabilité d'émission le plus élevé (10,96%) mais alors il faut faire attention à l'interférence de pic (144.23 keV) de  $^{223}\text{Ra}$  (3,22%).

Quand il s'agit de  $^{231}\text{Pa}$ , la situation est encore plus compliquée. La meilleure façon d'accéder à  $^{231}\text{Pa}$  est probablement via  $^{227}\text{Th}$ ,  $^{223}\text{Ra}$  ou  $^{219}\text{Rn}$ , mais aucune évaluation de ces possibilités a été rencontrée dans la littérature.  $^{227}\text{Th}$  a une ligne de gamma à 235.96 keV avec une probabilité d'émission de 12,6%, ce qui est dangereusement proche de 238.63 keV ligne de gamma intensif de  $^{212}\text{Pb}$ , mais avec une bonne résolution en énergie, il devrait être possible d'effectuer des mesures fiables.  $^{223}\text{Ra}$  a une ligne de gamma à 269.46 keV avec une probabilité relativement élevée d'émission (13,7%), mais malheureusement, il ya un risque évident d'interférence de  $^{228}\text{Ac}$  (270.24 keV) et malheureusement également la meilleure ligne de gamma de  $^{219}\text{Rn}$  à 271.23 keV. Si les activités sont élevées, il devrait être possible d'utiliser la correction d'interférence et pointe encore plus petite pour déterminer les activités  $^{231}\text{Pa}$ . Il est également possible de tester la fiabilité des mesures de  $^{231}\text{Pa}$  par comparaison entre ces trois radionucléides [5].

## Chapitre III Methodologie et materiel

---

### Références de chapitre III:

- [1] C. E. Moss, E. J. Dowdy, and M. C. Lucas, “Bismuth Germanate Scintillators: Applications in Nuclear Safeguards and Health Physics,” **Nuclear Instruments and Methods A242, 480 (1986).**
- [2] Concepts in Digital Imaging Technology Photomultiplier Tubes. Available from: <http://learn.hamamatsu.com/articles/photomultipliers.html>.
- [3] F. Adams and R. Dams, **Applied Gamma-Ray Spectrometry** (Pergamon Press, New York, 1975).
- [4] Gamma ray spectroscopy, advanced physics laboratory. March 13, 2006. available from: [http://instructor.physics.lsa.umich.edu/adv-labs/Gamma\\_Spectroscopy/gamma\\_ray\\_spectroscopy.pdf](http://instructor.physics.lsa.umich.edu/adv-labs/Gamma_Spectroscopy/gamma_ray_spectroscopy.pdf).
- [5] Gamma-ray Spectroscopy Declan Cockburn: 02038633. Lab partner: William Walshe. February 2005
- [6] Gamma Ray Spectroscopy Experiment GRS ,University of Florida — Department of Physics PHY4803L — Advanced Physics Laboratory Available from: [http://www.phys.ufl.edu/courses/phy4803L/group\\_I/gamma\\_spec/gamspec.pdf](http://www.phys.ufl.edu/courses/phy4803L/group_I/gamma_spec/gamspec.pdf).
- [7] G. F. Knoll, **Radiation Detection and Measurement** (John Wiley & Sons, Inc., New York, 1979).
- [8] Isotopic Disequilibrium for Assessment of Radionuclide Transport in Peat Lands Uranium Thorium Series Nuclides in a Core from Klarebäcksmossen, Oskarshamn, Sweden Fredrik Lidman, UPPSALA UNIVERSITET, Avril, 2005.
- [9] Measurement solutions for Nuclear safety, security and the environment (Canberra). <http://www.canberra.com/products/detectors/scintillation-detectors.asp>  
<http://www.canberra.com/default.asp>.
- [10] P. E. Koehler, S. A. Wender, and J. S. Kapustinsky, “Improvements in the Energy Resolution and High-Count-Rate Performance of Bismuth Germanate,” **Nuclear Instruments and Methods A242, 369 (1986).**
- [11] Saint-Gobin crystals: [www.detectors.saint-gobin.com](http://www.detectors.saint-gobin.com)
- [12] Shaheen Azim Dewji , ASSESSING INTERNAL CONTAMINATION AFTER A RADIOLOGICAL DISPERSION DEVICE EVENT USING A 2X2-INCH SODIUM- IODIDE DETECTOR, Georgia Institute of Technology ,May 2009

## Chapitre III Methodologie et materiel

---

[13] Spring 2010 Radiation Detection & Measurements :

[http://inst.nuc.berkeley.edu/NE104/Lectures/Scintillation-Detectors\\_NE104\\_Spring10.pdf](http://inst.nuc.berkeley.edu/NE104/Lectures/Scintillation-Detectors_NE104_Spring10.pdf)

[14] The Compton Effect- Compton Scattering and Gamma Ray Spectroscopy

( *James Edgar Parks July 2004*) *The University of Tennessee Knoxville, Tennessee 37996-1200*)



CHAPITRE IV  
CALCULS

### IV-1 coefficients 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 [5]. Les interactions photoélectriques sont dominantes à l'énergie basse, Compton dispersant au milieu de gammes d'énergie tandis que la production de paire est dominante à de hautes énergies. 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 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 lequel l'électron 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. les bords d'absorption similaires se produisent à des énergies plus faibles pour le L, M, . coquilles d'électrons de l'atome [7].

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

$$\sigma_{tot} = \sigma_{pe} + \sigma_{pp} + \sigma_c \quad (IV-1)$$

où  $\sigma_{pe}$ ,  $\sigma_{pp}$  et  $\sigma_c$  sont respectivement des sections transversales pour l'absorption photoélectrique, la production de paires et effet Compton [1].

Les Tableaux actuels du coefficient d'atténuation de masse  $\mu / \rho$  s'appuient sur des valeurs théoriques pour la section totale par atome, qui est liée à  $\mu / \rho$  selon

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

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

En multipliant le coefficient d'atténuation massique  $\mu / \rho$  par la densité  $\rho$  du matériau, le résultat sera le coefficient d'atténuation linéaire  $\mu$ .

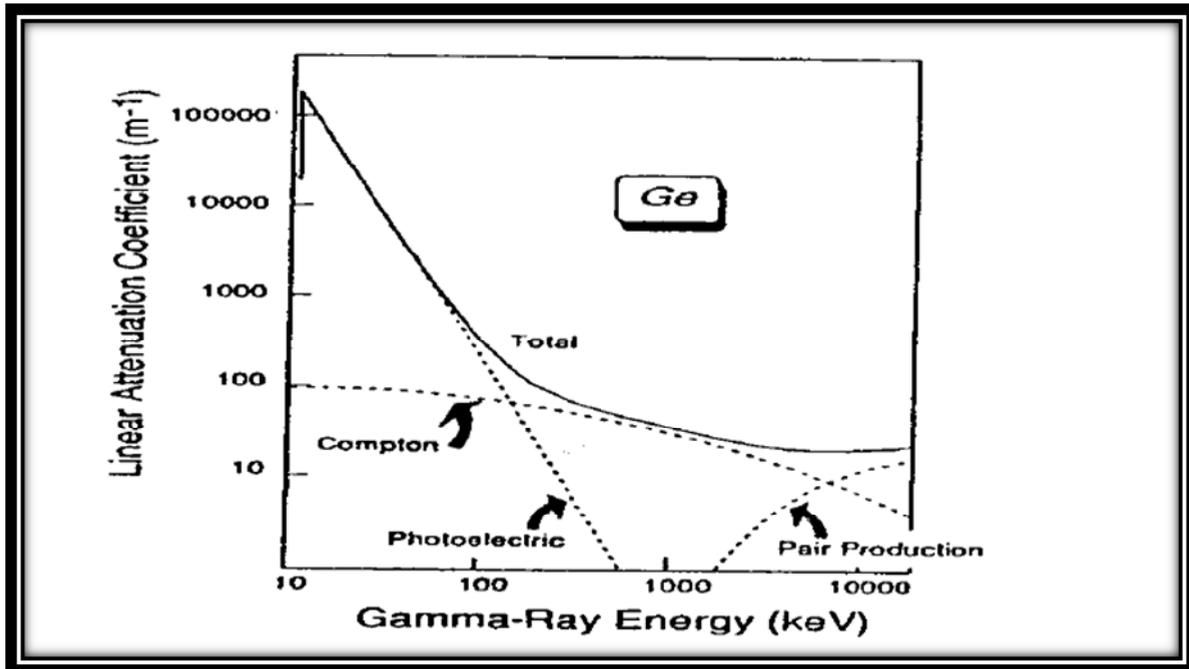


Figure (IV-1): Le coefficient d'atténuation linéaire de germanium et de ses composantes sur une échelle log-log [5].

