

MÉMOIRE DE FIN D'ÉTUDE

PRESENTÉ EN VUE DE L'OBTENTION DU DIPLOME DE :

Master

Domaine : Sciences de la Matière

Filière : Physique

Spécialité : Physique des Matériaux

Thème :

Etude radiologique par spectrométrie gamma des échantillons écologiques prélevés auprès des zones industrielles de différents Wilaya de l'Algérie.

Préparé par : Mme Megueddem Samira

Soutenu le : 22/06/2024

Devant le jury :

Président : D^r. Rgaigui Gasmi

Université de BBA(MAA)

Rapporteur : D^r. Kebir Hadda

Université de BBA(MCA)

Examineur : D^r. Benkara Mohamed Nadjima

Université de BBA(MCB)

Examineur : D^r. Mihoubi Karima

Université de BBA(MAA)

Année Universitaire

2023 /2024

بِسْمِ اللَّهِ الرَّحْمَنِ الرَّحِيمِ



Dédicace

Grâce à dieu le tout puissant, qui m'a donné la volonté, la force, et qui m'a éclairé vers le bon chemin, que nul ne peut se faire sans son désir.

Je dédie ce modeste travail à :

La lumière de mes jours, la source de mes efforts, la flamme de mon cœur, celle qui m'a éclaircie les chemins, celle qui n'a cessé de me soutenir et de m'encourager durant toutes les années de mes études, celle qui est présente à mes côtés pour me consoler quand il fallait, rien que pour toi maman, tous les mots du monde ne suffiront pas pour te remercier.

A mon père, l'homme qui a fait beaucoup pour moi qui a toujours été une source de tendance et d'encouragement ; que Dieu te préserve, t'accorde santé et te protège de tout mal inchallah.

A mon mari Hicham : Je le souhaite tout le bonheur du monde

A mes chers frères :

Mohammed, Abdel Hakim, Fayçal et Sofiane

A mes chères sœurs :

Ibtissem, Souad, Sara, Hanane, Souhila.

A mes chers fils :

Iyad (Joud) et Wael

A mes amies manel bouthaina marwa

Et A ceux qui m'ont chers, là où ils pourraient se trouver.

SAMIRA

Remerciements

Avant tout, je remercie Dieu tout puissant de m'avoir donné la force, le courage, la persistance et la patience m'a permis d'exploiter les moyens disponibles à fin d'accomplir ce modeste travail, d'avoir éclairé le chemin de la réussite.

Ce travail a été effectué au laboratoire de l'analyse par activation neutronique au Centre de Recherche Nucléaire de Birine

J'adresse mes remerciements aux personnes qui m'ont aidé dans la réalisation de ce mémoire
En premier lieu, je remercie **Mme Kebir Hadda**, docteur à l'université de Bordj Bou Arreridj pour m'avoir proposé ce sujet, guidé par ses conseils judicieux et avisé et encouragé tout au long de mon stage

Mes plus vifs sincères remerciements à **Mr Gasmi Rgaigui** pour l'honneur qu'il m'a fait en acceptant de présider ce jury

Mes plus vifs remerciements à :
Mme Benkara Mohamed Nadjima, et **Mme Mihoubi Karima** d'avoir acceptées d'examiner et juger ce travail.

J'exprime ma vive gratitude au groupe du département de l'analyse par activation neutronique au CRNB pour m'avoir accueilli et permis de mener à bien mon travail expérimental. Qu'il accepte mon très vif remerciement pour l'aide précieuse

Mes remerciements vont:

Aux enseignements de la spécialité physique des Matériaux.

Je voudrais remercier tous ceux qui ont participé de loin ou de près à l'aboutissement de ce travail.

Résumé

L'objectif de ce travail est de réaliser une procédure analytique efficace et sensible pour mesurer la concentration de l'activité radionucléide d'échantillons de sols prélevés auprès des zones industrielles de certaines wilayas d'Algérie (Bordj Bou Arreridj, Sétif, Batna, M'sila et wilaya de Constantine) à l'aide d'une chaîne de spectrométrie gamma.

Il y a sept échantillons de sols ; trois échantillons dans la wilaya de bordj Bou Arreridj le premier dans la région de zone industrielle et le deuxième dans la zone 1044 et troisième à côté de la briqueterie. Dans notre étude nous avons utilisé un détecteur Germanium coaxial de type p (HPGe) du laboratoire de technique nucléaire, CRNB (Centre de Recherche Nucléaire de Birine, Ain osera wilaya de Djelfa). Nous nous concentrer sur deux échantillons de sols a été prélevé de différentes couches géologiques de zone industrielle et de la zone 1044 de wilaya de Bordj Bou Arreridj, le profil des activités spécifiques des radionucléides présente une activité considérable dans les points étudiés. Les valeurs moyennes obtenues pour l' ^{238}U , le ^{232}Th et le ^{40}K dans l'échantillons de la zone 1044 sont respectivement l'activité de concentration de radionucléide $23.00\pm 1.61\text{Bq/kg}$, $17.36\pm 0.40\text{Bq/kg}$, $229.15\pm 4.94\text{Bq/kg}$ et dans l'échantillon de la zone industrielle sont respectivement : $12.99\pm 1.28\text{Bq/kg}$, $11.63\pm 0.27\text{Bq/kg}$, $136.47\pm 3.25\text{Bq/kg}$, et Cs-137 est $0.96\pm 0.06\text{Bq/Kg}$, et la dose efficace est inférieure par rapport les règles internationales. Ces valeurs de doses élevées permettent de réduire ces risques radiologiques en appliquant les mesures de radioprotection appropriées.

Mots-Clés : Activité spécifique, Echantillons de sol, Radionucléides, Zone industrielle, Spectrométrie gamma.

Abstract:

The objective of this work is to carry out an effective and sensitive analytical procedure to measure the concentration of radionuclide activity in soil samples taken near the industrial zones of certain wilayas of Algeria (Bordj Bou Arreridj, Sétif, Batna, M'sila and wilaya of Constantine) using a gamma spectrometry chain. There are Seven soil samples; three samples in the wilaya of Bordj Bou Arreridj the first in the industrial zone region and the second in zone 1044 and third next to the brickworks. In our study we used a p-type coaxial Germanium detector (HPGe) from the nuclear technology laboratory, CRNB (Birine Nuclear Research Center, Ain osera wilaya of Djelfa). We focus on two soil samples taken from different geological layers of the Industrial Zone and Zone 1044 of the wilaya of Bordj Bou Arreridj. The profile of the specific activities of the radionuclides presents considerable activity in the points studied. The average values obtained for ^{238}U , ^{232}Th and ^{40}K in samples from Zone 1044 are respectively. in the Industrial Zone sample are respectively: $12.99\pm 1.28\text{Bq/kg}$, $11.63\pm 0.27\text{Bq/kg}$, $136.47\pm 3.25\text{Bq/kg}$, and Cs-137 is $0.96\pm 0.06\text{Bq/Kg}$. These high dose values make it possible to reduce these radiological risks by applying appropriate radioprotection measures. And effective dose is lower than the international rules.

Keywords: Effective dose, Soil samples, Radionuclides, Industrial zone, Gamma spectrometry.

ملخص

الهدف من هذا العمل هو إجراء تحليلي فعال وحساس لقياس تركيز نشاط النويدات المشعة في عينات التربة المأخوذة من المناطق الصناعية لبعض ولايات الجزائر (برج بوعريريج وسطيف وباتنة والمسيلة وولاية قسنطينة) باستخدام سلسلة قياس طيف غاما. هناك سبع عينات من التربة. ثلاث عينات في ولاية برج بوعريريج الأولى في المنطقة الصناعية والثانية في المنطقة 1044 والثالثة بجانب مصانع الطوب. في دراستنا استخدمنا كاشف الجرمانيوم المحوري من النوع p (HPGe) من مختبر التكنولوجيا النووية، CRNB (مركز البحوث النووية في بيرين، ولاية عين المسيرة بالجلفة). نحن نركز على عينتين من التربة مأخوذتين من طبقات جيولوجية مختلفة من المنطقة الصناعية ومن المنطقة 1044 لولاية برج بوعريريج، يظهر ملف تعريف الأنشطة المحددة للنويدات المشعة نشاطا كبيرا في النقاط المدروسة. القيم المتوسطة التي تم الحصول عليها لـ ^{238}U و ^{232}Th و ^{40}K في عينة 1044 هي على التوالي نشاط تركيز النويدات المشعة $23.00\pm 1.61\text{Bq/kg}$ و $17.36\pm 0.40\text{Bq/kg}$ و $229.15\pm 4.94\text{Bq/kg}$ وفي عينة المنطقة الصناعية هي، على التوالي: $12.99\pm 1.28\text{Bq/kg}$ ، $11.63\pm 0.27\text{Bq/kg}$ ، $136.47\pm 3.25\text{Bq/kg}$ ، و Cs-137 هي $0.96\pm 0.06\text{Bq/Kg}$ ، والجراحة الفعالة أقل من القواعد الدولية. تقلل قيم الجرعات العالية هذه من هذه المخاطر الإشعاعية من خلال تطبيق تدابير الحماية من الإشعاع المناسبة.

الكلمات المفتاحية: نشاط محدد، عينات التربة، النويدات المشعة، المنطقة الصناعية، مطياف جاما.

Liste des tableaux :

Tableau (I.1) : Les radionucléides cosmogoniques.

Tableau (I.2) : Les radionucléides primordiaux.

Tableau (I.3) : La Radioactivité naturelle dans le corps humain.

Tableau (I.4) : Les nucléides de sol.

Tableau (I.5) : Quelques caractéristiques distinguant ces trois familles radioactives.

Tableau (I.6) : Chaîne de désintégration d'U-238.

Tableau (I.7) : Les types de désintégrations.

Tableau (I.8) : Unités de grandeurs mesurées en radioprotection (IRSN, 2007).

Tableau (I.9) : Facteur de pondération de différents types de radiations.

Tableau (II.1) : Effets stochastiques et effets déterministes

Tableau (II.2) : Débits de doses maximales d'être reçues par une personne.

Tableau (III.1) : Masses tamisées à analyser.

Tableau (III.2) : Identification et taux de comptage.

Tableau (III.3) : Activités minimales détectables (MDA) dans la zone 1044 de BBA.

Tableau (III.4) : Activités minimales détectables (MDA) dans la ZI de BBA.

Tableau (III.5) : Échantillon A (L'échantillons dans la zone 1044) wilaya de BBA.

Tableau (III.6) : Échantillon B (L'échantillons dans zone Industrielle) wilaya de BBA.

Tableau (III.7) : Activité moyennes dans le sol et débit de dose absorbée (Échantillon A).

Tableau (III.8) : Activité moyennes dans le sol et débit de dose absorbée (Échantillon B).

Tableau (III.9) : Comparaison des concentrations d'activité U-238, Th-232, K-40 avec d'autres études dans le monde :

Liste des figures :

- Figure (I.1) : Henri becquerel Wilhem roentgen pierre et marie curie.
- Figure (I.2) : Exposition interne et externe de rayonnements naturel.
- Figure (I.3) : La désintégration de radon Rn-222.
- Figure (I.4) : Chaîne de désintégration de U-238.
- Figure (I.5) : Chaîne de désintégration du Th-232.
- Figure (I.6) : Chaîne de désintégration de U-235.
- Figure (I.7) : La désintégration de potassium K-40.
- Figure (I.8) : Essais nucléaires dans le monde de 1945 à 1998.
- Figure (I.9) : Les différentes voies d'exposition la radioactivité Naturelle et artificielle.
- Figure (I.10) : Présentation graphique de la demi-vie.
- Figure (I.11) : Constitution des rayonnements (ionisant, non ionisant).
- Figure (I.12) : Pouvoir de pénétration des rayonnements ionisants.
- Figure (I.13) : Analyse des voies de pénétration dans l'environnement.
- Figure (I.14) : Lien entre la dose efficace, la dose équivalente et la dose absorbée.
- Figure (II.1) : L'effet photoélectrique.
- Figure (II.2) : L'effet Compton.
- Figure (II.3) : L'effet création de pair.
- Figure (II.4) : Interaction des photons avec la matière.
- Figure (III.1) : Principe du semi-conducteur.
- Figure (III.2) : Exemple d'histogramme.
- Figure (III.3) : Principe d'une chaîne de mesure de spectrométrie γ .
- Figure (III.4) : Détecteur HPGe.
- Figure (III.5) : Les différents modules utilisés dans la chaine spectrométrie gamma.
- Figure (III.6) : Localisation de deux sites ZI et Z 1044 de wilaya de Bordj Bou Arréridj.
- Figure (III.7) : Méthode de diagonale pour l'échantillonnage du sol de surface.
- Figure (III.8) : Les échantillons prélevés.
- Figure (III.9) : fiche technique des échantillons prélevés.
- Figure (III.10) : La droite d'étalonnage en énergie du système de spectrométrie gamma.
- Figure (III.11) : la droite d'étalonnage en efficacité du système de spectrométrie gamma.
- Figure (III.12) : Spectre A de sol de la zone de 1044 de BBA.
- Figure (III.13) : Spectre B de sol de la zone industrielle de BBA.
- Figure (III.14) : Les activités spécifiques du U-238 dans les deux échantillons de sol A et B.
- Figure (III.15) : Les activités spécifiques du Th-232 dans les deux échantillons de sol A et B.
- Figure (III.16) : Les activités spécifiques du k-40 dans les deux échantillons de sol A et B.

Figure (III.17) : Les activités spécifiques du k-40 dans les deux échantillons de sol A et B.

Glossaire et Abréviations :

UNSCEAR : Comité scientifique des nations unies pour l'étude des effets des rayonnements ionisants

IRSN : Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire.

CCSN ou CNSC : Commission canadienne de sûreté nucléaire.

CIPR : Commission Internationale de protection Radiologique.

Sievert (Sv) : Unité du SI mesurant la « dose équivalente » et la « dose efficace ».

Gray (Gy) : Unité du SI de la dose absorbée.

Radioélément : Élément chimique dont tous les isotopes sont radioactifs

Radioactivité : Phénomène physique naturel au cours duquel des noyaux instables du fait d'un excès ou d'un défaut de neutrons se désintègrent en dégageant de l'énergie sous forme de rayonnement, pour se transformer en noyaux atomique plus stables.

Radionucléides : Atomes d'éléments radioactifs naturels ou artificiels.

Demi-vie : Durée nécessaire à la diminution de la moitié de l'activité d'un radionucléide.

Equilibre Séculaire : Situation où la quantité d'un radio isotope reste constante du fait d'un taux de production égale aux taux de désintégration.

Chaîne de désintégration : Suite de désintégrations issues de la transformation spontanée d'un radioisotope instable et permettant d'aboutir à un élément chimique de noyau atomique stable.

Isotopes : Nucléide d'un élément partageant le même nombre de protons mais un nombre de neutron est différent.

Travailleur du secteur nucléaire (TSN): Personne qui, du fait de sa profession ou de son occupation et des conditions dans lesquelles elle exerce ses activités, si celles-ci sont liées à une substance ou à une installation nucléaire, risque vraisemblablement de recevoir une dose de rayonnement supérieure à la limite réglementaire fixée par la CCSN pour la population en général (1 mSv par année).

Tritium(H-3) : Un isotope radioactif de l'hydrogène possédant deux neutrons et un proton dans son noyau. Le tritium se désintègre en émettant un électron (rayonnement bêta) et sa période radioactive est de 12,3 ans.

Facteur de pondération tissulaire : Facteur pour lequel la dose équivalente est pondérée aux fins de la détermination de la dose efficace.

Facteur de pondération radiologique : Nombre par lequel il faut multiplier la dose absorbée dans un tissu ou un organe pour déterminer l'efficacité biologique relative du rayonnement à induire des effets stochastiques à de faibles doses.

Électron-volt (eV) : Unité d'énergie équivalente à environ $1,6 \times 10^{-19}$ joules.

Dosimètre : Dispositif porté par une personne pour mesurer une dose de rayonnement ionisant.

Dosimétrie : Sous-spécialité scientifique de la radioprotection et de la physique médicale centrée sur le calcul et l'enregistrement des doses internes et externes provenant du rayonnement ionisant.

AIEA : Agence internationale de l'énergie atomique.

Bq : Becquerel.

Ci : Curie.

IRSN : Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire.