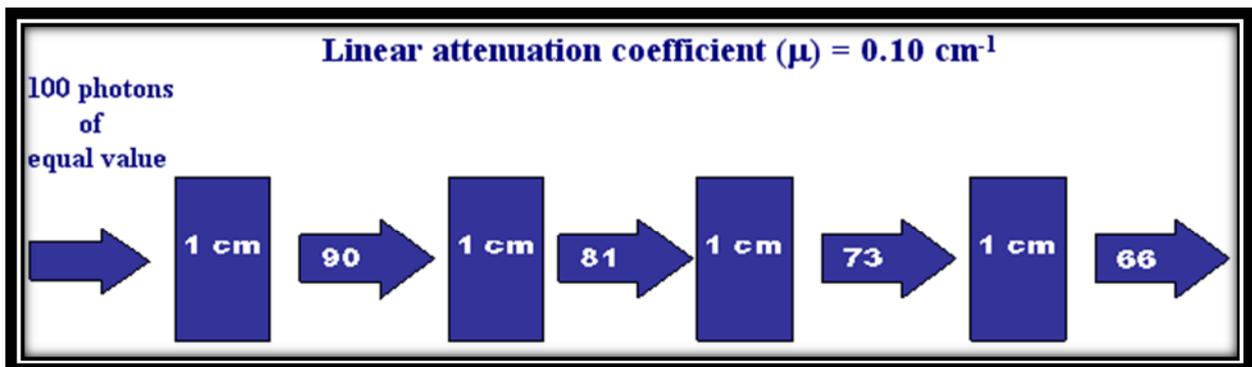


Figure (IV-2) Coefficient d'atténuation linéaire

### IV-2 Masse coefficient d'atténuation

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

## Chapitre IV calculs

---

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 vrac. Le ratio  $Z / A$  est presque constante pour tous sauf pour les éléments les plus lourds et de l'hydrogène. [8,6,3 ,7]

$$P = Z\rho/A \quad (\text{IV -1})$$

Où

$P$  = la densité d'électrons

$Z$  = nombre atomique

$\rho$  = masse volumique

$A$  = La masse atomique

Le rapport entre le coefficient d'atténuation linéaire de la masse volumique ( $\mu / \rho$ ) est appelé le coefficient d'atténuation massique  $\mu$  et a des dimensions de surface par unité de masse ( $\text{cm}^2 / \text{g}$ ). 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. Le coefficient d'atténuation de masse peut être écrit en fonction d'une section de réaction,  $\sigma$  ( $\text{cm}^2$ ):

$$\mu = \frac{N_0\sigma}{A} \quad (\text{IV-2})$$

où  $N_0$  est le nombre de Avogadro ( $6,02 \times 10^{23}$ ) et  $A$  est le poids atomique 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, l'équation 2-1 peut être réécrite comme

où  $x = \mu l$ .

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  $\mu$ . 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. Références 3 et 4 sont largement utilisés tableaux des coefficients d'atténuation masse des éléments. L'équation (4-3) est utilisé pour calculer le coefficient d'atténuation massique pour des matériaux composites:

## Chapitre IV calculs

$$\mu = \sum \mu_i w_i \quad (\text{IV -3})$$

Où  $\mu_i$  = coefficient d'atténuation massique du  $i^{\text{ème}}$  élément

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

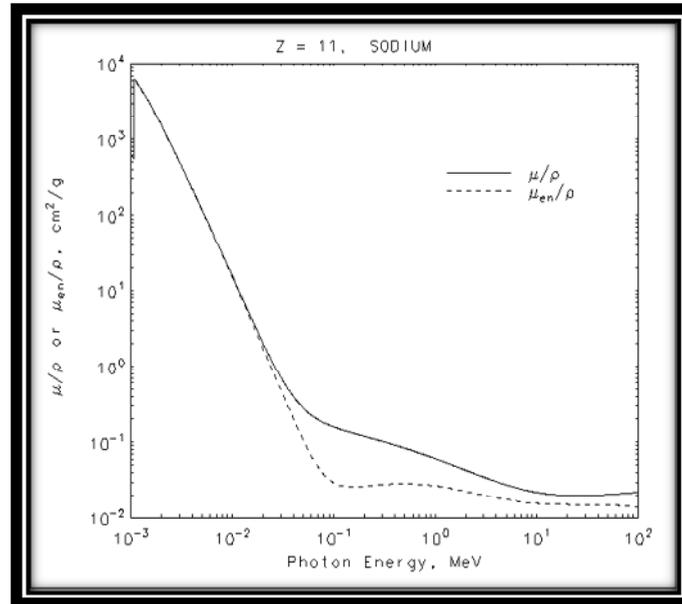
### IV-2-1 Tables de coefficient d'atténuation

Sodium

Z = 11

Energie (MeV)	$\mu$ / (cm <sup>2</sup> /g)	$\mu_{en}$ / (cm <sup>2</sup> /g)
1.00000E-03	6.542E+02	6.522E+02
1.03542E-03	5.960E+02	5.941E+02
1.07210E-03	5.429E+02	5.410E+02
1.07210E-03	6.435E+03	6.320E+03
1.50000E-03	3.194E+03	3.151E+03
2.00000E-03	1.521E+03	1.504E+03
3.00000E-03	5.070E+02	5.023E+02
4.00000E-03	2.261E+02	2.238E+02
5.00000E-03	1.194E+02	1.178E+02
6.00000E-03	7.030E+01	6.915E+01
8.00000E-03	3.018E+01	2.941E+01
1.00000E-02	1.557E+01	1.499E+01
1.50000E-02	4.694E+00	4.313E+00
2.00000E-02	2.057E+00	1.759E+00
3.00000E-02	7.197E-01	4.928E-01
4.00000E-02	3.969E-01	2.031E-01
5.00000E-02	2.804E-01	1.063E-01
6.00000E-02	2.268E-01	6.625E-02
8.00000E-02	1.796E-01	3.761E-02
1.00000E-01	1.585E-01	2.931E-02
1.50000E-01	1.335E-01	2.579E-02
2.00000E-01	1.199E-01	2.635E-02
3.00000E-01	1.029E-01	2.771E-02
4.00000E-01	9.185E-02	2.833E-02
5.00000E-01	8.372E-02	2.845E-02
6.00000E-01	7.736E-02	2.830E-02
8.00000E-01	6.788E-02	2.760E-02
1.00000E+00	6.100E-02	2.669E-02
1.25000E+00	5.454E-02	2.549E-02
1.50000E+00	4.968E-02	2.437E-02
2.00000E+00	4.282E-02	2.249E-02
3.00000E+00	3.487E-02	1.997E-02
4.00000E+00	3.037E-02	1.842E-02
5.00000E+00	2.753E-02	1.743E-02
6.00000E+00	2.559E-02	1.675E-02
8.00000E+00	2.319E-02	1.595E-02
1.00000E+01	2.181E-02	1.552E-02
1.50000E+01	2.023E-02	1.508E-02
2.00000E+01	1.970E-02	1.496E-02

Tableau (IV-1): Coefficients d'atténuation(Sodium)



## Aluminum

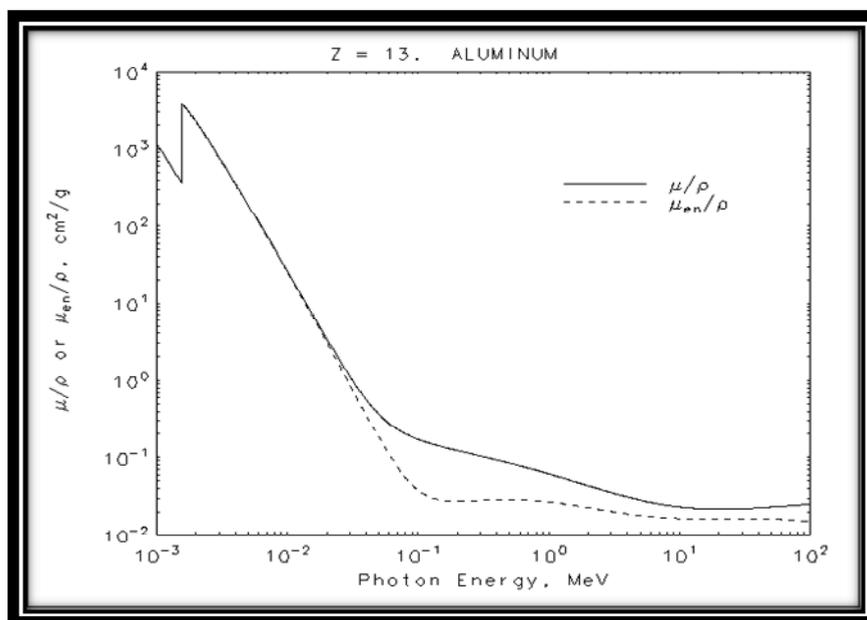
Z = 13

Energie (MeV)	$\mu/$ ( $\text{cm}^2/\text{g}$ )	$\mu_{en}/$ ( $\text{cm}^2/\text{g}$ )
1.00000E-03	1.185E+03	1.183E+03
1.50000E-03	4.022E+02	4.001E+02
1.55960E-03	3.621E+02	3.600E+02
1.55960E-03	3.957E+03	3.829E+03
<b>K</b> 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

## Chapitre IV calculs

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-2): Coefficients d'atténuation(Aluminium)



Iode

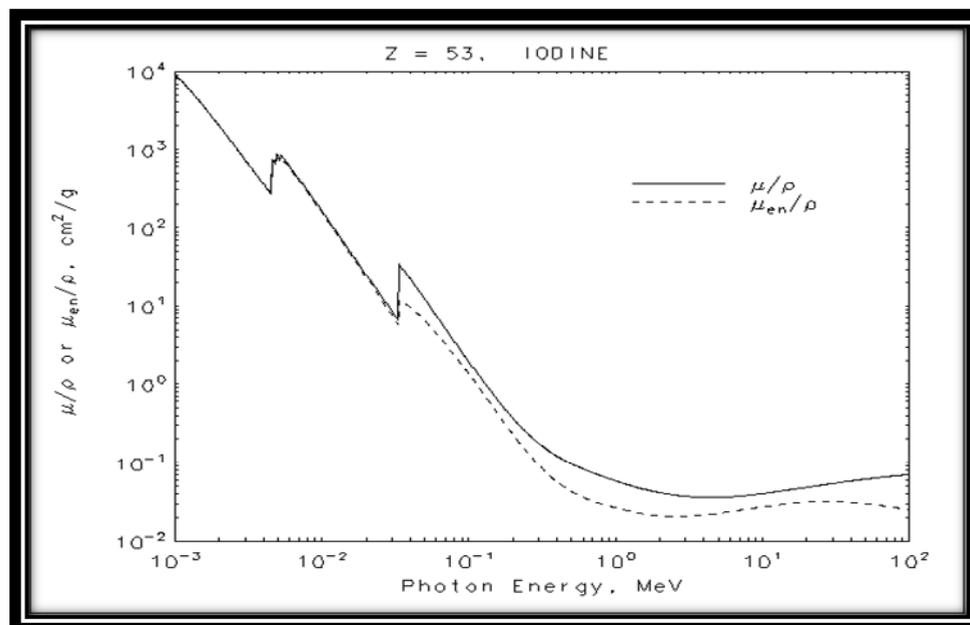
Z = 53

Energie (MeV)	$\mu$ / ( $\text{cm}^2/\text{g}$ )	$\mu_{\text{en}}$ / ( $\text{cm}^2/\text{g}$ )
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

## Chapitre IV calculs

	8.0000E-03	2.922E+02	2.777E+02
	1.0000E-02	1.626E+02	1.548E+02
	1.5000E-02	5.512E+01	5.208E+01
	2.0000E-02	2.543E+01	2.363E+01
	3.0000E-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
	4.0000E-02	2.210E+01	9.616E+00
	5.0000E-02	1.232E+01	6.573E+00
	6.0000E-02	7.579E+00	4.518E+00
	8.0000E-02	3.510E+00	2.331E+00
	1.0000E-01	1.942E+00	1.342E+00
	1.5000E-01	6.978E-01	4.742E-01
	2.0000E-01	3.663E-01	2.295E-01
	3.0000E-01	1.771E-01	9.257E-02
	4.0000E-01	1.217E-01	5.650E-02
	5.0000E-01	9.701E-02	4.267E-02
	6.0000E-01	8.313E-02	3.598E-02
	8.0000E-01	6.749E-02	2.962E-02
	1.0000E+00	5.841E-02	2.646E-02
	1.2500E+00	5.111E-02	2.399E-02
	1.5000E+00	4.647E-02	2.243E-02
	2.0000E+00	4.124E-02	2.092E-02
	3.0000E+00	3.716E-02	2.059E-02
	4.0000E+00	3.607E-02	2.142E-02
	5.0000E+00	3.608E-02	2.250E-02
	6.0000E+00	3.655E-02	2.357E-02
	8.0000E+00	3.815E-02	2.553E-02
	1.0000E+01	4.002E-02	2.714E-02
	1.5000E+01	4.455E-02	2.980E-02
	2.0000E+01	4.823E-02	3.101E-02

Tableau (IV-3): Coefficients d'atténuation(Iode)



## Chapitre IV calculs

Utilisation de la théorie et de nombreux tableaux des coefficients d'atténuation des rayons gamma et comparés entre eux, puis nous avons calculé ces coefficients (masse et linéaire) en utilisant la formule de sommation supérieure, et prenons la valeur moyenne pour chaque énergie du rayonnement gamma comme le montrent notre tableau .