W_R : Facteur de pondération.

W_T : Facteur de pondération tissulaire.

D : Dose absorbée.

KERMA : Kinetic Energy per unit Mass/Energie cinétique transférée par unité de masse

KeV Kilo électron-volt

mAs Milli Ampère Seconde (nombre de charge).

MeV Méga électron volt

RI Rayonnements Ionisants

RN Rayonnement naturel

RA Rayonnement artificielle

RX Rayons X

R γ Rayons γ (Gamma)

Sv Sievert.

β Rayonnement bêta.

α Rayonnement alpha.

A Nombre de masse (nombre de nucléons : protons + neutrons).

A(t). Activité à un instant t en Becquerel (1 Bq = 1 désintégration par seconde).

ZI Zone industrielle.

BBA Bordj Bou Arreridj.

MDA Activité minimale détectable.

Table des matières

Introduction générale	- 13 -
Chapitre I :.....	- 16 -
Radioactivité et dosimétrie	- 16 -
I.1.Radioactivité et ses sources	- 17 -
I.1.1 Histoire et définition de la radioactivité	- 17 -
I.2.La radioactivité naturelle	- 17 -
I.2.1. Origine de la radioactivité naturelle	- 18 -
I.2.2. Éléments radioactifs dans le sol	- 20 -
I.2.3. Le rôle du radon	- 21 -
I.3. Les Chaînes de désintégration radioactives	- 21 -
I.4. La famille de l'uranium (U-238)	- 22 -
I.5.La famille de thorium (Th-232)	- 24 -
I.6. La famille de l'uranium (U-235)	- 24 -
I.7. Radionucléide de potassium (K-40)	- 25 -
I.7.1. Emission de positron	- 25 -
I.7.2. Emission de deuxième mode	- 25 -
I.7.3. Emission Bêta	-25-
I.8.La radioactivité artificielle	- 26 -
I.8.1. Essais Nucléaires	- 26 -
I.8.2. Retombées des essais d'armes nucléaires	- 26 -
I.8.3. Les accidents nucléaires	- 27 -
I.9. Voies d'exposition	- 28 -
I.9.1. Irradiation et contamination	- 29 -
I.9.1.1. Contamination	-29-
I.9.1.2. Irradiation	-29-
I.10.Loix de la décroissance radioactive	- 30 -
I.10.1. Constante radioactive	- 30 -
I.10.2. Activité radioactive	- 30 -
I.10.3. Demi-vie (Période Radiologique)	- 31 -
I.11. Les type de rayonnement naturelle	- 32 -
I.11.1. Les rayonnements ionisants	- 32 -
I.12. Dosimétrie.....	- 35 -
I.12.1. Introduction	- 35 -

I.12.2. La dosimétrie	- 35 -
I.12.3. Les trois méthodes pour déterminer les doses de rayonnement reçues par les humains	- 35 -
I.13. Les unités de la radioactivité (grandeurs dosimétriques):.....	- 37 -
I.13.1. L'activité (A)	- 37 -
I.13.2. La dose absorbée (D)	- 37 -
I.13.3. La dose équivalente (H _T)	- 38 -
I.13.4. La dose efficace (E)	- 38 -
I.14. Doses attribuables au rayonnement de fond	- 39 -
I.14.1. Dose par inhalation	- 39 -
I.14.2. Dose par ingestion	- 40 -
I.14.3. Dose attribuable aux sources artificielles de rayonnement	- 40 -
Conclusion	- 41 -
CHAPITRE II : Interaction Rayonnement-Matière	- 42 -
Introduction	- 43 -
II. Les types des rayonnements	- 43 -
II.1. Rayonnement électromagnétique (masse nulle) Non ionisants	- 43 -
II.2. Interaction Rayonnements – Matière	- 43 -
II.2.1. Aspects qualitatifs	- 43 -
II.2.2. Interaction des particules bêta	- 44 -
II.2.3. Interaction du rayonnement gamma	- 44 -
II.3. Coefficients d'atténuation	- 48 -
II.4. Les paramètres d'exposition	- 48 -
II.5. Effets biologiques des rayonnements ionisants	- 48 -
II.5.1. Effets des rayonnements ionisants sur la matière vivante	- 49 -
II.6. La radioprotection	- 50 -
II.6.1. Principes fondamentaux de la radioprotection	- 50 -
II.6.2. Les principes de la sûreté nucléaire et de la radioprotection	- 51 -
II.6.3. La protection contre la contamination	- 52 -
II.6.4. Zonages.....	- 52 -
II.7. Un déchet	- 53 -
II.7.1. Catégories de déchets	- 53 -
II.7.2. Gestion des déchets	- 54 -
Conclusion	- 56 -
Chapitre 3 : Spectrométrie Gamma	- 57 -

Introduction	- 58 -
Partie I	
III.1. Spectrométrie Gamma	- 59 -
III.2. Les principales caractéristiques des spectromètres	- 59 -
III.3. Détection des rayonnements gamma	- 60 -
III.4. Types de détecteurs gamma	- 60 -
III.5. Principe de la technique de spectrométrie gamma	- 61 -
III.5.1. Principe de la détction de spectrometrie gamma	-61-
III.6. Chaîne d'acquisition	- 62 -
III.6.1. Description de la chaine spectrométrique	-62-
III.6.2. Composition de la chaine de spectrométrie gamma	-63-
III.6.2.1. Le détecteur de HPGe	-64-
III.6.2.2. Le préamplificateur	-64-
III.6.2.3. L'amplificateur	-65-
III.6.2.4. Le convertisseur analogique numérique	-65-
III.6.2.5. Annalyseur multi canaux (MCA)	-65-
Partie II :	- 66 -
III.7. Présentation de wilaya de BBA	- 67 -
III.7.1. Situation démographique de wilaya de BBA.	- 67 -
III.7.2. présentation de la zone industrielle de BBA	- 68 -
III.7.3.présentation de la zone de 1044 de BBA	-67-
III.8. L'amiante	-68-
III.9. Echantillonnage et conditionnement.....	-68-
III.9.1. Préparation des échantillons	-68-
III.9.2. Système de mesure	-69-
III.9.2.1. conditionnement	-71-
III.9.2.2. Etalonnage en energie	-72-
III.9.3. Etalonnage en efficacité	-73-
III.10. Activité minimale détectable (MDA)	-74-
III.11. Résultats et discussion	-75-
Conclusion generale :	- 84 -
References bibliographiques	- 85 -
Annexes	-88-



Introduction générale

Depuis sa création, la terre a toujours été baignée dans un cocktail de radioactivité naturelle. Par conséquent, tous ceux qui s'y trouvent sont soumis à l'effet de cette radioactivité. En général, au niveau du sol, les éléments responsables de ce phénomène sont d'origines telluriques dont les plus susceptibles sont l'uranium -238, le thorium -232 et le potassium -40. Ces éléments émettent essentiellement du gamma.

L'étude qui a été menée est axée sur la mesure de la radioactivité gamma dans sept échantillons environnementaux de sols auprès de zone industrielle et de zone de la montagne de l'amiante de wilaya de bordj Bou Arreridj et des zones industrielles dans chaque wilaya suivante : Batna Sétif Msila et Constantine. Il est alors nécessaire d'évaluer l'activité naturelle et artificielle de ces sites [1].

Le sol C'est un facteur indispensable pour la vie dès les êtres vivants, mais lorsqu'il est exposé à des radionucléides, impact négativement sur les corps et la santé de l'organisme.

La radioactivité dans les sols, essentiellement, de radionucléides primordiaux dans l'air ou dans les sols (K -40). Des radionucléides dus à une pollution radioactive à partir des formations géologiques riches en radioéléments, des mines d'uranium, ou à partir des rejets de déchets radioactifs de l'usines ou d'une utilisation abusive de fertilisants agricoles.

La connaissance des concentrations de l'uranium et du radium et le potassium dans les sols est importante parce qu'une fraction de l'uranium et du radium absorbés est déposés dans le corps humain, introduisant ainsi une dose radioactive interne équivalente. Les concentrations en éléments radioactifs naturels dans les sols auprès des zones industrielles, peuvent être reliées aux conditions physico-chimiques de sols et à son environnement géologique [2].

Chapitre 1 : radioactivité et dosimétrie

Le premier chapitre présente une brève description des notions de la radioactivité et ses différents types. On y mentionne les familles radioactives naturelles et artificielles qui existent dans l'environnement. Une partie est également consacrée à l'étude des différents paramètres radiologique qui vont servir prochainement pour la mesure du risque dans notre zone d'étude, Il Ya une autre partie consacrée à étudier la dosimétrie.

Chapitre 2 : Interaction Rayonnement-Matière.

Etude de l'interaction des rayonnements ionisants avec la matière et ses effets, ainsi que la radioprotection.

Chapitre 3 : Spectrométrie Gamma.

Une définition de spectrométrie gamma avec une Description et la Composition de Cette chaîne spectrométrique, avec présentation des Régions d'étude dans chaque wilaya et la partie

expérimental qui comprend (Préparation de L'échantillons et l'étalonnage), ainsi une présentation des résultats des échantillons et une discussion de ces résultats.

Chapitre I

Radioactivité et Dosimétrie

I.1. Radioactivité et ses sources :

I.1.1 Histoire et définition de la radioactivité :

Historique :



Figure (I.1) : Henri becquerel Wilhem roentgen pierre et marie curie.

La radioactivité n'a pas été inventée par l'homme.

Elle a été découverte, il y a un peu plus d'un siècle, en **1896** par le physicien français **Henri Becquerel**. Ce dernier cherchait à savoir si les rayons qu'émettaient les sels fluorescents d'uranium étaient les mêmes que les **RX** découverts en **1895** par **Wilhelm Roentgen**, physicien allemand. Il pensait que les sels d'uranium, après avoir été excités par la lumière, émettaient ces rayons X. Quelle ne fut pas sa surprise lorsqu'à Paris, en mars **1896**, il découvrit que le "La radioactivité n'a pas été inventée par l'homme. C'est un phénomène naturel qui a été découvert à la fin du XIXe siècle." film photographique avait été impressionné sans avoir été exposé à la lumière du soleil ! Il en conclut que l'uranium émettait spontanément et sans s'épuiser des rayonnements invisibles, différents des rayons X. Le phénomène découvert est appelé radioactivité (du latin radius : rayon). À la suite des travaux d'Henri Becquerel, **Pierre et Marie Curie** isolèrent en **1898** le polonium et le radium, des éléments radioactifs inconnus présents dans le minerai d'uranium [3].

La radioactivité est une réaction dite nucléaire car elle concerne le noyau de l'atome par opposition aux réactions chimiques qui ne concernent que le cortège électronique sans modifier le noyau. Il faut savoir que tous les nucléides qui comportent plus de 83 protons sont radioactifs [4].

La radioactivité est un phénomène de retour à l'équilibre. Elle se traduit par le passage d'un noyau de l'état instable à un état plus stable par désintégration spontanée en libérant une quantité d'énergie sous forme de particules ou de rayonnements électromagnétiques. Il y a deux types de radioactivité :

- **Spontanée**, non provoquée, on parlera alors d'une **radioactivité naturelle**.
- **Non spontanée**, provoquée, on parlera alors d'une **radioactivité artificielle** [5].

I.2. La radioactivité naturelle :

Dans la nature, la plupart des noyaux d'atome sont stables, d'autres non.

Ces derniers se transforment alors spontanément, et de façon irréversible, en d'autres atomes plus stables. Ces transformations successives, appelées désintégrations, s'accompagnent d'émissions de différents types de rayonnements : **alpha, bêta et gamma**, les rayonnements gamma sont des ondes

électromagnétiques tandis que les rayonnements alpha et bêta sont des particules, respectivement un noyau d'hélium et un électron.

L'activité d'un élément radioactif, c'est-à-dire le nombre de désintégrations par seconde dans une certaine masse de cet élément, est mesurée en becquerels (Bq) [6].

-La radioactivité naturelle est commune dans les roches, le sol, le sable de plage, le sédiment et le sol de lit de la rivière, dans les fleuves et les océans, et même dans nos matériaux et maisons de construction. La concentration en isotopes radioactifs dans le sol est un indicateur d'accumulation radioactive dans l'environnement, qui affecte des humains, des plantes et des animaux. Les matériaux radioactifs naturels contiennent généralement les radionucléides terrestres d'origine (radionucléides primordiaux), fini gauche depuis la création de la terre [7].

I.2.1. Origine de la radioactivité naturelle :

La connaissance de la distribution des radionucléides dans les sols et les roches joue un rôle très important dans la radioprotection et la mesure. Certaines des expositions sont assez constantes et l'uniforme pour toutes les différentes personnes partout, par exemple, la dose acquièrent de l'ingestion de K-40 en nourritures. Cependant, d'autres expositions varient considérablement selon l'endroit. Les rayonnements, par exemple, sont plus intenses à des altitudes plus élevées et des concentrations de l'uranium et du thorium dans les sols sont élevées dans des secteurs localisés. Les niveaux élevés de l'uranium et de ses produits d'affaiblissement dans la roche et le sol, et le Thorium en sables de monazite sont les sources principales des rayonnements de fond naturel élevés qui ont été identifiés dans plusieurs secteurs du monde [8].

- Il existe trois grands groupes de radionucléides naturels :

- Des radionucléides d'origine cosmique ou « **cosmonucléides** » qui se forment par l'action des rayons cosmiques sur des noyaux d'atomes présents dans notre environnement ; ils sont parfois appelés « radionucléides naturels induits », et les rayons primordiaux, La radioactivité Naturelle dans le corps humain [5].

I.2.1.1. Les rayons cosmiques :

Sont des rayons invisibles qui proviennent de l'espace et du soleil, ont une très grande énergie (Ondes : gamma et rayon x et particules : alpha beta et neutron) sont capables de traverser d'épaisses couches de roches les radionucléides cosmogoniques incluent H-3, Be-7, C-14, et Na-22, de pourcentage Noyau d'hydrogène (protons) 85% Noyau d'hélium (particules alpha) 12.5% Noyau d'atomes plus lourds 1% Electrons 1.5% [9].

Tableau (I.1) : Les radionucléides cosmogoniques.

Nuclide	symbole	Demi-vie	Radioactivité naturelle
Carbone 14	C-14	5730 ans	6 pCi/g (0.22 Bq/g) dans le matériel organique
Hydrogène 3 (Tritium)	H-3	12.3 ans	0.032 pCi/kg (1.2x10 Bq/kg)
Béryllium 7	Be-7	53.28 jours	0.27 pCi/kg (0.01 Bq/kg)

I.2.1.2. Les rayons Primordiaux :

Des radionucléides dits « primordiaux », qui étaient présents au moment de la formation de la terre et que l'on trouve aujourd'hui encore dans l'écorce terrestre. Les radionucléides primordiaux répertoriés au nombre d'une trentaine ont des périodes supérieures à 700 millions d'années et sont peu instables : il leur suffit d'une seule désintégration pour se transformer en noyaux stables. Mais trois d'entre eux ont un comportement particulier, il s'agit de l'Uranium 238, de l'Uranium 235 et du Thorium 232. Ces trois nucléides primordiaux, beaucoup plus lourds que les autres, nécessitent une longue série de désintégration avant d'aboutir à un noyau stable qui, dans les trois cas, est un isotope de Plomb [5].

Tableau (I.2) : Les radionucléides primordiaux [10] :

Nuclide	Symbole	Demi-vie	L'activité naturelle
Uranium 235	U-235	7.04 x 10 ⁸ ans	0.72% de tout uranium normal
Uranium 238	U-238	4.47 x 10 ⁹ ans	99.2745% de tout uranium normal ; 0.5 à 4.7 ppm dans les Roches
Thorium 232	Th-232	1.41x 10 ¹⁰ ans	1.6 à 20 ppm se trouve dans les Roches avec la moyenne de 10.7 ppm
Radum 226	Ra-226	1.60 x 10 ³ ans	0.42 pCi/g (16 Bq/kg) en pierre à chaux Et 1.3 pCi/g (48 Bq/kg) dans les roches plutoniques)
Radon 222	Rn-222	3.82 jours	Gaz noble ; la gamme moyenne annuelle de concentrations en air aux USA de 0.016 pCi/L (0.6 Bq/m ³) à 0.75 pCi/L (28 Bq/m ³)
Potassium 40	K-40	1.28 x 10 ⁹ ans	Sol 1-30 pCi/g (0.037-1.1 Bq/g)

I.2.1.3. La radioactivité Naturelle dans le corps humain :

L'homme est radioactif par l'ingestion des radionucléides comme le potassium 40 et le carbone 14 qui sont transférés dans les chaînes alimentaires [11].