U-238 A	Gamma Energy KeV	Probab %		$\mu_1(\text{Na})$ Cm <sup>2</sup> /g W <sub>i</sub> =0.153	$\mu_2(\text{I})$ Cm <sup>2</sup> /gW $\frac{2}{2}=$ 8.1466	$\mu_i \cdot w_i$ $\mu_{m.cal.}$ (NaI) *	$\mu_{m.ref.}$ (NaI) <sub>N</sub> IS **	$\mu_{m.ref.}$ (NaI) <sub>low</sub> ENERGIES	$\mu_{m.mean}$ (NaI) average	$\mu_1(\text{NaI})$ = $\mu_m \cdot \rho$ $\rho = 3.67$ g/cm <sup>3</sup>	$\mu_1(\text{NaI})$ average	$\mu_1(\text{Al})$ 1/cm NIST	$\mu_1(\text{Al})$ average		
<b>226Ra</b>	186.1 *	0.0351 0.0712	1	0.123	0.50	0.4188	0.425	1.450	0.420	1.541	1.541	0.343	0.343		
	241.9 8	0.1815 0.0351		0.110	0.25	0.2173	0.278	0.860	0.245	0.899	0.860	0.310	0.295		
	295.2 1	0.441 0.0476		0.102	0.163	0.1486	0.153	0.629	0.151	0.554	0.629	0.290	0.280		
	351.9 2			0.095	0.130	0.1151	0.130	0.480	0.122	0.448	0.480	0.260	0.260		
	609.3 1			0.077	0.079	0.0762	0.078		0.077	0.283	0.283	0.205	0.205		
	768.6 3			0.069	0.070	0.0675	0.068		0.068	0.249	0.249	0.188	0.190		
	49.5* *			0.244	11.2	9.1874	10.40		9.89	36.30		0.96			
	<b>238U</b>														
	<b>214pb mean</b>	295.1 325.0 351.9 3		19.24 % 37.2 % 35.34 %		0.102 0.099	0.160 0.145	0.1456 0.1331	0.153 0.142	0.629 0.530	0.149 0.138	0.547 0.506	0.629 0.530	0.29 0.28	0.280 0.270
	<b>214Bi</b>	609.3		46.36 %		0.077	0.079	0.0762	0.078		0.077	0.283	0.283	0.205	0.205
<b>214Bi</b>	1764.			0.046	0.043	0.0420	0.043		0.043	0.158	0.158	0.126	0.126		
<b>214Bi</b>	5 1120. 3	15.8% 15.1 %		0.057	0.053	0.0520	0.051		0.051	0.187	0.187	0.156	0.156		
<b>234m Pa</b>	1001. 1	0.6%		0.060	0.057	0.0558	0.057		0.056	0.206	0.206	0.165	0.165		
<b>234Th</b>	63.28 92.37 *	4.47% 2.60%	2	0.200 0.155	7.32 2.60	6.016 2.1477	6.100 2.220	20.946 7.400	6.05 2.18	22.20 8.000		0.71 0.49			
<b>210Pb</b>	46.5	4.25%									1.578 1.872	0.345 0.385	0.345 0.385		
		%													
		%									0.510 0.220	0.274 0.174 0.171	0.265 0.174		
<b>235U</b>	185.7 0 143.7 *	57.25 % 10.96 %	3	0.125 0.128	0.51 0.60	0.4360 0.5096	0.425 0.516	1.460 2.400	0.43 0.51	1.578 1.872	same	0.193	0.193		
											Same 0.600 0.866	0.43 0.285 0.293	0.275 0.300		
<b>232Th</b>	B										0300 same	0.215 0.054	0.215		

## Chapitre IV calculs

<b>228Ac</b>	338.3 * 911.2 969.8	11.40 % 27.7 % 5.2 %		0.097 0.065 0.062	0.151 0.060 0.058	0.1379 0.0589 0.0565	0.140 0.062 0.059	0.500	0.139 0.060 0.058	0.510 0.220 0.213	Up Same same	0.274 0.175 0.172	
<b>224Ra</b>												0.156	
<b>212Bi</b>	727.00	11.8 %		0.075	0.072	0.0709	0.071			0.257		0.145	
<b>212Pb</b>	115.18 300.09 238.6 *	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	4.300 0.600 0.866	1.495 0.150 0.205	5.487 0.550 0.752		0.210 0.183	
<b>208Tl From2</b>	583.20 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	
<b>228Th</b>	212Pb 2615 Tl	238.6 3		0.117	0.158	0.1469	0.190	0.866	0.169	0.620		0.137	
<b>228Ra</b>	338.32 911.07 969.1 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	0.500	0.139 0.060 0.058	0.510 0.220 0.213			
<b>60Co</b>	1173	100 %		0.057	0.055	0.0527	0.054		0.0530	0.195			
<b>60Co</b>	1332	100 %		0.052	0.050	0.0488	0.050		0.0495	0.182			
<b>134Cs</b>	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			
<b>137Cs</b>	661.6	85 %		0.070	0.075	0.0720	0.075		0.0735	0.270			
<b>40k C</b>	1460. 8	10.66 %		0.050	0.045	0.0384	0.042		0.040	0.1468			

Tableau (IV-4):Coefficients d'atténuation de masse linéaire et de NaI et Al [9].

## Chapitre IV calculs

---

Remarques:

1) A: \* interférence avec U-235 à 185,7 keV ligne.

B: \*\* Sa ligne.

2) \* interférence avec le rayon X.

3) \* interférence avec  $^{223}\text{Ra}$  ligne 144.25 keV.

4) \* meilleur.

5) \* 2614,47 Kev (valeur exacte).

### IV-3 Efficacité de NaI détecteur

L'efficacité du détecteur (DE) relie le rapport de la quantité de rayonnement émis par une source radioactive à la quantité mesurée par le détecteur. Le DE peut être utilisé pour calculer la vitesse de comptage dans un détecteur précisément lorsque l'intensité de la source est connue, ou pour calculer l'intensité de la source en mesurant le taux de comptage dans le détecteur. Le DE est le rapport du taux de comptage observé ou mesuré (ou le nombre total d'événements dans un intervalle de temps connu) sur le taux de comptage (ou les événements au total) émis par la Source de rayonnement. ou: [2].

$$\text{DE} = \text{D} / \text{N}$$

où:

DE = l'efficacité du détecteur,

D = le nombre de photons comptés dans le détecteur et

N = le nombre de photons émis par la source.

### IV-4 Mesure du nombre de photons dans le détecteur (D)

Pour les photons de basse énergie qui sont absorbés comme un événement photoélectrique dans le détecteur, D est le nombre de coups nets dans le pic photoélectrique pour cette énergie. Pour un détecteur NaI(Tl), les événements photoélectriques prédominent pour les photons de 100 keV ou de basses énergies.

Au-dessus de 100 keV, les événements Compton deviennent appréciables et, pour une énergie supérieure à 2 MeV, les événements de production de paires deviennent plus appréciables. Pour ces cas d'énergie supérieures, il est nécessaire de connaître la proportion des événements dans le pic photoélectrique ou le rapport R du nombre de coups obtenus dans le pic d'absorption d'énergie totale de telle sorte que les comptes nets dans le pic photoélectrique P peut être en rapport avec les coups totaux dans le détecteur. [2]

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

où:

R = le rapport crête-à-totale, et(the peak-to-total ratio), and

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 pic du taux de-totale.

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

où:

R = le quotient du nombre de coups obtenus dans le pic d'absorption d'énergie totale

P = le nombre de coups dans le pic photoélectrique.

Ainsi, D est déterminé à partir du nombre de coups dans le pic photoélectrique divisé par le nombre de coups dans le pic d'absorption d'énergie totale.

D peut également être obtenu en comptant toutes les impulsions au-dessus du seuil sonore avec un échantillon positionné ; puis en comptant toutes les impulsions sans échantillon en place. D est alors obtenu en soustrayant les deux ensembles de coups totaux.

Cette dernière technique est utilisée seulement quand on n'a aucune information sur l'énergie. Des précautions doivent être prises pour tenir compte des possibles coups multiples en raison d'événements tels que l'émission des rayons X par l'atome fille ou des cascades nucléaires à partir du noyau de la fille. À titre d'exemple,  $^{137}\text{Cs}$  a une demi-vie de 30,07 années. Si l'intensité de la source a été calibré il ya 7,5 années, alors  $t = 7,5$  années,  $= 30,077$  années x

## Chapitre IV calculs

---

1.4427 ou 43,38 années et  $A / A_0 = \exp - (7,5 / 43,38) = 0,84$  ce qui montre que d'une source  $^{137}\text{Cs}$  perd 16% de son activité à 7,5 ans. [2]

### IV-5 Calcul du nombre de photons émis par la source (N) :

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

$$1 \text{ Ci} = 3,7 \times 10^9 \text{ dps}$$

N peut être calculé à partir de l'activité A en multipliant la fraction de branchement BF pour ce mode de désintégration et le rapport de branchement BR pour l'énergie de ce photon et l'intervalle de temps de comptage T. (Parfois, le rapport de branchement total TB, qui est le produit de BF et BR, sont donnés.

$$N = \text{BF} \times \text{BR} \times L \times P \times A$$

Où:

$$N = \text{TB} \times T \times A$$

où:

BF = la fraction de branchement pour ce mode de désintégration, BR = le rapport de branchement pour l'énergie de ce photon, TB = ratio total de branchement (TB = BF x BR), T = le temps total de comptage en un intervalle de secondes, A = l'activité en dps.