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

Tableau (I.3) : La Radioactivité naturelle dans le corps humain [12].

Nucléide	Masse totale de nucléides Trouvé dans le corps	L'activité totale de nucléides Trouvé dans le corps	L'apport quotidien de nucléides
Uranium 235	90 µg	30 pCi (1.1 Bq)	1.9 µg
Thorium 232	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
Carbone14	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

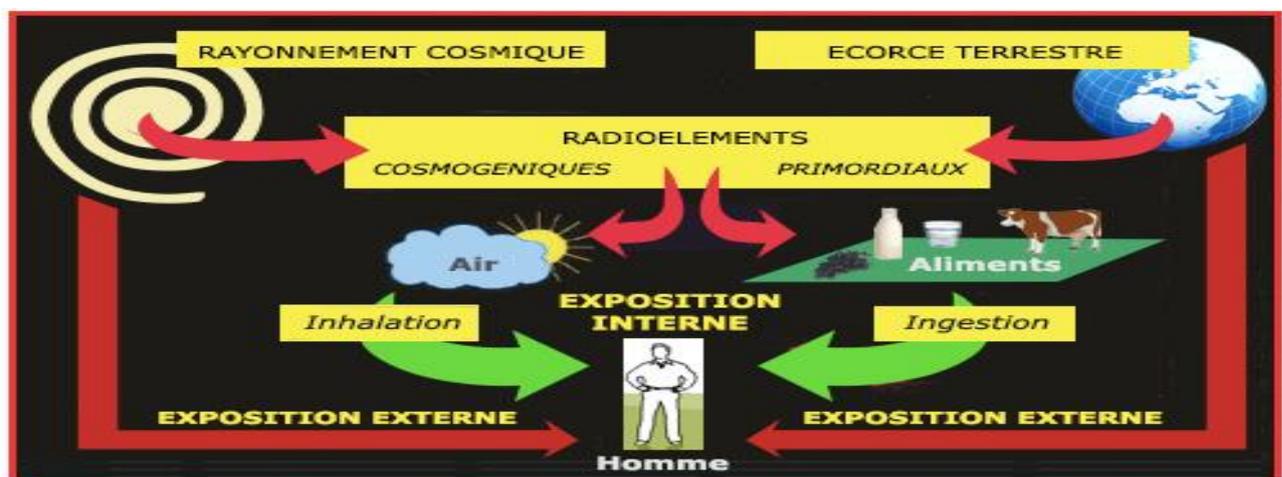


Figure (I.2) : Exposition interne et externe de rayonnements naturel.

I.2.2. Éléments radioactifs dans le sol :

Ces radionucléides lourds ont tendance à se désintégrer en éléments plus légers. Qui peuvent être soit radioactifs ou non radioactifs. Le potassium radioactif se désintègre directement en calcium ou en argon, tous les deux sont stables. Mais la désintégration de l'uranium et du thorium est beaucoup plus intéressante : ces éléments se désintègrent à travers une série d'éléments radioactifs (y compris le radon) jusqu'à atteindre le plomb stable. Les familles radioactives de l'uranium et du

thorium, en plus du potassium radioactif représentent une bonne partie du rayonnement sur terre. Ils fournissent environ les trois quarts du rayonnement que les humains reçoivent de la nature [13].

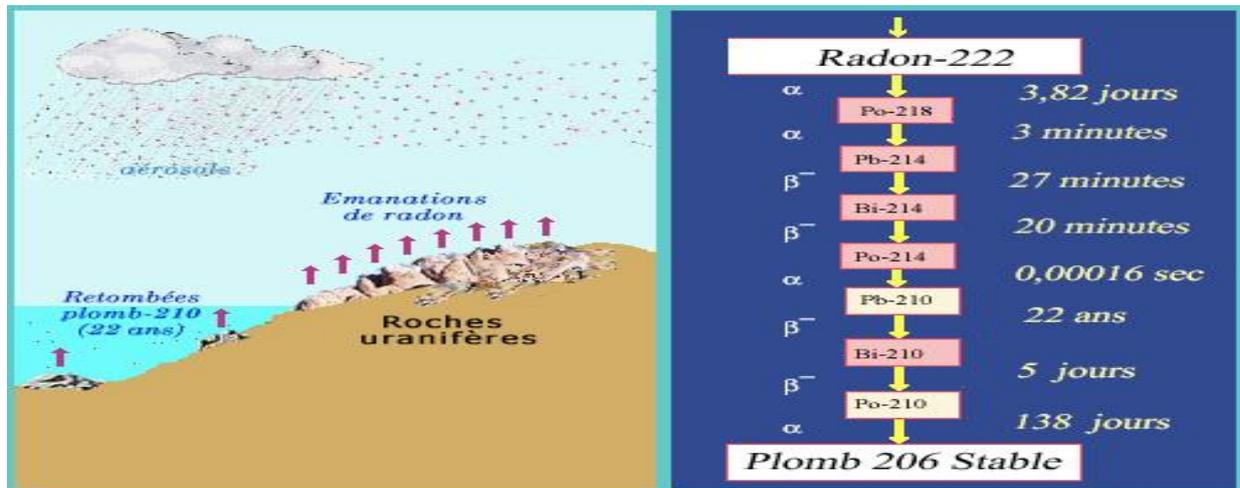


Figure (I.3): La désintégration de radon Rn-222.

I.2.3. Le rôle du radon :

Fin de la filiation de l'uranium à partir du radon. Ce gaz radioactif peut quitter les roches et passer dans l'atmosphère. Le radon, qui vit peu de temps (sa période radioactive est de 3,8 jours), se transforme rapidement en plomb-210 radioactif dont la période est de 22 ans avant de finir en plomb-206 stable. Si la roche est profonde, le radon n'a pas le temps de gagner l'atmosphère et la radioactivité reste dans le sol. Si la roche est proche de la surface, les descendant du radon relâché dans l'atmosphère sont fixés par des aérosols et peuvent se déposer dans les poumons [14].

I.3. Les chaînes de désintégration radioactives :

La désintégration d'un noyau peut conduire à un noyau instable soumis aux mêmes lois que le noyau initial forme ce qu'on appelle e chaine de filiation radioactive. Dans ce qui suit et puisqu'une partie de notre étude est reliée à la radioactivité naturelle relative aux filiations naturelles es de l'uranium, du thorium et du potassium-40, nous allons décrire brièvement ces filiations et les spécifier.

Familles radioactives:

Trois principales familles radioactives existent dans la nature. Ce sont la famille de l'uranium-238, la famille e de l'uranium-235 et la famille du thorium-232. Ces radionucléides ont des périodes qui sont comparables à l'âge de la terre, Le produit final de chaque famille est **un isotope stable du plomb**. Pour arriver au plomb, le père de chaque famille suit des désintégrations successives accompagnées d'émission des particules **alpha** ou **beta** et/ou ensuite par **émission des photons gamma**.

Tableau (I.4) : Quelques caractéristiques distinguant ces trois familles radioactives.

Désignation	Famille U-238	Famille U-235	Famille Th-232
Nombre de masse A	$4n+2$	$4n+3$	$4n$
Période radioactive	$4,5 \cdot 10^9$ ans	$7,04 \cdot 10^8$ ans	$1,45 \cdot 10^{10}$ ans
Produit final (stable)	Pb-206	Pb-207	Pb-208
Descendent émetteurs gamma	Th-234, Th-230, Ra-226, Rn-222, Pb-214, Bi-214, Pb-210.	U-235, Pa-231, Th-227, Ra-223, Rn-219, Pb-211.	Ac-228, Pb-212, Bi-212, Tl-208.

I.4.Famille de l'uranium (U-238) :

Les produits de la désintégration sont appelés séries de radioactivité. Cette série commence avec l'isotope de l'uranium 238, qui a une demi-vie de $4,5 \times 10^{10}$ ans, Comme les nucléides ont une demi-vie très longue, cette chaîne est encore présente aujourd'hui. Le radionucléide U-238 se désintègre en Th-234 en émettant une particule alpha, le nucléide nouvellement formé est également instable et se désintègre davantage (Figure 4). Enfin, après un total de 14 étapes de ce type, émettant 8 particules alpha et 6 particules bêta, accompagnées d'un rayonnement gamma, un plomb stable se forme. On dit que cette série est en équilibre séculaire parce que toutes leurs filles qui suivent U-238 ont une demi-vie plus courte que le nucléide parent U-238 cette série de désintégration comprend le Ra-226 qui a des demi-vies de 1600 ans et des propriétés chimiques nettement différentes de celles de l'uranium. Le Ra-226 se désintègre en Rn-222, un gaz noble inerte qui ne forme aucune liaison chimique et peut s'échapper dans l'atmosphère et attaquer rapidement les aérosols et les particules de poussière déposées dans l'air [30].

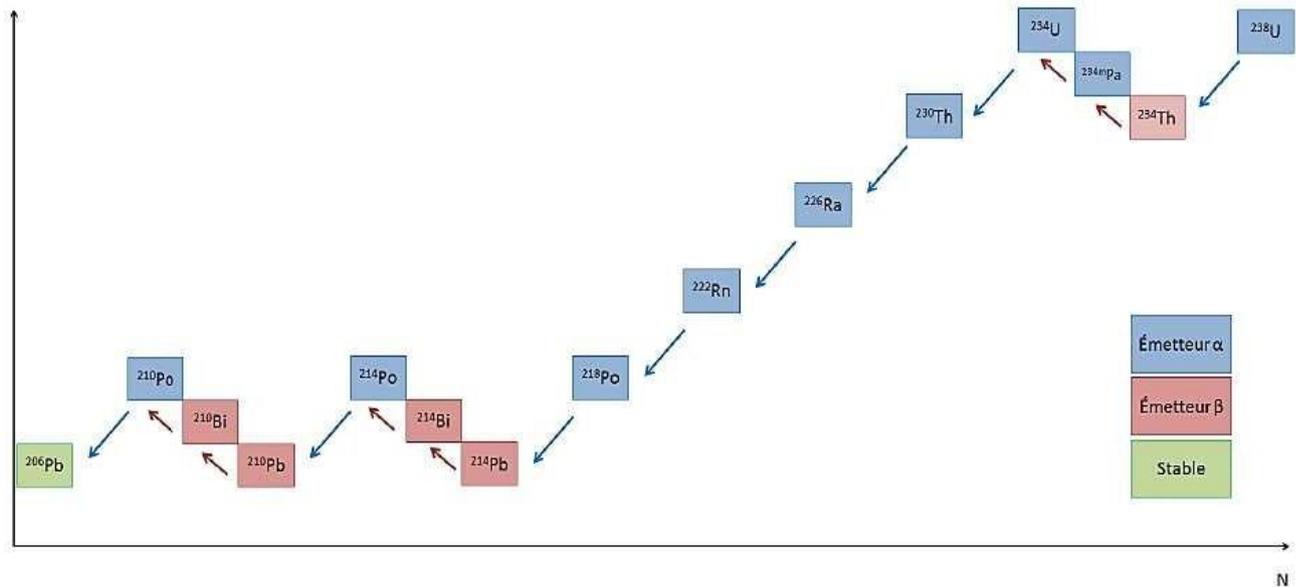


Figure (I.4) : Chaîne de désintégration de U-238.

Tableau (I.5) : Chaîne de désintégration d'U-238 [10].

Element	Radiation	Demi-vie
Uranium 238	Alpha	4.500.000.000 ans
Thorium 234	Bêta	24.1 jours
Protactinium 234	Bêta	1.17 minutes
Uranium 234	Alpha	247.000 ans
Thorium 230	Alpha	80.000 ans
Radium 226	Alpha	1602 ans
Radon 222	Alpha	3.82 jours
Polonium 218	Alpha	3.05 minutes
Plomb 214	Bêta	27 minutes
Bismuth 214	Bêta	19.7 minutes
Polonium 214	Alpha	0.00001 seconde
Plomb 210	Bêta	19.4 ans
Bismuth 210	Bêta	5.01 jours
Polonium 210	Alpha	138.4 jours
Plomb 206	none	Stable

I.5. La Famille de thorium (Th-232) :

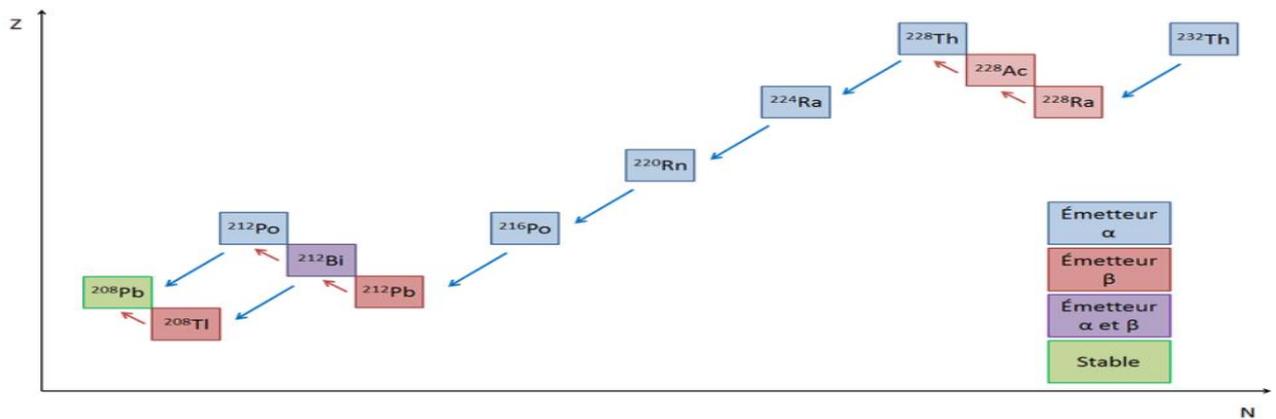


Figure (I.5) : Chaîne de désintégration du Th-232.

Le premier élément de cette série est le thorium Th-232 dont la demi-vie est égale à 1.39×10^{10} ans. Tous les descendants du Th-232 possèdent comme lui un nombre de masse égale à un multiple de (Figure 5). Le dernier élément de la chaîne est l'isotope stable du plomb Pb-206 [10].

I.6. Famille de l'uranium (U-235) :

Elle englobe les éléments de la chaîne de décroissance de l'U-235 de période de 7.3×10^8 ans.

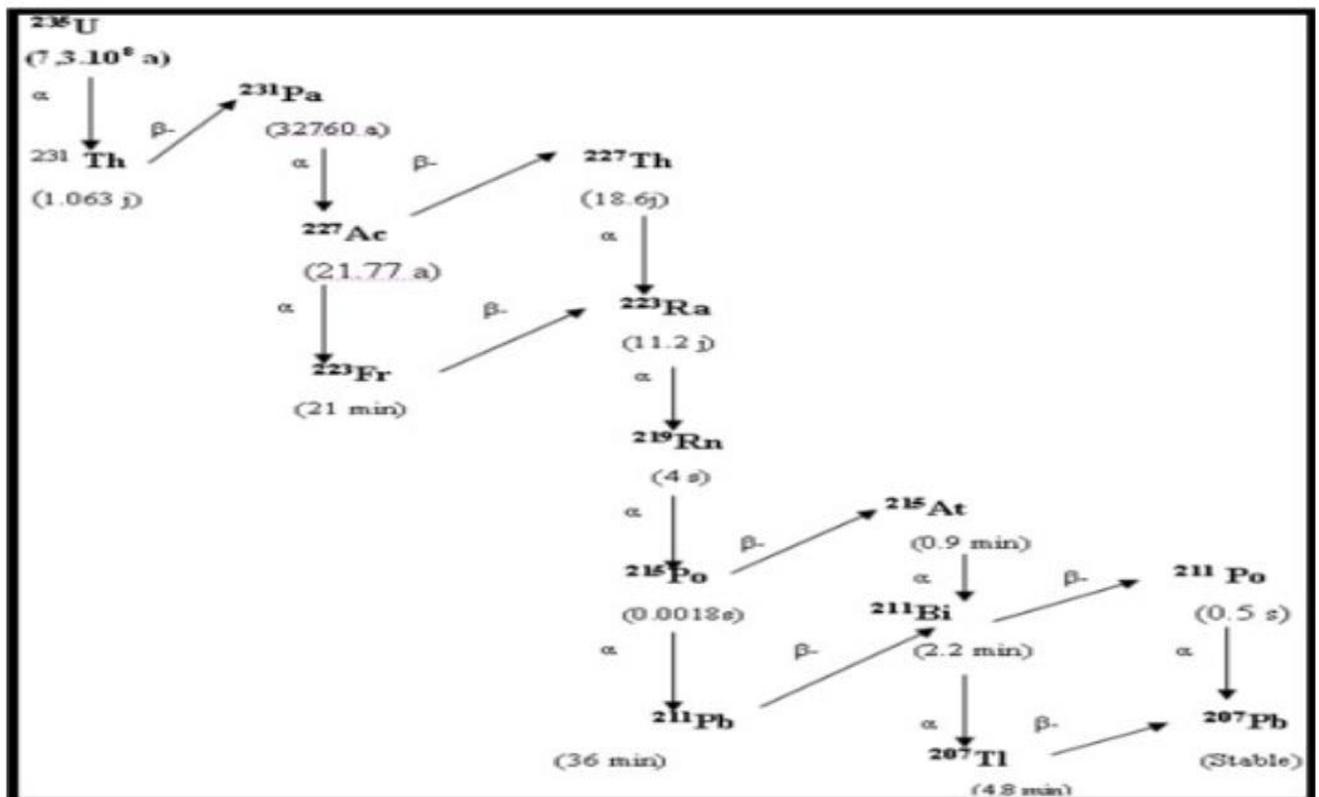


Figure (I.6) : Chaîne de désintégration de U-235 [15].

I.7. Radionucléide de potassium K-40 :

En 1905, J.J. Thompson a découvert que la radioactivité dans K-40 est ce qui fait tout le monde radioactif il est présent dans le tissu de corps. Ce radionucléide peut être délabré par trois modes :

I.7.1. Émission de positron :

Le radionucléide K-40 se désagrège directement dans l'état fondamental de K-40 par l'émission de la particule bêta de l'énergie 1321KeV dans la probabilité de 88.8% sans l'émission de rayonnement gamma à ce type de formation.

I.7.2. Emission de deuxième mode :

Le nuclide K-40 peut être transformé en état stable (état fondamental) de Ar-40 par deux manières, dans la première, K-40 se désagrège directement avec un saut dans l'état fondamental de Ar-40 avec seize centièmes de se délabre vont par capture des électrons. De deuxième manière, le nuclide K-40 peut être délabré indirectement dans l'état fondamental d'Ar-40 par deux étapes. Premièrement, il se délabre dans le premier état excité d'Ar-40. Deuxièmement, il excite Ar-40et délabre dans état fondamental accompagné de rayonnement gamma d'énergie de 1460KeV dans la probabilité de 11%.

I.7.3. Bêta émission :

Un proton sera délabré dans le positron et le K-40 changés en Ar-40 par la probabilité de 0.0011%
Le radioisotope K-40 (0.01167 %) a une longue durée de vie (demi-vie de 1.248 milliard d'années),

Tandis que les deux autres K-39 (93.26 %) et K-41 (6.73 %) ont tous une demie- vieinférieure à une journée.

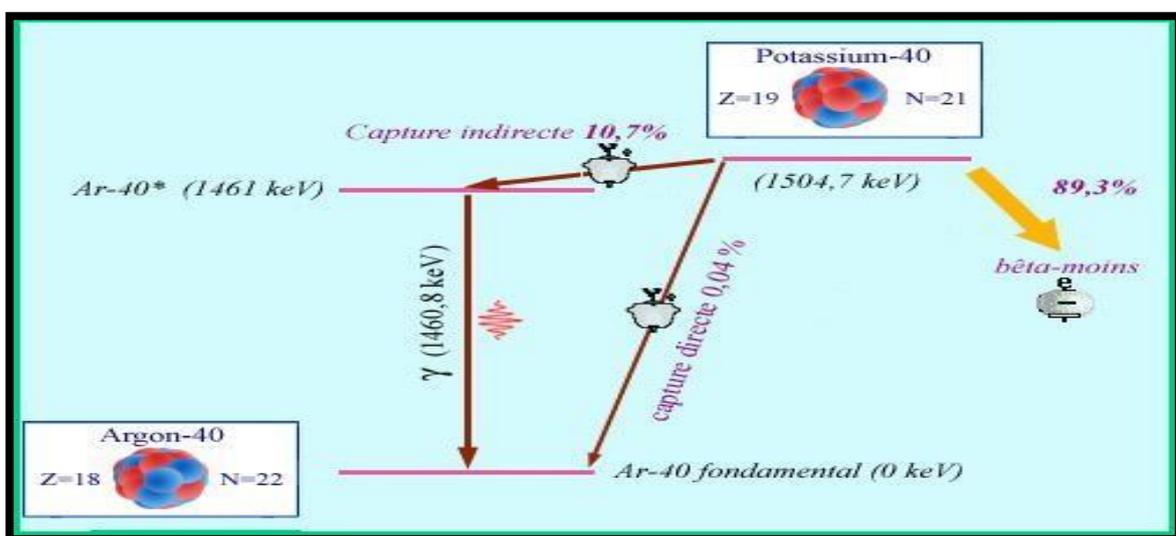


Figure (I.7) : La désintégration de potassium K-40 [10].

I.8. La radioactivité artificielle :

Après la découverte de la radioactivité artificielle qui dépend de l'activité humaine par **Irène et Joliot-Curie en 1934**, les sources artificielles se sont développées pour satisfaire de nombreuses applications dans tous les secteurs, allant de la médecine à l'industrie en passant par les applications militaires [16]. La présence de radionucléides artificiels dans notre environnement est attribuable aux retombées des expériences humaines et la propagation des déchets.

Si nous négligeons les influences mineures de l'industrie, des installations de recherche et de santé, les activités des radionucléides artificiels dans l'environnement sont principalement liées aux bombardements nucléaires, aux essais de bombes nucléaires et aux incidents des centrales nucléaires. Après la première utilisation d'une bombe nucléaire sur Hiroshima le 16 Août 1945, les essais atmosphériques ont persisté de 1956 à 1963. Les retombées sont surtout composées d' ^{133}I , ^{238}Pu et ^{239}Pu , ^{137}Cs ou ^{90}Sr ainsi que de radionucléides naturels tels que ^{14}C ou ^3H [17].

Les radionucléides artificiels font contaminer l'environnement, les principales causes de cette contamination sont :

I.8.1. Essais Nucléaires :

Un essai nucléaire désigne l'explosion d'une bombe atomique à des fins expérimentales, cette dernière est due à la fission d'atomes lourds comme l'uranium 235 ou le plutonium 239, entraînant un dégagement d'énergie considérable et l'émission de produits de fission et d'activation. Les essais nucléaires atmosphériques, qui ont commencé en 1945, et qui se sont déroulés avec intensité de 1956 à 1963, ont libéré des produits de fission, en majorité du césium 137, du strontium 90 et les radio-isotopes 238 et 239 du plutonium.

Ces essais ont également conduit à des émissions de carbone 14 et de tritium. Ces retombées ont engendré une contamination chronique de l'environnement même après l'arrêt totale des essais atmosphériques dans le monde en 1980 [18].

Les retombées des essais militaires atmosphériques ont libéré des produits de fission en majorité du Cs-137 ainsi que les isotopes du Plutonium (Pu-238, Pu-239, Pu-240 et Pu-241). Ces retombées ont engendré une contamination chronique de l'environnement notamment en Cs-137, qui continue à persister actuellement [19].

I.8.2. Retombées des essais d'armes nucléaires :

Le premier essai d'une bombe atomique a été fait par les Etats Unis en 1945 à Alamogordo au Nouveau Mexique. Cette première bombe nucléaire a créé un cratère de 330 m de diamètre et un champignon de 13 Km de hauteur. Les villes japonaises de Hiroshima et Nagasaki sont quasi rayées de la carte par deux bombes A américaines, explosant à 500 m d'altitude, en 1945. Après cela, les essais atomiques se sont multipliés, Il y a eu 2000 essais nucléaires au total, dont 1050 pour les états unis, 715 pour l'Union soviétique, 210 pour la France, 45 pour la Grande-Bretagne, 45 pour la

Chine, 6 pour l'Inde, 6 pour le Pakistan et 1 pour la Corée du Nord. Les périodes les plus actives furent entre 1952-1958 et 1961-1962.

L'irradiation des populations liées aux retombées fut d'abord le résultat de l'irradiation par les produits de fission à vie courte ($T_{1/2}=8$ à 100 j) pendant les périodes des essais, puis après leurs arrêts particulièrement l'exposition au Cs-137, C-14, Sn-90 et H-3. La dose maximale reçue par les populations fut 160 $\mu\text{Sv}/\text{an}$ en 1963. En 1973, elle était dix fois plus faible, 18,2 $\mu\text{Sv}/\text{an}$, (30 % due aux Cs -137), puis 9,2 $\mu\text{Sv}/\text{an}$ en 1983 (4,8 % dû au Cs -137) et 6,7 $\mu\text{Sv}/\text{an}$ en 1993 (30 % due aux C -14).

L'ingestion représente la source d'irradiation la plus importante, elle est 4 fois plus grande que l'irradiation par exposition externe aux radionucléides déposés sur le sol (Cs -137), et 5 fois plus grande que l'irradiation liée à l'inhalation. Si ces doses restent respectivement modestes, elles peuvent atteindre des valeurs plus élevées. Le 29 août 1949, un essai dans la région de l'Altaï délivra jusqu'à 2 Sv à une partie de la population locale, 40000 personnes ont reçu des doses supérieures à 250 mSv et 270000 personnes des doses entre 50 à 250 mSv [20].

I.8.3. Les accidents nucléaires :

Parmi les accidents les plus importants dans l'histoire de l'énergie nucléaire, on cite :

- **L'accident de Windscale** : Cet accident s'est produit le 7 octobre 1957 en Grande-Bretagne : dans un réacteur à uranium modéré au graphite, refroidi à l'air et utilisé pour la production de plutonium fissile. Suite à l'accumulation d'une quantité excessive de chaleur. Dans le graphite qui résulte de l'irradiation par les neutrons de ce dernier il y a eu combustion du cœur du réacteur ceci a conduit à la libération de quantités importantes de produits de fission [35]. L'explosion d'un container de 250m³ dans un complexe de production de plutonium a donné lieu à un rejet de $7.4 \cdot 10^{-17}$ Bq dans l'atmosphère, dont environ $2,2 \cdot 10^{-13}$ Bq en Cs-137 [16].
- **L'accident nucléaire de Palomares (Espagne) 1966** : Le 16 janvier 1966, deux avions de "l'US Air Force" se heurtaient, lors d'une opération de ravitaillement en vol, au-dessus du village de Palomares dans le sud de l'Espagne. Trois des 4 bombes atomiques qui armaient le bombardier tombaient à terre, l'autre en mer. Sur les 3 bombes tombées à terre, deux perdirent leur parachute et répandirent leur contenu de matière fissile lors de l'impact avec le sol. Une superficie de 226 hectares de terres agricoles et de zones incultes fut contaminée par du plutonium [16].
- **L'accident de Three Mile Island (TMI) : Le 28 Mars 1979 aux USA** : est dû à une interruption de la circulation d'eau qui alimente les générateurs de vapeur qui contribue à une explosion au cœur du réacteur, les radionucléides émis sont essentiellement l'iode -131 et le xénon -133 [16].

- **L'accident de Tchernobyl :** Le 26/04/1986 en URSS (Ukraine), il est reconnu comme étant le plus grave des accidents nucléaires il s'est produit pendant un essai technique à faible puissance alors que les systèmes de sécurité étaient déconnectés, ce qui a provoqué des expositions dans le cœur du réacteur et endommagé ses structures de confinements [34].
- Par l'explosion d'un des quatre réacteurs de la centrale, l'accident a dispersé divers radionucléides dans l'atmosphère, les radionucléides qui sont les plus répandus sont les gaz rares, l'iode et le césium 137, les quantités présentes en 1997 seraient de $8,5 \times 10^{-16}$ Bq en Cs-137.
- **L'accident de Fukushima :** Suite au terrible tremblement de terre et au tsunami qui ont frappé le nord-est du Japon le vendredi 11 mars 2011, la centrale nucléaire de Fukushima a connu une défaillance de ses systèmes de refroidissement et plusieurs explosions sur ses réacteurs, de plus, du combustible nucléaire normalement confiné et protégé dans des piscines d'eau, a été émis un panache radioactif qui s'est libéré dans l'air dans l'atmosphère [16].

I.9. Voies d'exposition :

L'exposition aux rayonnements dans les industries de minières et de traitement des minerais est l'amidon par trois principales voies :

- Les rayonnement gamma externe des minerais,
- L'inhalation de poussières contenant des radionucléides bioactifs provenant d'émission alpha à long terme.
- L'inhalation de produits à courte durée de vie pour affaiblir le radon.

L'inhalation de produits atténués à base de radon dans les mines souterraines mal ventilées entraîne une exposition aux rayonnements beaucoup plus élevée que les limites actuelles d'exposition aux rayonnements, ce qui entraîne un taux plus élevé du cancer de poumon dans les mineurs. Il est donc nécessaire d'adopter des mesures très précises de contrôle des rayonnements dans l'extraction et le traitement des métaux impliquant les minerais radioactifs, afin de protéger ceux impliqués et respecter de dosage [21].

Utilisation de matériaux de construction spéciaux D'autres matériaux se sont avérés délivrer de fortes doses aux habitants des habitations construites avec eux ils comprennent : pierre ponce le béton de schiste alun, le tuf lithoïde le granit et les résidus des usines de concentration d'uranium. Les doses sont dues à des concentrations élevées de potassium-40 de radium-226 et de thorium-232. Dans certains pays l'échantillonnage de nombreux matériaux de construction a révélé, dans certains cas, des concentrations excessives des nucléides susmentionnés Cependant, Les débits de dose absorbés moyens mesurés dans les bâtiments contenant de tels matériaux sont souvent beaucoup plus faibles que ce que l'on pourrait attendre du contenu radioactif des matériaux considérés, car des matériaux moins actifs sont généralement utilisés dans les mêmes bâtiments [22].

I.9. Différents types d'exposition :

L'homme peut être exposé de deux façons aux rayonnements :

I.9.1. Irradiation et contamination :

Il y a, deux sortes de danger : L'irradiation et la contamination ; l'irradiation est le fait d'être soumis à un rayonnement (alpha, beta, gamma, ou neutron) ; la contamination consiste à avoir sur soi (contamination externe) ou dans son corps (contamination interne) des émetteurs radioactifs. Il est bien évident que le danger de la contamination découlera lui aussi de l'irradiation, mais la contamination a ceci de grave qu'elle est souvent insidieuse, qu'elle peut subsister très longtemps, et qu'il est souvent difficile de la faire disparaître, surtout dans le cas de contamination interne.

I.9.1.1. La contamination :

Est particulièrement grave dans le cas des émetteurs Alpha qu'on peut, par contre, manipuler sans danger d'irradiation puisque leur rayonnement est arrêté par n'importe quelle paroi, par les vêtements, la peau, mais qui, s'ils pénètrent dans le corps par voie digestive, pulmonaire ou cutanée (plaie), causeront à l'organisme les dégâts les plus graves, étant les plus ionisants.

I.9.1.2. Irradiation :

L'irradiation externe ne proviendra pratiquement que des rayons gamma et des neutrons ; elle cessera dès que l'on ne sera plus exposé à la source de rayonnement. Il faut remarquer que les neutrons, comme on l'a déjà vu, pourront induire de la radioactivité dans le corps, ce qui montre leur danger propre, alors que les gamma usuels, ceux des produits de fissions en particulier, ne pourront en provoquer, encore moins les bêtas et les alphas dont le rayonnement ne parvient à l'organisme que s'il y a contamination [40].