A titre d'exemple, considérons l'émission de 662 keV à partir de 10  $\mu\text{Ci}$ , dans une source de  $^{137}\text{Cs}$  en 1 seconde.

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

$$\text{BR} = 0,944$$

$$\text{BF} = 0,9011$$

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

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

$$N = 0,944 \times 0,9011 \times 1 \text{ s} \times 3,7 \times 10^5 = 3,15 \times 10^5 \text{ dps}$$

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

Ainsi, à 10  $\mu\text{Ci}$ , une source de  $^{137}\text{Cs}$  émet 315.000 des 662KeV photons à chaque seconde.

## Chapitre IV calculs

---

### IV-5-1 Source de désintégration

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

$$A = A_0 \exp - (t / )$$

où:

A = l'activité après calibrage

t = intervalle de temps à partir duquel l'intensité de la source a été calibré

= moyenne de vie dans les mêmes unités que l'intervalle de temps (moyenne-vie = demi-vie x 1,4427).

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

$$A / A_0 = \exp - (7,5 / 43,38) = 0,84$$

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

### IV-6 Calcul de l'efficacité du détecteur DE

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

G = La fraction de tout l'espace que le détecteur emplit. Sauf si le détecteur entoure complètement la source, le facteur géométrique de l'angle solide est inférieur à 1

I = la fraction des photons émis par les matériaux intervenants qui parviennent à la surface du détecteur. il y a des pertes dues à l'absorption par le matériau dans le trajet du photon. Air, détecteur, matériaux de construction et les réflecteurs de lumière entourant le détecteur sont des absorbants probables.

M = La fraction des photons absorbé par le détecteur. La matière du détecteur n'est pas toujours suffisamment épaisse pour arrêter le rayonnement. [2]

#### IV-6-1 Exemple de cylindre circulaire droit

Considérons le diamètre d'un détecteur de NaI (Tl) 2x2, de hauteur 4 pouces dans une source de  $^{137}\text{Cs}$ . Dans ce cas:

$$G = (r^2) / (4 R^2)$$

où:  $r^2$  = surface de la face du détecteur (1), et

## Chapitre IV calculs

---

4 R<sup>2</sup> = surface de la sphère avec un rayon égal à la distance entre la source et le détecteur

$$G = (\pi \times 1 \text{ pouce} \times 1 \text{ pouce}) / (4 \pi \times 4 \text{ x 4 pouces} \times 4 \text{ pouces})$$

G = 0,0156 Ce détecteur occupe ou intercepte 1,56% de tout l'espace.

Ce détecteur occupe ou intercepte 1,56% de tout l'espace. Pour calculer I, prenons en considération les effets de 4 pouces d'air et 0,020 pouces dans une enceinte d'Aluminium.

Pour plus de matière, il ya tout simplement plus facteurs dans l'équation suivante:

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 davantage de facteurs dans l'équation suivante:

$$I = \exp - (\mu_1 \times d_1) \times \exp - (\mu_2 \times d_2)$$

où:

$\mu_1 = 10^{-4} \text{ cm}^{-1}$ , le coefficient d'atténuation de l'air pour les photons de 662 keV

$\mu_2 = 0,20 \text{ cm}^{-1}$ , le coefficient d'atténuation de l'aluminium pour des photons de 6620keV,

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

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

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

Dans ce cas, l'atténuation des matériaux intervenants n'est qu'un effet de 1%. (Si l'énergie du photon d'énergie était plus faible, les pertes seraient plus importantes, par exemple, pour 60KeV ;  $I = (0,97) \times (0,998) = 0,97$ . La fraction des photons absorbés (2) par le détecteur M est calculée en soustrayant la fraction qui passe à travers le détecteur de 1:

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

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

$d = 5 \text{ cm}$  (2 pouces), la distance parcourue en NaI (Tl),  $M = 1 - \exp(-0,30 \times 5) = 0,223 = 0,223$ .

Alors, l'efficacité du détecteur devient:

$$DE = G \times I \times M$$

$$= 0,0156 \times (0,99) \times (0,223) = 0,0034 \text{ ou } 0,34\%$$

Ainsi, un détecteur NaI(Tl) 2x2 ne peut compter que 0,34% du rayonnement émis par une source ponctuelle de rayonnement distante de 4 pouces. Ce sont tous les événements y compris les événements Compton. Si uniquement les événements du pic photoélectrique sont souhaités, alors le nombre est réduit par le quotient du nombre de coups obtenus dans le pic

## Chapitre IV calculs

---

d'absorption d'énergie totale par le nombre de coups dans le spectre entier ( $R \sim 0,26$ ) à seulement 0,4%.

### IV-6-2 Exemple d'un détecteur en forme de puits

Considérons le diamètre d'un détecteur NaI(Tl) 2 x2 de hauteur avec un diamètre de 0,75 pouce de 1,44 pouce puits profond. Une source 60 keV de  $^{241}\text{Am}$  est 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 l'aire du trou de diamètre 0,75 à la fin de l'un et distance de 1,44 pouces:

$$1 - G = (r_2) / (4 R_2)$$

où:

$r_2$  = aire du trou en face du détecteur (3),

et  $4 R_2$  = surface de la sphère avec un rayon égal à la distance entre la source et le trou.

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

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

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:

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

Où :

$\mu = 0.7 \text{ cm}^{-1}$ , 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

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

$\mu = 22 \text{ cm}^{-1}$ , le coefficient d'atténuation de NaI (Tl) pour les photons 60 keV,  $d = 1,422 \text{ cm}$  (0,56 pouce), le minimum la distance parcourue en NaI (Tl) à l' fond du puits et

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

Ensuite, l'efficacité du détecteur devient:

$$\begin{aligned} \mathbf{DE} &= \mathbf{G \times I \times M} \\ &= 0,983 \times (0,983) \times (1,0) \\ &= 0,966 \text{ ou } 97\% \text{ d'efficacité à } 60 \text{ keV} \end{aligned}$$

### **IV-7 Efficacité du Pic Photoélectrique des détecteurs type NaI (TI)**

Dans de nombreuses applications, il est souhaitable de distinguer l'influence du rayonnement de fond ou d'autres événements parasites. Dans ces cas, il est nécessaire de compter seulement l'énergie totale ou les événements du pic photoélectrique générés par un détecteur. Il n'existe pas de moyen facile de calculer le nombre d'événements qui sont attendus dans le pic photoélectrique seulement.

Pour obtenir le nombre des événements dans le pic photoélectrique (P) seulement, l'efficacité d'absorption doit être multipliée par la photo fraction (R), également appelé le pic-to-total ratio, ces quantités sont reliées par l'équation suivante :

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

## Chapitre IV calculs

---

### Références du Chapitre IV :

- [1] Creagh D.C., “The Resolution of Discrepancies in Tables of photon Attenuation Coefficient”. Radiation Physics proceedings of the International Symposium on Radiation Physics. University di Ferrara, Ferrara, Italy (1987).
- [2] Efficiency Calculations for Selected Scintillation ©2004-8 Saint-Gobain Ceramics & Plastics, Inc. All rights reserved. pages (3.4.5.6)
- [3] E. Storm and H. Israel, “Photon Cross Sections from 0.001 to 100 MeV for Elements 1 through 100,” Los Alamos Scientific Laboratory report LA-3753 (1967).
- 4[5]** G. F. Knoll, **Radiation Detection and Measurement** (John Wiley & Sons, New York, 1979).
- 5[6]** Gilmore G., Hemingway J.D, .Practical gamma-ray spectrometry., John Wiley & Sons, New York (1995).
- 6 [4]** J. H. Hubbel, “Photon Cross Sections, Attenuation Coefficients, and Energy Absorption Coefficients from 10 keV to 100 GeV;’ National Bureau of Standards report NSRDS-NSB 29 (August 1969).
- [7] Knoll G.F., .Radiation detection and measurement., John Wiley & Sons, New York (1979).
- [8] R. D. Evans, The **Atomic Nucleus** (McGraw-Hill Book Co., New York, 1955).
- [9] Planetary Letters, 105 pp.463-473 Science.



CHAPITRE VI  
RÉSULTATS ET DISCUSSION

## Chapitre VI Résultats et discussion

---

### VI-1 Concentrations d'activité

Les concentrations d'activité des radionucléides  $^{40}\text{K}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{238}\text{U}$  et  $^{226}\text{Ra}$  ont été calculés en utilisant les photo pics détectées dans les spectres. Puisque l'équilibre séculaire a été conclu entre  $^{232}\text{Th}$  et  $^{238}\text{U}$  et leurs produits de désintégration, la concentration d'activité  $^{232}\text{Th}$  a été déterminé à partir des concentrations d'activité moyenne pondérée des photo-pics détectés  $^{228}\text{Ac}$  à 911,07 et 968.90 keV, et la concentration de l'activité  $^{238}\text{U}$  a été déterminé à partir des concentrations d'activité moyenne pondérée des photopics détectés  $^{214}\text{Bi}$  à 609,32 et 1764,51 keV. Le 1460,75 keV rayons gamma de  $^{40}\text{K}$  et 185.99 keV rayons gamma de  $^{226}\text{Ra}$  ont été utilisés pour déterminer les concentrations d'activité des radionucléides correspondants. Dans la présente étude, la concentration de l'activité du radionucléide  $^{226}\text{Ra}$  dans la chaîne de désintégration de  $^{238}\text{U}$  n'a pas été utilisé pour la concentration de l'activité du radionucléide  $^{238}\text{U}$ , car il peut avoir une concentration légèrement différente de celle du  $^{238}\text{U}$  radionucléide. Cela est dû à la séparation qui peut exister entre sa  $^{230}\text{Th}$  mères et  $^{238}\text{U}$  et aussi en raison du fait que  $^{226}\text{Ra}$  a une plus grande mobilité dans l'environnement [14].

Par conséquent, la concentration d'activité (A) en  $\text{Bq kg}^{-1}$ , pour un radionucléide avec un pic photoélectrique détecté à l'énergie E, est obtenu à partir de l'équation suivante:

$$A = \frac{N}{I_{\gamma} \varepsilon MT}$$

où

A: est la concentration de l'activité d'un certain nucléide radioactif à la série de désintégration

N :est le nombre net d'aire de pic soustraire fond de l'échantillon.

$\varepsilon$ :est l'efficacité absolue du détecteur.

$I_{\gamma}$  :est la probabilité d'émission d'un pic spécifique de photo énergie.

T :est le temps pour collecter le spectre de l'échantillon.

M :est le masse de l'échantillon.

En utilisant les données mentionnées dans le chapitre IV et étude des cas similaires.

## Chapitre VI Résultats et discussion

### VI-2 Calcul de l'efficacité

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

$$DE = G \times I \times M$$

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

L'efficacité de quelques radionucléides sont calculées dans le tableau suivant :

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

Tableau (VI-1): calcul de l'efficacité

## Chapitre VI Résultats et discussion

### VI-2 Résultats et discussion

Radionucléide	Série de désintégration	photoélectrique énergie	Concentration de la brique de Tounane (Bq / kg)			la moyenne
			Test 1	Test 2	Test 3	
$U^{238}$	$Ra^{226}$	186.10	0,03605687	–	–	0.324703741
	Bi214	1120.3	0,09579384	0,12844232	/	
	Bi214	1764.5	0,59318976	0,94741513	0,35166428	
	$214PbPb^{214}$	295.2	0,07892814	0,18850693	/	
		351.9	–	–	–	
$Th^{232}$	$Pb^{212}$	238.6	/	0,02194087	/	0.02194087
	$Ac^{228}$	338.3	/	/	/	
		911.6	/	/	/	
		969.1	/	/	/	
	$Tl^{208}$	583	–	–	–	
		2614	–	–	–	
$K^{40}$		1460.8	/	0,61519957	/	0,61519957
$Cs^{137}$		661.7	/	0,0249284	/	
$Co^{60}$		1173.2	/	0,0418889	0,00932907	
		1332.5	0,08823997	0,03943798	0,04940562	
$U^{235}$		143.8	0,11037642	0,16649431	/	
		163.33	–	–	–	
		185.175	0,00879648	0,01105734	/	

Tableau (VI-2): Les concentrations de la brique de Tounane (Bq / kg)

Radionucléide	Série de désintégration	photoélectrique énergie	Concentration de la brique de la Tafna (Bq / kg)			la moyenne
			Test 1	Test 2	Test 3	
$U^{238}$	$Ra^{226}$	186.10	0,24421537	0,35294048	/	0.36981692
	Bi <sup>214</sup>	1120.3	0,10813624	/	/	
	Bi <sup>214</sup>	1764.5	0,66961835	0,63431278	0,4759771	
	$Pb^{214}$	295.2	0,06682313	0,09657291	/	
		351.9	–	–	–	
$Th^{232}$	$Pb^{212}$	238.6	0,0944131	0,06610426	/	0.094469576
	$Ac^{228}$	338.3	0,32595766	0,10767419	/	
		911.6	0,11879727	0,14715944	0,03417943	
		969.1	0,02983198	/	0,57077128	
	$Tl^{208}$	583	–	–	–	
		2614	–	–	–	
$K^{40}$		1460.8	0,18834169	/	0,8850741	0.536707895
$Cs^{137}$		661.7	0,08861324	0,08088253	/	
$Co^{60}$		1173.2		0,12296842	0,06313438	

## Chapitre VI Résultats et discussion

		1332.5	0,09960911		0,04458029
$U^{235}$		143.8	/	0,32412385	/
		163.33	/	/	/
		185.175	/	/	0,03749733

Tableau(VI-3):Les concentration de la brique de la Tafna (Bq / kg)

	A ( $^{238}\text{U}$ )	A ( $^{232}\text{Th}$ )	A ( $^{40}\text{K}$ )
Échantillon 1 (Tounane)	0.324703741	0.02194087	0,61519957
Échantillon2 (Tafna)	0.36981692	0.094469576	0.536707895

Tableau (VI-4): Les concentrations d'activité (Bq kg-1) en briques dans les deux usines

pays	A(Ra)	A (Th)	A(K)	Raeq	Références
Australie	41	89	681	220	J.Beretka, P.J.Mathew., <i>Health Phys.</i> , <b>1985</b> , 48, 87.
Chine	41	52	717	171	Z.Pan, Y.Yang, M.Guo., <i>Rad.Prot.Dosim.</i> , <b>1984</b> , 7, 235.
Égypte	20	14	204	56	M.S.El-Tahawy, R.H.Higgy., <i>Appl.Rad.Isot.</i> , <b>1995</b> , 46(12), 1401.
Finlande	78	62	962	24	NEA-OECD. Nuclear Energy Agency., Paris, <b>(1979)</b> .
Allemagne	59	67	673	207	NEA-OECD. Nuclear Energy Agency. Paris, <b>(1979)</b> .
Grèce	49	24	670	135	C.Papastefanou, M.Manolopoulou, S.Charalambous., <i>Health Physics</i> , <b>1983</b> , 45, 349.
Pays-Bas	39	41	560	141	Ackers, J.G., Den Boer, J.F., De Jong, P. and Wolschrijin, R.A., <b>1985</b> , 45, 151.
Norvège	104	62	1058	276	E.Stranden., <i>Phys.Norv.</i> , <b>1976</b> , 8, 167..
Suède	96	127	962	352	NEA-OECD. Nuclear Energy Agency., Paris, <b>(1979)</b> .
Sri Lanka	35	72	585	183	R.Hewamanna, C.S.Sumithrarachchi, P.Mahawatte, H.L.C.Nanayakkara, H.C.Ratnayake., <i>App.Rad.Isotopes.</i> , <b>2001</b> , 54, 365..
Koweït	6.6	6.6	332	41.6	F.Bou-Rabee, B.Bem., <i>J.Radioanal.Nucl.Chem.</i> , <b>1996</b> , 213, 143.
Malaisie	233	229	685	612	C.S.Chong, G.U,Ahmad., <i>Health Physics.</i> , <b>1982</b> , 43, 272.
Bangladesh	29	52	292	127	M.I.Chowdhury, M.N.Alam, A.K.S.Ahmed., <i>J.Radioanal.Nucl.Chem.</i> , <b>1998</b> , 231, 117.