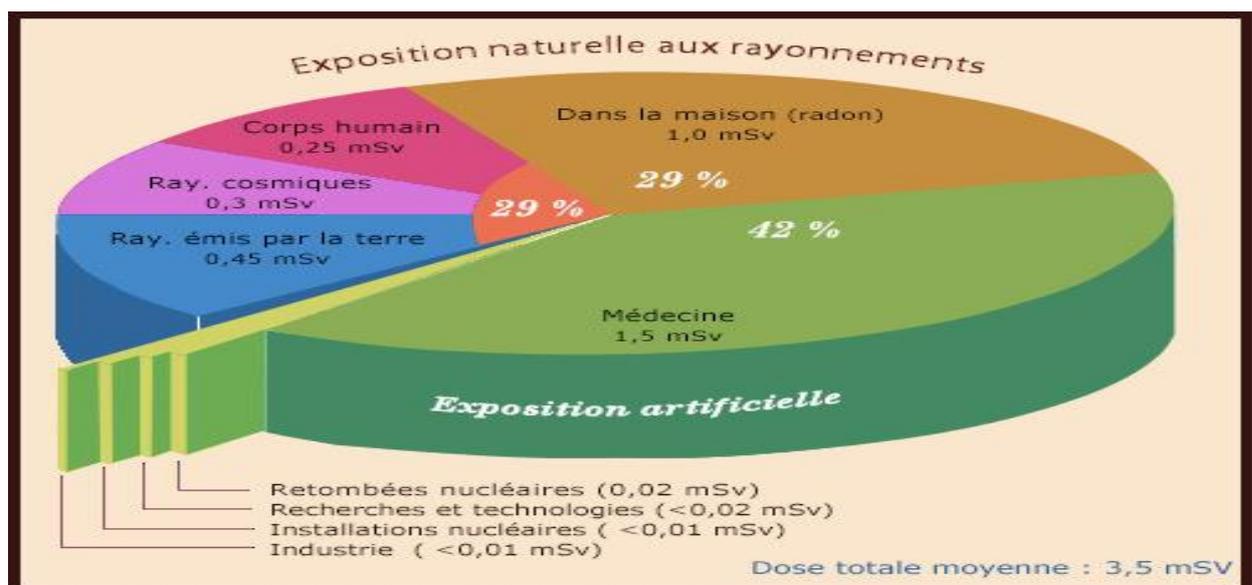


Figure (I.9) : Différentes voies d'exposition la radioactivité Naturelle et artificielle.

I.10. Lois de la décroissance radioactive :**I.10.1. Constante radioactive :**

Chaque substance radioactive d'une population identique d'atomes possède une probabilité de se désintégrer, par unité de temps. En absence de tout apport externe d'énergie, le nombre moyen d'atomes se désintégrant durant l'intervalle de temps dN est donné comme suit [4]:

$$dN = -\lambda N dt \dots\dots\dots (I.1)$$

$$-\lambda N = \frac{dN}{dt} \dots\dots\dots (I.2)$$

N est le nombre d'atomes présents à l'instant t ; λ est la constante radioactive, pour le processus d'émission radioactive considéré. La solution de l'équation de décroissance radioactive s'écrit :

$$N(t) = N_0 e^{-\lambda t} \dots\dots\dots (I.3)$$

D'où : N_0 est le nombre d'atomes présent à l'instant initial ($t=0$) [20].

I.10.2. Activité radioactive :

L'activité d'un matériau radioactif est le nombre de désintégrations par seconde, exprimée en Becquerel (Bq), 1 Bq correspond à une désintégration par seconde. Elle se calcule à partir du nombre de noyaux radioactifs et de la période du radionucléide T (I.1). La période radioactive est le temps nécessaire pour que le nombre de noyaux initiaux (N) soit divisé par deux, Avec :

$$A = \lambda N = \frac{\ln 2}{t_{1/2}} N \quad [Bq] \dots\dots\dots (I.4)$$

A : activité d'un radionucléide [Bq].

λ : constante radioactive [s^{-1}].

N : nombre de noyaux radioactifs.

$t_{1/2}$: période du radionucléide [s] [29].

La période radioactive est par définition le temps T nécessaire pour que la moitié du nombre N de noyaux initialement présents se soit désintégrée :

$$N\left(\frac{T}{2}\right) = \frac{N_0}{2} \dots\dots\dots (I.5)$$

En utilisant la loi de décroissance exponentielle, un simple calcul permet de montrer que :

$$T = \frac{\ln 2}{\lambda} \dots\dots\dots (I.6)$$

Si on exprime le temps en tranches équidistantes de la période radioactive T de la forme :

$t = nT$ avec $n = 0, 1, 2, 3, \dots$

La relation d'évolution de la loi de décroissance s'écrit alors :

$$N(t) = N_0 e^{-\lambda t} = N_0 e^{-\frac{\ln 2}{T} t} \dots\dots\dots (I.7)$$

$$N(n) = N_0 e^{-n \ln 2} \dots\dots\dots (I.8)$$

$$N(n) = \frac{N_0}{2^n} \dots\dots\dots (I.9)$$

L'activité est donc le taux de désintégration par unité de temps :

$$A = \left| \frac{dN}{dt} \right| \dots\dots\dots (I.10)$$

$$A(t) = \lambda N(t) = (\lambda N_0) e^{-\lambda t} \dots\dots\dots (I.11)$$

$$A(t) = A_0 e^{-\lambda t} \dots\dots\dots (I.12) [5]$$

I.10.3. Demi-vie (période radioactivité) :

La plupart des atomes sur terre sont stables, certains sont cependant instables et évoluent au fil du temps vers la stabilité selon le phénomène de la radioactivité, ces atomes radioactifs se décomposent spontanément en émettant des rayonnements ionisants et ils finissent par disparaître plus ou moins rapidement après une période spécifique à chaque isotope. Nous parlons ici de demi-vie, soit le temps mis par une substance pour perdre la moitié des atomes radioactifs initialement présents, l'activité d'une substance radioactive diminue donc au fil du temps. La demi-vie $[t_{1/2}]$ est définie comme le temps $[t]$ qui est nécessaire pour que l'activité retombe à la moitié du niveau initial. Le graphique suivant donne un exemple d'évolution de l'activité en fonction du temps pour un radionucléide d'une demi-vie de 15 jours.

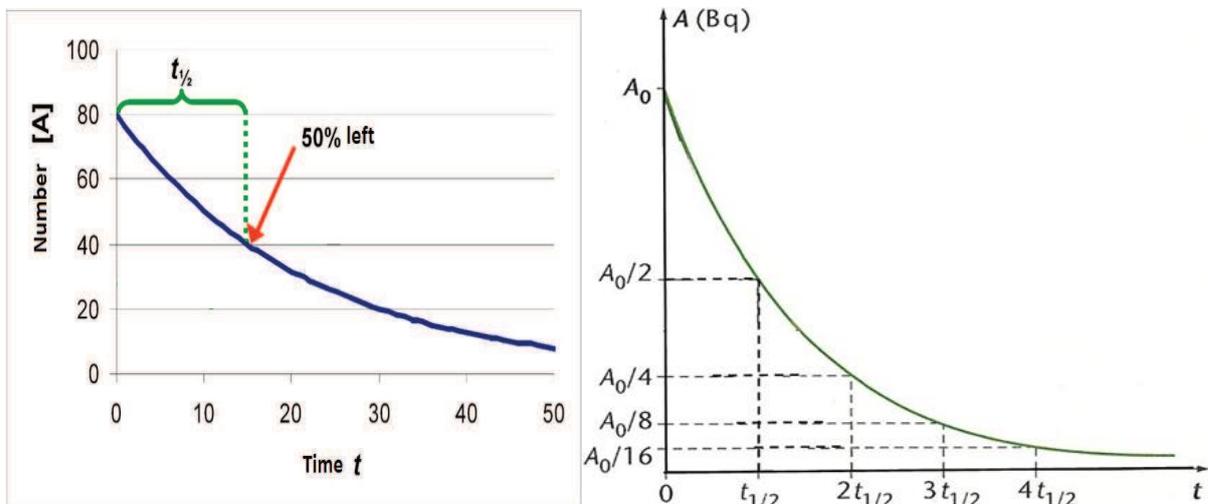


Figure (I.10) : Graphique de la demi-vie [31].

I.11. Les types de rayonnements naturels :

Les rayonnements sont divisés en deux catégories les rayonnements ionisants et les rayonnements non ionisants :

I.11.1. Les rayonnements ionisants :

Les rayonnements les plus énergétiques transfèrent assez d'énergie aux électrons de la matière pour les arracher de leur atome. Ceux-ci ainsi privés de certains de leurs électrons sont alors chargés positivement. Les atomes voisins qui accueillent les électrons se chargent négativement. Les atomes chargés positivement ou négativement sont appelés ions. Les rayonnements capables de provoquer de telles réactions sont dits ionisants.

Les rayonnements ionisants regroupent :

- Les rayonnements cosmiques,
- Les ondes électromagnétiques les plus énergétiques, soit les rayonnements **X** et **gamma**,
- les rayonnements **alpha**, **bêta plus** et **bêta moins** (particules émises par des atomes radioactifs lors de leur désintégration) ,

les neutrons libres qui sont surtout présents dans les réacteurs nucléaires ; ils sont émis, par exemple, lors de **la fission d'atomes d'uranium 235**. Ils sont indirectement ionisants car c'est leur capture par les noyaux ou leur interaction avec ceux-ci qui génère des rayonnement gamma et/ou diverses particules.

I.11.1.1. Rayonnement alpha (α) :

Le rayonnement α est un noyau d'hélium (${}^4\text{He}$) émis suite à une désintégration, constitué de deux protons de charge positive et deux neutrons de charge nulle, il est caractérisé par :

- Une énergie élevée.

A titre d'exemple, l'uranium-238 (${}^{238}\text{U}$) est un élément radioactif émetteur α et qui se transforme spontanément en Thorium-234 (${}^{234}\text{Th}$) [23].

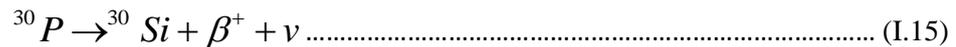
D'après les lois de conservation de Soddy, l'équation s'écrit :



I.11.1.2. Rayonnement bêta (β) :

Le rayonnement β est constitué d'une particule de masse faible (1800 fois plus faible que celle du proton ou du neutron), porteur d'une charge électrique, positive (positron ou positon, β^+) ou négative (électron, β^-) Le rayonnement β provient des réactions de désintégration nucléaire et est associé ou non à une émission gamma.

L'émission naturelle de rayonnements β^- concerne les noyaux instables ayant d'un excès de neutrons alors que pour l'émission naturelle de rayonnements β^+ les noyaux sont instables à cause d'un excès de protons [24].



I.11.1.3. Rayonnements photoniques ou photons (rayon X et gamma).

Les photons désignent rayons X et rayonnement gamma (γ). Le rayonnement γ est produit pratiquement après chaque transformation radioactive α ou β . En effet, lors de la désintégration radioactive, le noyau fils est à l'état excité, le retour à l'état stable se produit par l'émission d'énergie due à la désexcitation de ce noyau. Alors que le rayonnement γ résulte de transitions nucléaires, les rayons X sont émis suite à des changements de niveaux énergétiques des électrons orbitaux ou transitions atomiques. Les photons peuvent être produits par d'autres mécanismes tels que la création de paire [23].

On distingue principalement quatre types de désintégrations selon le tableau suivant :

Tableau (I.6) : Types de désintégrations [19].

Type de désintégration	Equation
Désintégration α	${}^A_Z X \rightarrow {}^{A-4}_{Z-2} Y + {}^4_2 He$
Désintégration β^-	${}^A_Z X \rightarrow {}^A_{Z+1} Y + e^{-1} + \nu$
Désintégration β^+	${}^A_Z X \rightarrow {}^A_{Z-1} Y + e^+ + \nu$
Capture électronique CE	${}^A_Z X + e^- \rightarrow {}^A_{Z-1} Y + \nu$

I.11.2. Rayonnement non ionisant :

Ils comprennent les neutrons et les rayonnements électromagnétiques (photons X, et γ) qui déposent l'énergie au milieu par deux étapes : Au premier temps une particule chargée est libérée dans le milieu absorbant (le photon libère un électron ou une paire électron/positon, et le neutron libère un proton ou un noyau de recul).

Dans la deuxième étape les particules libérées déposent l'énergie au milieu absorbant par des interactions coulombiennes avec les électrons orbitaux des atomes.

Le rayonnement non-ionisant ne porte pas suffisamment d'énergie pour ioniser un atome (p. ex. entre ~4 et 25 eV sont nécessaires pour éjecter les électrons d'un atome neutre). Les ondes radio, les micro-ondes, la lumière sont des formes de rayonnement non-ionisant. Bien que ces rayonnements puissent causer des dommages biologiques, comme les brûlures, ils sont moins dangereux que le rayonnement ionisant.

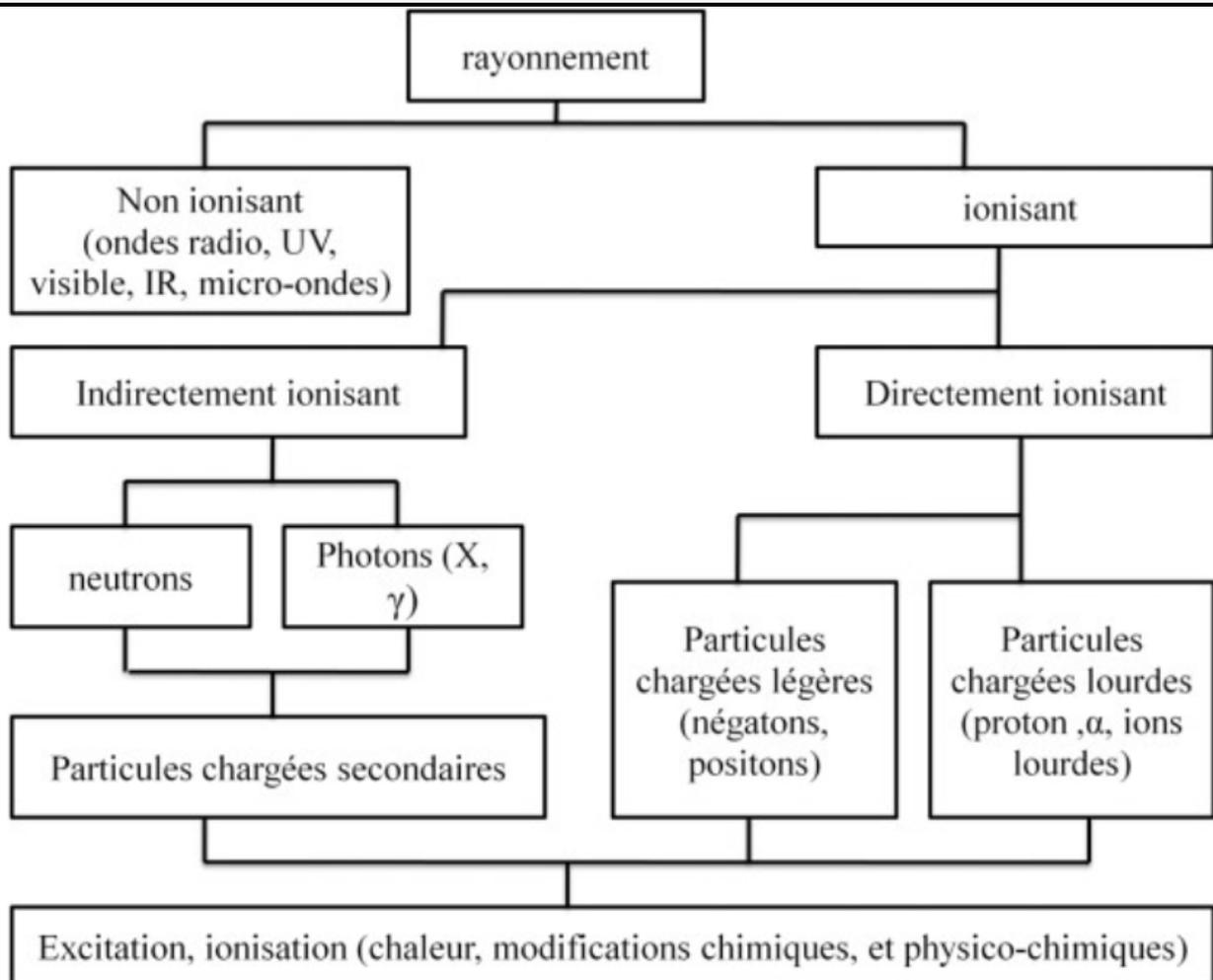


Figure (I.11) : Constitution des rayonnements (ionisant, non ionisant) [13].