## Chapitre VI Résultats et discussion

Pakistan	45	61	692	187	M.Tufail, Nasim-Akhtar, Sabiha-Javied, Tehsin-Hamid., <i>J.Rad.Prot.</i> , <b>2007</b> , 27, 481.
Scholars Research Library	18.3	19.4	238.4	45.94	Archives of Physics Research, 2011, 2 (2): 95-99 <a href="http://scholarsresearchlibrary.com/archive.html">http://scholarsresearchlibrary.com/archive.html</a> .
monde	35	30	400	-	(UNSCEAR), Sources Report to the General Assembly with Scientific Annexes. <b>2000</b>

Tableau (VI-5) : : Les activités de concentration (Bq kg-1) en briques d'argile dans différentes régions du monde.

### VI-2-1 Explication

La Spectroscopie gamma a été utilisée pour déterminer les activités de  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{40}\text{K}$ ,  $^{235}\text{U}$  et le  $^{137}\text{Cs}$ . Pour des concentrations de  $^{232}\text{Th}$  et  $^{238}\text{U}$  les lignes de transition gamma suivantes ont été utilisées; la série de  $^{232}\text{Th}$ :  $^{228}\text{Ac}$  (338.3), (911 keV), (969 keV), et  $^{212}\text{Pb}$  (238.6 keV) . La Série de l'  $^{238}\text{U}$ :  $^{214}\text{Pb}$  (295.10 keV),  $^{226}\text{Ra}$ (186.10 keV) et  $^{214}\text{Bi}$  (1120.3keV), ( 1764.5).

La teneur  $^{40}\text{K}$  a été calculée à partir de 1460,8 keV à rayons gamma. De bonnes estimations de la radioactivité d'éléments radioactifs d'origine naturelle dans le sol, l'eau potable et de la nourriture sont devenues nécessaires au cours des dernières années.

Les spectres gamma de système Canberra est indiqué dans les séries de lignes d'énergies précédentes avec de petites intensités, ce qui ne nous donne pas de taux de comptage efficace pour notre calcul.

Les mesures spectrales ont clairement révélé la présence de thorium dans tous les échantillons. Les pics de photo spectrales observées à 238.6, 338.3, 510.7, 583.2, 911.2, 969, 1587,727.3 et keV étaient dues aux série de désintégration  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{212}\text{Pb}$ ,  $^{228}\text{Ac}$ ,  $^{208}\text{Tl}$ ,  $^{208}\text{Tl}$ ,  $^{212}\text{Bi}$ ,  $^{228}\text{Ac}$ ,  $^{212}\text{Bi}$  et  $^{212}\text{Bi}$  respectivement .

Le Tableau (VI-4) nous donne les concentrations d'activités (Bq kg-1) des élément radioactifs les plus important en briques dans les deux usines (briqueterie de Tafna, et de Tounane).

## Chapitre VI Résultats et discussion

---

### VI-2-2 Discussion:

- L'étude a démontré que la concentration de l'activité de brique dans les deux usines était faible et ne dépasse pas les niveaux admissibles prévus par les réglementations internationales.
- Les deux types d'échantillons de brique contiennent,  $^{238}\text{U}$  et  $^{232}\text{Th}$  et  $^{40}\text{K}$  avec faible concentrations par rapport les concentrations mondiales, donc nos échantillons ne dépassent pas la limite mondial.
- Nous pouvons dire que ces usines situés dans la région de Tlemcen maintenir la santé des humains et ne dépassent pas les normes internationales.

### VI-2-3 Conclusion :

- ☞ La spectroscopie gamma est une méthode d'analyse la plus utilisée pour déterminer la concentration de la radioactivité naturelle des radionucléides contenue dans les matériaux de construction.
- ☞ Dans le cadre de ce travail on trouve l'activité de concentration des radionucléides suivants :  $^{40}\text{K}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{238}\text{U}$  présentés dans 2 types de briques, couramment utilisés pour la construction dans la région de Tlemcen exactement à Tafna et Tounane et on a fait une comparaison avec des cas mondiaux.
- ☞ Les résultats de cette étude indiquent que les échantillons de briques étudiés ont des concentrations d'activité très faibles par rapport aux briques dans différentes régions du monde.
- ☞ Différents échantillons de briques de même type montrent différentes données spectrométriques, parce que leurs matières premières sont d'origine différente.
- ☞ on constate que les briques utilisées dans les usines Tafna et Tounane ne posent aucun risque pour la santé humaine. Cela est dû à l'absence de l'industrie nucléaire dans la région de Tlemcen.

## Chapitre VI Résultats et discussion

---

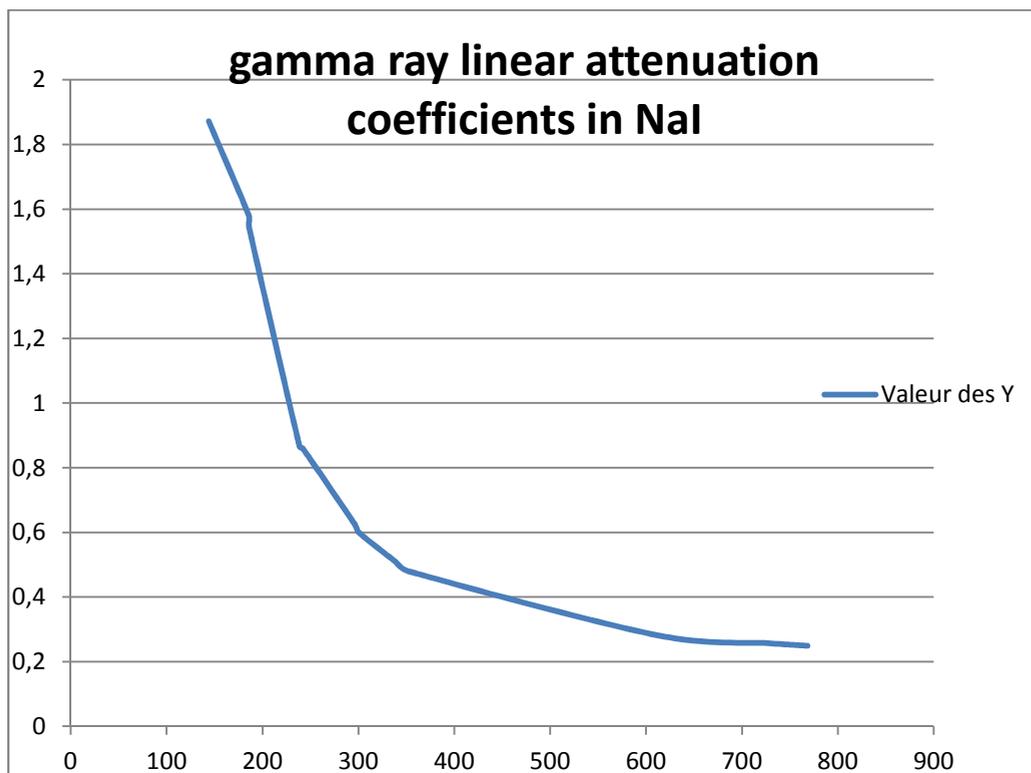
### Références du chapitre VI:

- [1] Ackers, J.G., Den Boer, J.F., De Jong, P. and Wolschrijn, R.A., “Radioactivity and radon exhalation rates of building materials in the Netherlands”, *The Sci.Total Environ*, **1985**, 45, 151.
- [2] Archives of Physics Research, 2011, 2 (2): 95-99  
<http://scholarsresearchlibrary.com/archive.html>.
- [3] C.Papastefanou, M.Manolopoulou, S.Charalambous., *Health Physics*, **1983**, 45, 349.
- [4] C.S. Chong, G.U, Ahmad., *Health Physics.*, **1982**, 43, 272.
- [5] E.Stranden., *Phys.Norv.*, **1976**, 8, 167.
- [6] F.Bou-Rabee, B.Bem., *J.Radioanal.Nucl.Chem.*,**1996**, 213, 143.
- [7] J.Beretka, P.J.Mathew., *Health Phys.*, **1985**, 48, 87.
- [8] M.I.Chowdhury, M.N.Alam, A.K.S.Ahmed., *J.Radioanal.Nucl.Chem.*, **1998**, 231, 117.
- [9] M.S.El-Tahawy, R.H.Higgy., *Appl.Rad.Isot.*, **1995**, 46(12), 1401.
- [10] M.Tufail, Nasim-Akhtar, Sabiha-Javied, Tehsin-Hamid., *J.Rad.Prot.*, **2007**, 27, 481.
- [11] NEA-OECD. Nuclear Energy Agency. Exposure to radiation from natural radioactivity in building materials. Report by NEA group of Experts, OECD, Paris, **(1979)**.
- [12] R.Hewamanna, C.S.Sumithrarachchi, P.Mahawatte, H.L.C.Nanayakkara, H.C.Ratnayake., *App.Rad.Isotopes.*, **2001**, 54, 365.
- [13] United Nation Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR). Sources and effects of ionizing radiation. Volume I: Sources Report to the General Assembly with Scientific Annexes. **2000**
- [14] UNSCEAR. *Sources and Effects of Ionizing Radiation*. Report to General Assembly, Vol. 1, Annex B, United Nations, New York (2000).
- [15] Z.Pan, Y.Yang, M.Guo., *Rad.Prot.Dosim.*, **1984**, 7, 235.

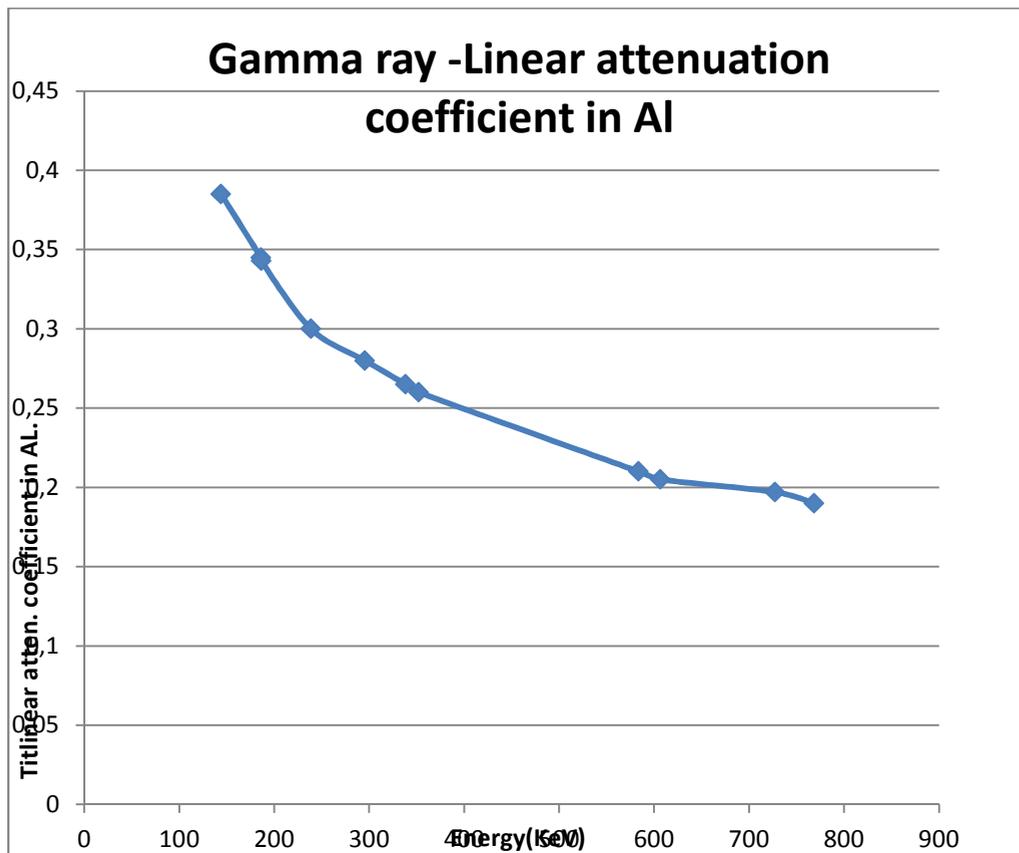
## Conclusion générale

- ☞ Dans le cadre de notre travail, nous avons pu identifier les éléments radioactifs gamma dans deux échantillons différents de briques et au même temps, nous avons pu déterminer les différentes concentrations de ces radioéléments pour chaque échantillon de briques.
- ☞ Cette étude nous a permis également de savoir le principe d'utilisation des appareils de mesure notamment avec le détecteur à Iodure de sodium, et l'utilisation du logiciel Génie 2000 avec toutes ces applications.
- ☞ L'analyse par spectrométrie Gamma des échantillons a permis de détecter les éléments radioactifs naturels tels que l'Uranium 235, l'Uranium 238, Le Thorium 232, le Potassium40, et quelques faibles concentrations d'éléments artificiels tels que le Cobalt60 et le Césium137.
- ☞ Nous nous sommes penchés pour notre part sur l'analyse de matériaux de construction spécialement pris de deux usines de briques (briqueterie de Tafna et Tounane) afin de rechercher le degré de radioactivité existant dans ces matériaux. La respiration à long terme de ces petites doses de radioactivité pourrait nuire à la santé des êtres humains
- ☞ D'une façon générale les résultats obtenus restent inférieurs aux normes internationales de radioactivité contrôlées par les institutions internationales d'énergie atomique. Alors on constate que les briques utilisées dans les usines de Tafna et Tounane ne pose aucun risque pour la santé humaine.
- ☞ Ce travail ouvre de nouvelles perspectives d'études pour d'autres éventuels travaux de recherche, nous envisageons de faire des études analogues sur d'autres sujets tels que tous les matériaux de construction et d'autre part les aliments et tout produit de consommation.....ect.

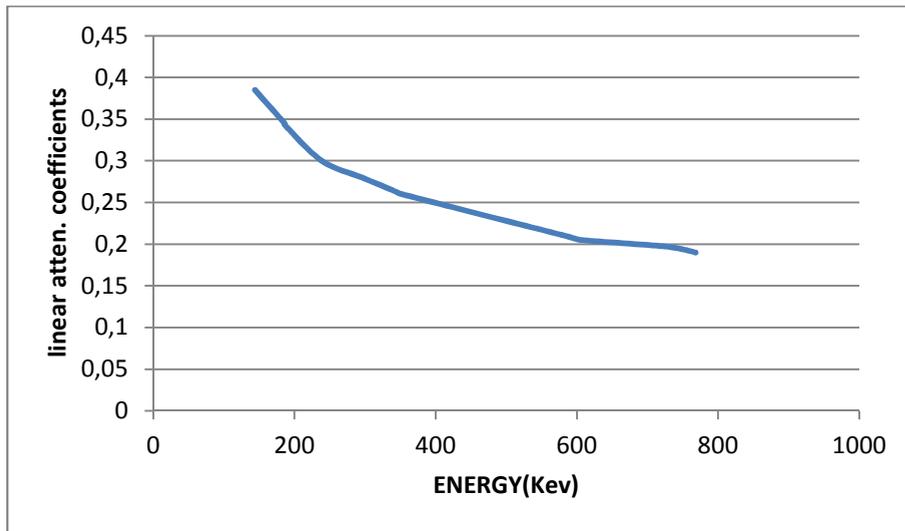
## Annexe



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



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



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