I.12. Pouvoir de pénétrations des rayonnements ionisants :

Particules alpha. Pénétration très faible dans l'air. Une simple feuille de papier est suffisante pour arrêter les noyaux d'hélium.

- **Particules bêta moins:** électrons. Pénétration faible. Parcourent quelques mètres dans l'air.
- Une feuille d'aluminium de quelques millimètres peut les arrêter.
- **Rayonnements X et gamma.** Pénétration très grande, fonction de l'énergie du rayonnement : plusieurs centaines de mètres dans l'air. Une forte épaisseur de béton ou de plomb permet de s'en protéger.
- **Neutrons.** Pénétration dépendante de leur énergie. Une forte épaisseur de béton, d'eau ou de paraffine les arrête.

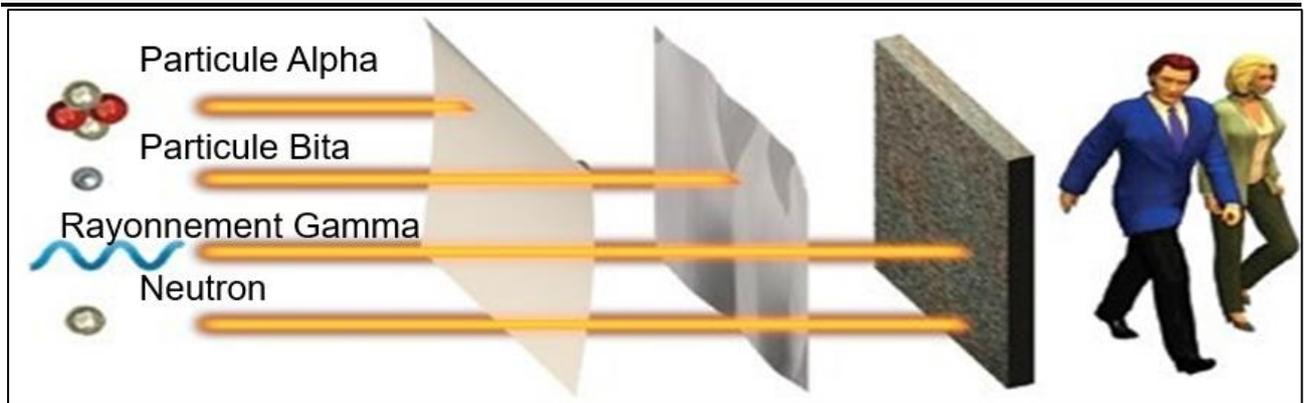


Figure (I.12) : Pouvoir de pénétration des rayonnements ionisants [6].

I.13. Dosimétrie :

I.13.1. Introduction :

La radioprotection est un ensemble de mesures destinées à assurer la protection de l'homme et de son environnement contre les effets néfastes des rayonnements ionisants. Trois unités principales sont utilisées en radioprotection chacune servant respectivement à quantifier trois grandeurs qui dépendent de l'activité d'une source, de son énergie et des effets biologiques susceptibles d'être engendrés suite à une exposition [22].

I.13.2. La dosimétrie :

La dosimétrie consiste à mesurer des doses de rayonnement et à attribuer ces doses à des personnes. Le Règlement sur la radioprotection exige que les titulaires de permis contrôlent les doses reçues par la population et qu'ils les évaluent. Les titulaires de permis doivent faire appel à un service de dosimétrie autorisé pour mesurer les doses lorsqu'il existe une probabilité raisonnable que la dose efficace annuelle reçue par un travailleur du secteur nucléaire (TSN) dépasse 5 mSv.

Il existe deux types d'exposition au rayonnement :

- **L'exposition externe**, qui se produit lorsque la source de rayonnement ou la substance nucléaire se trouve à l'extérieur du corps.
- **L'exposition interne**, qui se produit lorsque le rayonnement est émis par des substances nucléaires se trouvant à l'intérieur du corps.

I.13.3. Les trois méthodes pour déterminer les doses de rayonnement reçues par les humains :

La dosimétrie personnelle, la surveillance indirecte par mesure des débits de dose ou des concentrations de substances nucléaires en suspension dans l'air, ou la surveillance indirecte par analyse des voies de pénétration dans l'environnement.

I.13.3.1. Dosimétrie personnelle :

La dosimétrie personnelle sert principalement à vérifier les doses reçues par les travailleurs du

secteur nucléaire. Les expositions externes sont généralement surveillées à l'aide de petits détecteurs de rayonnement appelés dosimètres que porte une personne. Les expositions internes sont généralement surveillées en mesurant la présence de substances nucléaires dans le corps ou en mesurant les substances nucléaires excrétées par le corps. Au Canada, les fournisseurs de services de dosimétrie reçoivent une autorisation de la CCSN.



Figure (I.13) : Type de dosimétrie

I.13.3.2. Surveillance indirecte par mesure des débits de dose ou des concentrations de substances nucléaires en suspension dans l'air :

Cette méthode de surveillance est utilisée lorsqu'une personne se trouve dans un lieu où la concentration de radioactivité dans l'air est connue. Cette démarche est souvent utilisée lorsque la source d'exposition est une substance radioactive en suspension dans l'air (comme les produits de filiation du radon) et qu'il est impossible d'effectuer une surveillance individuelle. Dans ce cas-là, la concentration dans l'air des produits de filiation du radon est mesurée par échantillonnage de l'air ou grâce à une autre méthode, et le temps passé par la personne dans ce lieu est consigné. Des mesures telles que les concentrations de la radioactivité dans l'air, la période enregistrée de présence dans ce lieu et les taux d'inhalation de l'air peuvent alors servir à évaluer la dose reçue par la personne. Cette méthode est souvent **appelée surveillance des lieux de travail.**

I.13.3.3. Surveillance indirecte par analyse des voies de pénétration dans l'environnement :

Une deuxième méthode de surveillance indirecte est fondée sur ce qu'on appelle l'analyse des voies de pénétration dans l'environnement. Avec cette méthode, les expositions de la population sont modélisées en mesurant la quantité de substances nucléaires rejetées dans

l'environnement par une source (comme une cheminée d'échappement) ou en mesurant la présence de substances nucléaires dans l'environnement où se trouve des personnes.

L'analyse des voies de pénétration dans l'environnement est la méthode la plus courante pour estimer les doses reçues par la population. Avec cette méthode, les doses sont calculées en utilisant des données propres au site, telles que la quantité de substances nucléaires présentes dans l'air, dans l'eau, dans le sol, ou les produits cultivés localement.

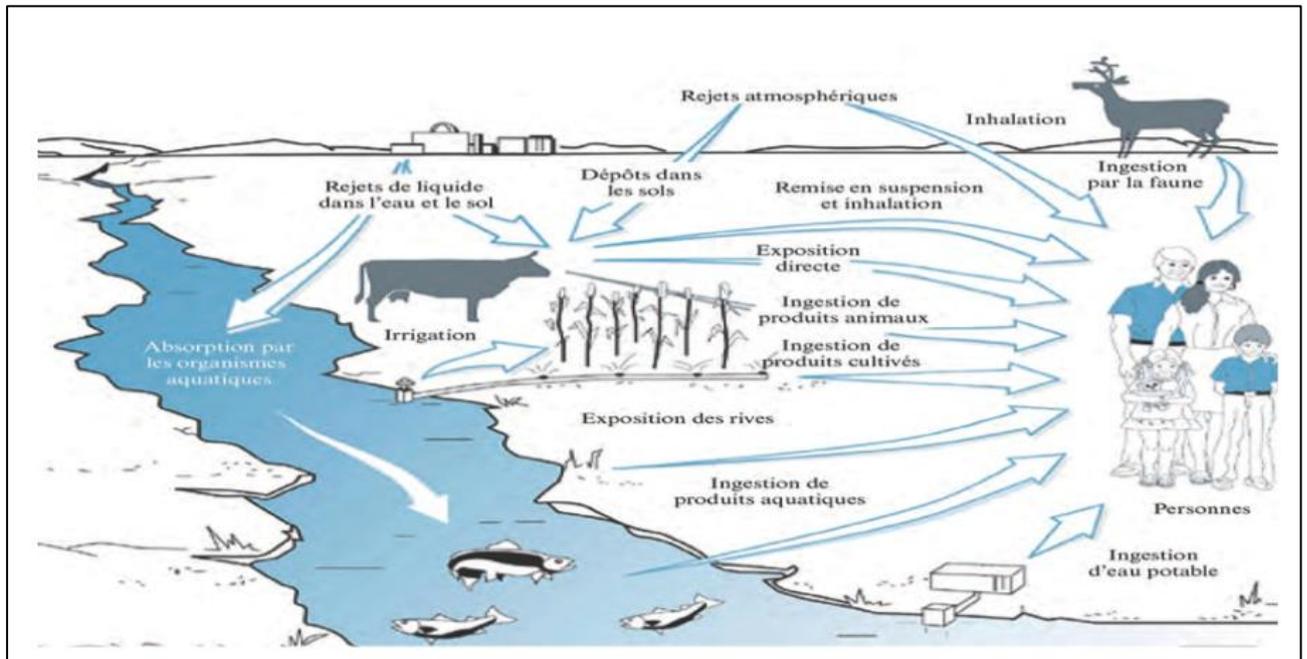


Figure (I.14) : Analyse des voies de pénétration de rayonnement dans l'environnement [25].

I.14. Les unités de la radioactivité (grandeurs dosimétriques):

I.14.1. L'activité (A) :

L'activité d'une source radioactive est le nombre de désintégrations qui se produisent par unité de temps dans une quantité donnée du radionucléide qui la constitue. L'unité légale est le becquerel (Bq), égal à une désintégration par seconde. L'ancienne unité le curie (Ci), était le nombre de désintégrations par seconde d'un gramme de radium, soit 37 milliards de becquerels (37 GBq). Il faut souligner d'emblée que le Bq, correspondant à une désintégration par seconde est une unité à l'échelle atomique, infiniment petite, dépourvue de significativité à l'échelle biologique et pourtant détectable par les appareils de comptage [26].

I.14.2. La dose absorbée : C'est le rapport de la quantité d'énergie E reçue par une masse m de matière irradiée :

$$D = \frac{E}{m} \quad \left\{ \begin{array}{l} E = \text{énergie des radiations (en Joules)} \\ m : \text{masse du corps irradié en kg} \end{array} \right.$$

La pénétration des rayonnements ionisants dans la matière se traduit par une cession d'énergie. La dose absorbée D est le rapport : Énergie absorbée par la matière (joule) Masse de matière irradiée (kg) L'unité de dose absorbée est le Gray (Gy) : $1 \text{ Gy} = 1 \text{ J.kg}^{-1}$ Le débit de dose absorbée s'exprime en Gy.h^{-1} . En pratique, on utilise les sous-multiples mGy.h^{-1} et $\mu\text{Gy.h}^{-1}$ [32].

I.14.3. La dose équivalente (H_T) :

La Dose équivalente : Lorsque le rayonnement est absorbé par une matière vivante, on peut parfois observer un effet biologique. Tous les rayonnements ne produisent pas le même effet biologique pour une même dose absorbée. L'effet dépend du type de rayonnement (alpha, bêta, gamma, etc.). Ainsi, 1 Gy de rayonnement alpha est plus nocif pour les tissus que 1 Gy de rayonnement bêta. Pour obtenir la dose équivalente, il faut multiplier la dose absorbée par un facteur de pondération radiologique (W_R) spécifique afin de déterminer les effets biologiques relatifs des différents types de rayonnement. Cette dose équivalente est exprimée en sievert (Sv). Autrement dit, 1 Sv de rayonnement alpha possède les mêmes effets biologiques que 1 Sv de rayonnement bêta. En d'autres mots, la dose équivalente correspond à une unité qui rend compte du degré de nocivité de différents types de rayonnement pour un même tissu [2].

$$H_T = \sum W_R \cdot D \dots\dots\dots (1.16)$$

I.14.5. La dose efficace (E) :

Est une dose biologique qui sert à évaluer l'exposition d'une personne individuelle au rayonnement. Elle correspond à la somme des doses équivalentes délivrées aux différents organes en tissus d'un individu, pondérée par un facteur propre à chaque organe ou tissu. L'unité de dose efficace est aussi le Sievert [19].

$$D = \frac{E}{m} \dots\dots\dots (1.17)$$

$$E = \sum W_T \cdot H_T = \sum W_T W_R \cdot D \dots\dots\dots (1.18)$$

H_T est la dose équivalente au tissu T et W_T le facteur de pondération tissulaire pour le tissu T [31].

Tableau (I.7) : Unités de grandeurs mesurées en radioprotection (IRSN, 2007)

Grandeurs dosimétriques	Définitions	Unités	Anciennes Unités
Activité (A)	Nombre de désintégrations Par seconde	Becquerel (Bq)	Ci = Curie: 1Ci = 3.7×10^{10} Bq
Dose absorbé (D)	Quantité d'énergie transférée à la matière	Gray (Gy)	Rad: 1Gy = 100rad
Dose équivalente (H_T)	Effet des rayonnements sur L'organisme $H_T = D \times W_R$ W_R : Facteur de pondération des rayonnements.	Sievert (Sv)	Rem: 1Sv = 100 Rem
Dose efficace (E)	$E = \sum H_T \times W_T = \sum D \times W_R \times W_T$ W_T : Facteur de pondération tissulaire.	Sievert (Sv)	Rem: 1Sv = 100Rem

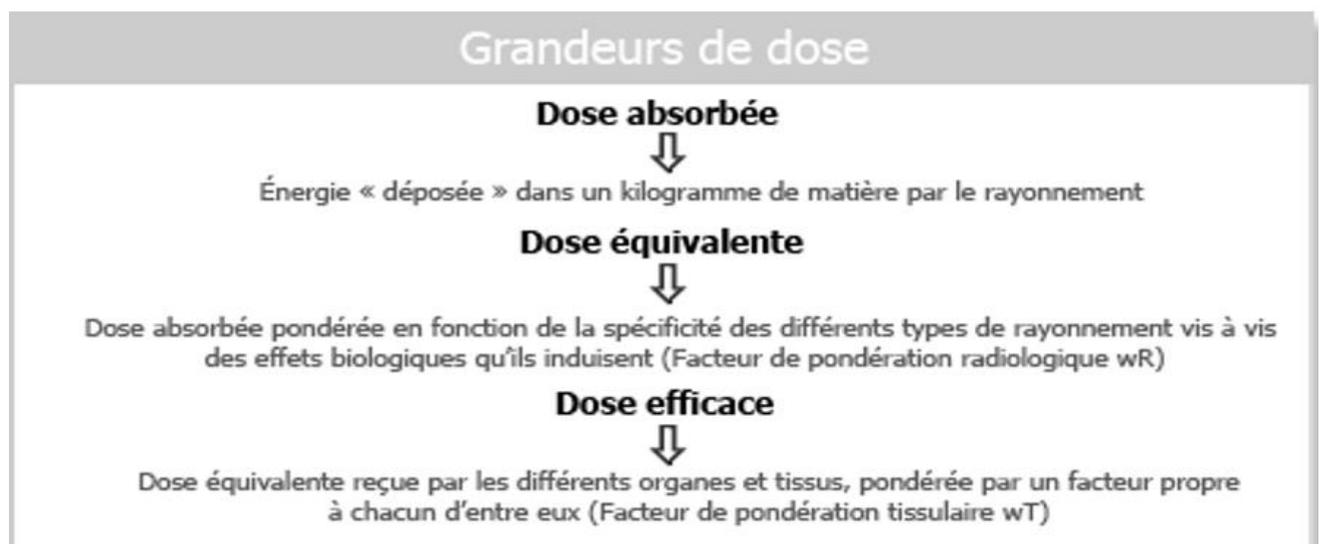


Figure (I.15) : Lien entre la dose efficace, la dose équivalente et la dose absorbée

I.15. Doses attribuables au rayonnement de fond :

I.15.1. Dose par inhalation :

Le radon est présent dans l'air que nous respirons. Se disperse naturellement lorsqu'il pénètre dans l'atmosphère depuis le sol. Toutefois, lorsque le radon pénètre dans les habitations (par le sous-sol depuis la terre), sa concentration tend à augmenter et à s'accumuler. Une exposition prolongée à des

niveaux élevés de radon augmente le risque de cancer du poumon. Au niveau mondial, la dose efficace annuelle moyenne de rayonnement provenant du radon est de l'ordre de 1,2 mSv [33].

I.15.2. Dose par ingestion :

Le RN qui pénètre dans nos organismes peut provenir de nombreuses sources, notamment les aliments que nous ingérons, l'air que nous respirons et l'eau que nous buvons. Le potassium 40 est la principale source d'irradiation interne (exception faite des produits de filiation du radon) qu'on trouve dans les aliments de tous les jours. La dose efficace moyenne provenant de ces sources est de 0,3 mSv par an [28].

I.15.3. Dose attribuable aux sources artificielles de rayonnement :

Les sources artificielles de rayonnement (résultant des activités commerciales et industrielles) représentent environ 0,6 mSv de notre exposition annuelle au rayonnement. Les rayons X et autres interventions médicales diagnostiques et thérapeutiques représentent environ 1,2 mSv par an. Les produits de grande consommation comme le tabac et les détecteurs de fumée représentent 0,1 mSv de notre exposition annuelle au rayonnement.

Tableau (I.8) : Facteur de pondération de différent types de radiations [45].

Types de radiation en énergie	Facteur de pondération Radiologique W_R
Photons tout énergie	1
Electrons tout énergie	1
$\leq 10\text{KeV}$	5
De 10 KeV a 100KeV	10
De 100 KeV a 2 MeV	20
De 2 MeV à 20 MeV	10
20 MeV	5
Protons (autre que protons de recul) d'énergie > 2 MeV, (Particule alpha, fragments de fission, ions lourds)	20

Conclusion :

La radioactivité naturelle est présente sur la terre, d'origine à la fois cosmique et terrestre. Elle expose les individus par voie externe et interne. La valeur totale de cette exposition pour l'homme a sans doute peu varié au cours des temps sauf au cours des dernières années où de nouvelles pratiques sont apparues : en particulier le plus grand confinement des habitations est responsable d'une augmentation des concentrations de l'air en radon de même les transports aériens exposent aujourd'hui le personnel navigant mais aussi les passagers au rayonnement cosmique. Il faut également souligner que le régime alimentaire des populations a sensiblement évolué de plus en plus les produits locaux laissent la place à des produits importés de différentes provenances, Néanmoins, l'exposition aux rayonnements naturels reste fortement variable selon les lieux et fonctions des habitudes des personnes du public l'étude des sources des rayonnements naturels permet de mieux comprendre le comportement de (radio)éléments dans la nature la connaissance des expositions qui en résultent pour l'homme est elle-aussi utile pour plusieurs raisons Tout d'abord ces expositions sont plus importantes que celles d'origine artificielle (industrielle ou médicale) leur étude apporte des données intéressantes pour la 'gestion 'de la radio activité artificielle (point zéro comparaison des différentes sources et voies d'exposition comparaisons des risques) les études s'avèrent aujourd'hui fondées pour gérer le risque éventuel (radon, rayonnement cosmique), Le problème des effets des rayonnements ionisants s'est posé d'une manière de plus en plus évidente avec l'utilisation grandissante des rayonnements artificielles à la fois sources de bénéfices et de progrès (médecine nucléaire énergie nucléaire) mais aussi d'accidents de grande ampleur (retombées de Tchernobyl) parallèlement, la radioactivité naturelle qui contribue le plus en moyenne à l'exposition radiologique de l'homme est devenue un élément important à prendre en compte dans le développement des stratégies générales de santé publique et des principes de radio protection applicable aux populations générales mais aussi à certaines catégories de travailleurs plus particulièrement exposés.

CHAPITRE II

Interaction

Rayonnement-Matière

INTRODUCTION :

D'une manière générale, on peut définir un rayonnement ou radiation comme un mode de propagation de l'énergie dans l'espace, sous forme d'ondes électromagnétiques ou de particules. Les rayonnements ne peuvent être détectés et caractérisés que grâce à leur interaction avec la matière dans laquelle ils se propagent. Ils peuvent céder au milieu qu'ils traversent, la totalité ou une partie de leur énergie au cours de ces interactions.

II. Les types des rayonnements :

On peut distinguer les rayonnements corpusculaires (ou particulaires) par le type de particule auquel ils sont associés. Il existe également des rayonnements ondulatoires, exemples :

- Rayonnement électromagnétique (rayons X, rayon gamma lumière visible).
- Rayonnement acoustique (ou sonore), correspondent à la propagation d'énergie sous la forme d'une onde, ici une onde mécanique
- Rayonnement gravitationnel (ondes gravitationnelles).

La dualité onde-particule enseigne que décrire un objet quantique nécessite de le considérer à la fois comme une particule et une onde. Ainsi, un rayonnement électromagnétique, peut être considéré comme un flux de photons ou comme la propagation d'une onde électromagnétique

II.1. Rayonnement particulaire (masse non nulle) Ionisants :

Corpusculaire : radiations dues aux particules : protons, électrons ou neutrons.

II.2. Rayonnement électromagnétique (masse nulle) Non ionisants :

Électromagnétique : rayonnement qui est issu de différents champs électromagnétiques comme les ondes radioélectriques, les ondes lumineuses, visibles ou invisibles et les rayons X et gamma [36].

II.3. Interaction Rayonnements – Matière :

On va s'intéresser à l'interaction des particules alpha bêta et gamma avec la matière, qui constitue un vaste sujet que nous ne ferons qu'aborder. Pour information, les applications de ces interactions sont à l'origine :

- Des détecteurs de particules (les particules ne sont décelables que par leur interaction avec la matière).
- Des applications médicales (radiothérapie par exemple).
- De l'élaboration de mesures de radioprotection.
- Du dégagement de chaleur dans les centrales nucléaires.

II.3.1. Aspects qualitatifs :

Les interactions particules-matière sont liées au transfert d'énergie de la particule vers les atomes de la matière :

- Pour la particule émise lors d'une désintégration radioactive : ralentissement par perte d'énergie et éventuellement diffusion (changement de direction). Certaines particules peuvent même être absorbées complètement.
- Pour la matière, par l'absorption d'énergie qui conduit à l'excitation ou l'ionisation des atomes.

II.3.2. Interaction des particules alpha: La perte d'énergie locale dans la matière dépend de la nature de la particule.

La densité linéique d'énergie (**D.L.I.**) : comme le nombre d'ionisations produit par une particule par unité de longueur de matière traversée. On l'exprime en général en nombre d'ionisations par μm .

Perte d'énergie essentiellement par interaction électromagnétique avec les électrons atomiques. Importante création de paires électrons-ions : donc le rayonnement alpha (α) est fortement ionisant. A cause de sa grande masse, la particule α est peu déviée. La trajectoire des alphas est rectiligne.

Particules alpha de 5,3 MeV émis par le polonium 210 :

- Parcours : ~ 4 cm dans l'air, ~ 50 μm dans les tissus humains (essentiellement H₂O)
- **DLI** : ~ 5000 ionisations par μm dans H₂O

II.3.3. Interaction des particules bêta:

Perte d'énergie des électrons (et positrons) :

- Par interaction avec les électrons atomiques provoquant l'excitation ou l'ionisation de la matière
- Par interaction avec les noyaux des atomes du milieu, qui devient la trajectoire des électrons. Lors du changement de trajectoire, un photon de Bremsstrahlung est émis.

Les particules bêta sont plus 8000 fois plus légères que les particules alpha et elles sont facilement déviées par le champ électromagnétique des noyaux. Leur trajectoire est en forme de ligne brisée. Les particules bêta sont nettement moins ionisantes que les particules alpha.

Particules bêta de 2 MeV :

- Parcours : ~ 6 mètres dans l'air, ~ 1 cm dans H₂O et ~ 3 mm dans l'aluminium.
- **DLI** : ~ 10 ionisations par μm dans H₂O [10].

II.3.4. Interaction du rayonnement gamma:

Du point de vue microscopique, l'interaction des photons de haute énergie est pour l'essentiel une interaction avec les électrons atomiques.

En fonction de l'énergie du photon, l'interaction donnera lieu à :

- L'effet photo électrique
- La diffusion Compton
- La création de pair $e^+ e^-$ [10].

II.3.4.1. -Effet photoélectrique

L'effet photoélectrique est le principal effet existant quand on parle de l'interaction entre photons et un matériau (action de la lumière sur un matériau). Des électrons sont éjectés du matériau lorsque des photons interagissent. Toute l'énergie du photon incident est transmise à l'électron périphérique en l'extrayant de son atome et en créant un atome ionisé.

La transmission partielle d'énergie est liée à l'effet Compton. Dans l'effet photoélectrique, le champ électrique du photon incident interagit avec un ensemble de charges positives (noyaux) et négatives (électrons). Le photon est absorbé par le dipôle électrique ainsi constitué et son énergie est transmise à l'un des électrons de l'atome. Si l'énergie initiale du photon $h\nu$ est supérieure à l'énergie d'ionisation E_I de l'électron, ce dernier peut être ionisé et éjecté de l'atome avec une énergie cinétique.

$$E_c = \frac{m_e v^2}{2} \dots\dots\dots (II.1.)$$

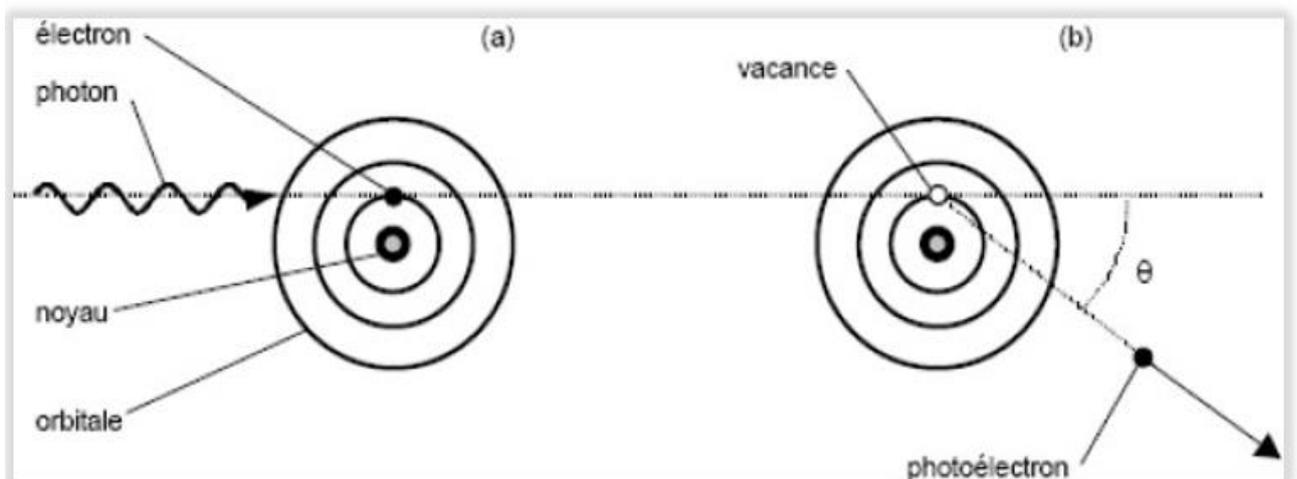


Figure (II.1): Effet photoélectrique.

Le photoélectron est préférentiellement éjecté dans une direction perpendiculaire au faisceau incident.

II.3.4.2. Effet Compton :

L'effet Compton est attribué à l'allongement de la longueur d'onde et au changement de la direction de la trajectoire d'un photon dans la diffusion de celui-ci sur une particule de matière. La variation de longueur d'onde donne par conséquent une variation d'énergie. Le photon perd son énergie, laquelle est entièrement distribuée à l'électron sur lequel la diffusion s'est faite. Le photon interagit avec un électron de masse m_e . Il est diffusé avec une perte d'énergie selon une collision inélastique avec augmentation de sa longueur d'onde. La direction de la vitesse du photon diffusé fait un angle θ avec la direction du faisceau incident. Il possède une énergie plus petite après la collision et la

différence d'énergie est transmise à l'électron qui est appelé électron de recul. Si $(\lambda_0 ; 0)$ et $(\lambda_1 ; 1)$ désignent respectivement les longueurs d'onde et fréquences des photons incidents et diffusés, on peut établir la relation de Compton donnant la différence de la longueur d'onde des photons incidents et diffusés. Elle est indépendante de l'énergie initiale du photon et vaut. Ce phénomène qui peut s'écrire sous la forme :

$$\lambda_1 - \lambda_0 = \frac{h(1 - \cos \theta)}{m_e C} \dots\dots\dots (II.2)$$

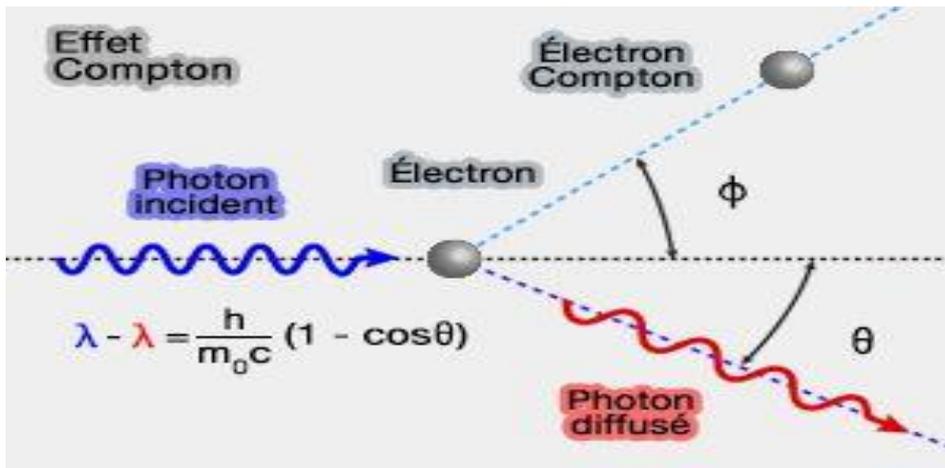
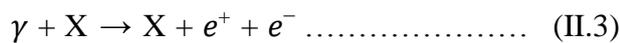


Figure (II.2): Effet Compton.

II.3.4.3. Création de paires :

La création de paires devient possible lorsque l'énergie du photon γ incident est supérieure à deux fois la masse d'un électron au repos, soit $0.511 \times 2 = 1.022$ MeV. Il consiste en la matérialisation d'une paire électron-positron lorsqu'un photon disparaît au voisinage d'un noyau ou d'un électron atomique. Ce phénomène qui peut s'écrire sous la forme :



Où γ est le photon incident, X est l'électron atomique, e^+ est le positron, et e^- est l'électron émis

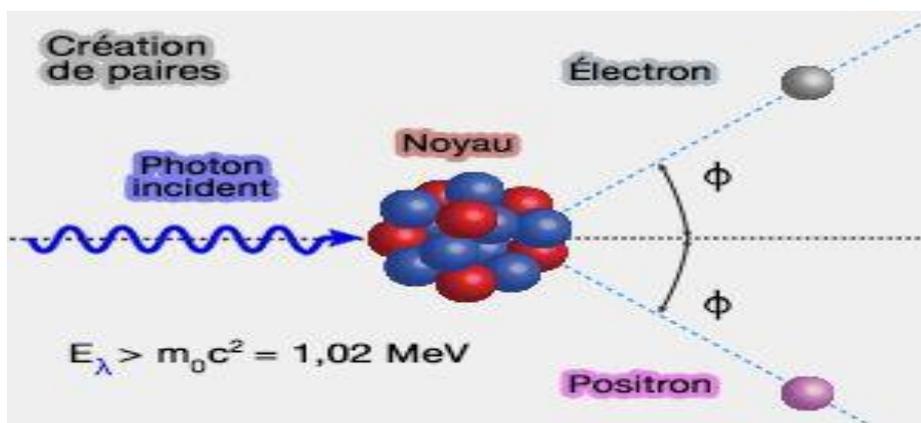


Figure (II.3): Création de pair.

Chaque particule créée à une énergie reliée à sa masse m_e qui vaut $m_e c^2$ et par conséquent la création d'une paire électron-positron présente un seuil en énergie égal à $2m_e c^2$ ($2m_e c^2=1,02$ MeV). Si l'énergie initiale du photon E est suffisante ($E > 2m_e c^2$), on peut observer la création d'un électron e^- et de son antiparticule le positron e^+ . Le photon doit passer nécessairement au voisinage d'un noyau atomique. En effet, la matérialisation de photons dans le vide n'est pas possible. Le processus de création de paires varie pratiquement comme Z^2 où Z est le numéro atomique du noyau avec lequel le photon interagit. Le positron ainsi créé dans la matière va ralentir et s'annihiler, alors qu'il est pratiquement au repos, avec un électron pour donner deux photons de 0,511 MeV chacun qui seront émis dans des directions opposées afin de conserver la valeur initialement nulle de la quantité de mouvement du système positron plus électron.

L'effet de production de pair ou matérialisation consiste à la création d'une paire électron-positron ($\gamma \rightarrow e^+, e^-$) lorsqu'un photon γ pénètre dans le champ coulombien d'un noyau. Le photon disparaît et son énergie est utilisée pour créer la paire et communiquer de l'énergie cinétique à l'électron et au positron, d'après la conservation de l'énergie. L'effet de production de pair (électron - positron) qui peut s'écrire sous la forme :

$$E = E^- + E^+ + 2E^0$$

$$E_0 = m_0 c^2 \dots \dots \dots (II.4)$$

E^- Et E^+ sont respectivement les énergies cinétiques de l'électron et du positron.

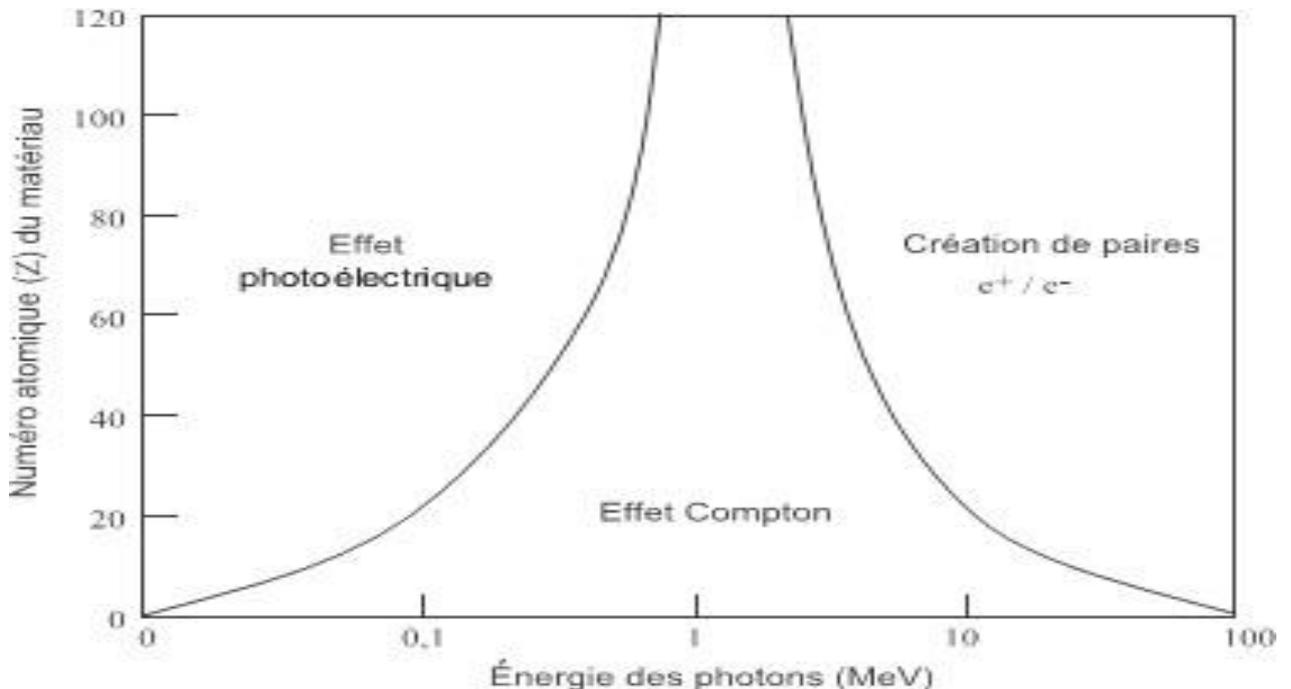


Figure (II.4) : Modes d'interaction des photons avec la matière [36].

II.4. Coefficients d'atténuation :

La pénétration des photons dans la matière est régie statistiquement par la probabilité par unité de distance parcourue qu'un photon interagisse par un processus physique ou d'une autre. Cette probabilité notée μ , est appelé le coefficient d'atténuation linéaire et dépend de l'énergie de photons et de la matière traversée. Le coefficient d'atténuation massique μ / ρ est obtenu en divisant μ par le ρ (densité du matériau), généralement exprimée en cm^2g^{-1} , et représente la probabilité d'une interaction par g cm^{-2} du matériau traversé. Les photons mono-énergétiques sont atténués de façon exponentielle dans une cible unique [10], comme nous le montrons ci-dessous :

Considérons un faisceau de photons mono-énergétiques traversant une épaisseur x de matériau. Le nombre de photons transmis I dépend du nombre total des photons émis par la source I_0 comme l'indique la loi d'atténuation suivante :

$$I = I_0 e^{-\mu x} \dots\dots\dots (II.5)$$

Où μ c'est le coefficient d'atténuation linéaire totale, qui est relié au libre parcours moyen λ (cm si x est exprimé en cm).

$$\lambda_0 = \frac{\int_0^\infty X e^{-\mu x} dx}{\int_0^\infty e^{-\mu x} dx} = \frac{1}{\mu} \dots\dots\dots (II.6)$$

II.5. Paramètres d'exposition :**Distance :**

- Disposition du personnel
- Incidence réalisée

Ecran :

- Tablier, protège-thyroïde, lunettes,
- Bas-volets, écrans mobiles.

Temps :

- Durée des actes
- Recours ou non à la scopie
- Expérience du praticien
- Mode opératoire

II.6. Effets biologiques des rayonnements ionisants :

La dualité Rayonnement-Effets a été toujours un point essentiel dans la recherche Scientifique (Effets de faibles doses, de fortes doses.).

II.6.1. Effets des rayonnements ionisants sur la matière vivante :

Le rayonnement peut produire deux Effets sur la matière vivante : effets déterministes et effets stochastiques.

II.6.1.1. Effets déterministes :

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

Si une partie de notre corps humain est irradié en une seule fois avec de fortes doses, on observe des réactions cutanées, elles varient selon la quantité des rayonnements ionisants reçue (Erythème à partir de 5 Gy, Phlyctène à partir de 10 Gy et Nécrose à partir de 25 Gy). Si le corps humain est entièrement irradié par des doses uniques fortes, on observe des lésions internes pouvant entrainer la mort (Syndrome hématopoïétique dès 1 Gy, à 12 Gy des syndrome gastro- intestinal, des syndrome neurovasculaires à partir de 20 Gy).

II.6.1.2. Effets stochastiques (aléatoires) :

Ne dépendent plus de la dose limite, ils peuvent apparaître à n'importe quelle valeur de dose Les expositions à des doses plus ou moins élevées de rayonnements ionisants peuvent avoir des effets à long terme sous la forme de cancers et de leucémies. La probabilité d'apparition de l'effets augmente avec la dose, et le délai d'apparition après l'exposition est de plusieurs années. Il existe deux types d'effets stochastiques :

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

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

Réversibilité	Possible en fonction du tissu et de la dose	Non réversible
---------------	---	----------------

Tableau II.1. : Effets stochastiques et effets déterministes : Quelques différences [27].

II.7. La radioprotection :

Le but de la radioprotection est d'empêcher les risques liés aux rayonnements ionisants. Afin de réduire ces risques, la radioprotection s'appuie sur trois grands principes : justification, optimisation et limitation des doses de rayonnements. Pour appliquer ces principes, la radioprotection met en œuvre des moyens réglementaires et techniques spécifiquement adaptés à trois catégories de population : le public, les patients et les travailleurs. L'Autorité de sûreté nucléaire élabore la réglementation et effectue en permanence, au nom de l'État, des contrôles de la bonne application du système de radioprotection.

II.7.1. Principes fondamentaux de la radioprotection :

Afin d'éviter les effets déterministes, capable de survenir notamment en cas d'accidents radiologiques, et de réduire autant que possible les risques d'apparition d'effets aléatoires, le système de radioprotection repose sur trois grands principes :

La justification : des activités comportant un risque d'exposition à des rayonnements ionisants.

L'optimisation : des expositions à ces rayonnements au niveau le plus faible possible.

La limitation : des doses d'expositions individuelle à ces rayonnements.

Ces trois principes fondamentaux découlent d'un principe général de précaution : le principe « **ALARA** » La réglementation de la radioprotection précise les dispositions particulières applicables à chacune des trois catégories de populations suivantes : public, patients et travailleurs [37]. Pour évaluer l'importance de l'impact biologique d'une exposition aux rayonnements ionisants et comparer les expositions entre elles, la radioprotection utilise notamment la dose efficace ; c'est une grandeur calculée, exprimée en millisieverts (mSv), qui prend en compte non seulement la quantité d'énergie absorbée par le corps, mesurée en grays (Gy : énergie cédée par unité de masse).

II.7.1. Principes fondamentaux de la radioprotection :

II.7.1.1. Le principe de justification : Une activité nucléaire ne peut être entreprise ou exercée que si elle est justifiée par les avantages qu'elle procure sur le plan individuel ou collectif, notamment en matière sanitaire, sociale, économique ou scientifique, rapportés aux risques inhérents à l'exposition aux rayonnements ionisants auxquels elle est susceptible de soumettre les personnes.

II.7.1.2. Le principe d'optimisation :

Le niveau de l'exposition des personnes aux rayonnements ionisants, la probabilité de la survenue de cette exposition et le nombre de personnes exposées doivent être maintenus au niveau le plus faible qu'il est raisonnablement possible d'atteindre, compte tenu de l'état des connaissances techniques, des facteurs économiques et sociétaux et, de l'objectif médical recherché.

Ce principe, connu sous le nom de principe ALARA (As Low As Reasonably Achievable), conduit par exemple à réduire, dans les autorisations de rejets, les quantités de radionucléides présents dans les effluents radioactifs issus des installations nucléaires, à imposer une surveillance des expositions au niveau des postes de travail dans le but de réduire ces expositions au strict nécessaire ou encore à veiller à ce que les expositions médicales résultant d'actes diagnostiques restent proches de niveaux de référence préalablement établis [38].

II.7.1.3. Le principe de limitation : L'exposition d'une personne aux rayonnements ionisants, ne peut porter la somme des doses reçues au-delà des limites fixées par voie réglementaire, sauf lorsque cette personne est l'objet d'une exposition à des fins médicales ou dans le cadre d'une recherche.

Le dépassement de ces limites traduit une situation anormale, qui peut d'ailleurs donner lieu à des sanctions administratives ou pénales.

Dans le cas des expositions médicales des patients, aucune limite stricte de dose n'est fixée dans la mesure où cette exposition à caractère volontaire doit être justifiée par le bénéfice attendu en termes de santé pour la personne exposée [38].

II.7.2. Les principes de la sûreté nucléaire et de la radioprotection :

L'évaluation du risque, ou du détriment, n'est que la première étape de l'établissement des normes de radioprotection la seconde aussi importante que la première consiste à déterminer le dommage acceptable [39].

La sûreté nucléaire est l'ensemble des dispositions techniques et des mesures d'organisation relatives à la conception, à la construction, au fonctionnement, à l'arrêt et au démantèlement des installations nucléaires de base ainsi qu'au transport des substances radioactives, prises en vue de prévenir les accidents ou d'en limiter les effets.

Les principes fondamentaux qui les guident sont promus au plan international par l'Agence Internationale de l'Energie Atomique (AIEA).

II.7.2.1. La protection contre l'exposition externe est réalisée par :

- Le blindage de la source radioactive ;
- L'installation d'obstacles physiques délimitant un périmètre de franchissement interdit autour de la source pendant son fonctionnement ;
- L'installation d'écrans fixes ou mobiles et l'utilisation d'appareils de manipulation à distance, appropriés au type de rayonnement ;

- La vérification périodique du bon fonctionnement de tous les dispositifs de mesure de rayonnements ionisants ;
- L'installation de dispositifs de mesure de rayonnements ionisants avec signalisation sonore et visuelle ;
- Le port de dispositifs et équipements de protection individuelle maintenus en bon état [42].

II.7.2.2. La protection contre la contamination :

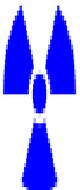
Pour garantir la protection contre la contamination ; il faut respecter les règles suivantes :

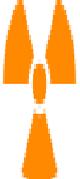
- Le confinement des sources radioactives ;
- L'aménagement efficient du lieu de travail par le confinement de la source, l'emploi de surfaces lisses et imperméables, ainsi que l'enlèvement des objets superflus ;
- La mise en place d'une ventilation appropriée qui doit assurer un renouvellement suffisant de l'air et le maintien des locaux en dépression afin d'éviter la dispersion de la contamination ;
- L'équipement des postes de travail en moyens appropriés à la manipulation de substances radioactives ;
- La disposition des boîtes à gants qui doivent être hermétiques, ventilées et en dépression par rapport aux locaux de travail ;
- L'équipement des postes de travail en hottes ou enceintes fermées sous dépression ;
- L'équipement en moyens appropriés de lutte contre l'incendie ;
- Le port d'équipements de protection individuelle maintenus en bon état [49].

II.7.3. Zonages :

Les secteurs contrôlés d'une installation nucléaire reçoivent un code de couleur dépendant du débit de dose maximal susceptible d'être reçu par une personne présente. Le tableau suivant illustre les différentes zones radioactives avec des codes (couleurs) international.

Tableau (II.2) : Débits de doses maximales d'être reçues par une personne [48].

Zone bleue	de 2.5 à 7.5 μSv/h	zone surveillée	Plus, de 80 μSv par mois, soit 1 mSv par an, ordre de grandeur du rayonnement naturel: limite réglementaire de l'exposition admissible du public aux rayonnements artificiels.	
Zone verte	de 7.5μSv/h à 25 μSv/h	zone contrôlée	Ordre de grandeur des expositions aux rayonnements dans les environnements naturels fortement	

			radioactive.	
Zone jaune	de 0.025 à 2 mSv/h	zone contrôlée (spécialement réglementée)	Capacité de réparation de l'ADN des cellules supérieures aux dislocations induites. Vieillessement cellulaire éventuellement accéléré par les radiations.	
Zone orange	de 2 à 100 mSv/h	zone contrôlée (spécialement réglementée)	Taux de cassure double brin de l'ADN (~1/cGy) de l'ordre du taux de réparation (~heure). Apparition éventuelle de phénomènes spécifiquement radio-induits aux expositions prolongées.	
Zone rouge	plus, de 100 mSv/h	zone interdite	Cassures double brin de l'ADN supérieures au taux de réparation, dislocations excédant les capacités de réparation cellulaires. Effets cumulatifs dépendant de la dose totale.	

II.8. Un déchet :

Tout résidu d'un processus de production, de transformation ou d'utilisation, matériau, produit ou plus généralement tout bien meuble abandonné ou que son détenteur destine à l'abandon ; qui n'est plus susceptible d'être traité dans les conditions techniques et économiques du moment, notamment par extraction de la part valorisable ou par réduction de son caractère polluant ou dangereux [51].

II.8.1. Catégories de déchets :

Les déchets sont regroupés en trois grandes catégories :

- Les déchets agricoles.
- Les déchets ménagers et assimilés.
- Les déchets industriels.

Dans ce travail on a parlé sur les déchets industriels :

Les déchets industriels :

Ils sont classés, selon leurs caractères plus ou moins polluants en trois grandes catégories :

- **Les déchets industriels spéciaux (D.I.S.)** contiennent des éléments polluants en concentration plus

ou moins forte. Ils présentent certains risques pour la santé de l'homme et l'environnement.

- **Les déchets industriels banals (D.I.B.)**, appelés quelquefois déchets industriels assimilés aux déchets ménagers, sont constitués de déchets non dangereux et non inertes. Ils contiennent effectivement les mêmes composants que les déchets ménagers mais en proportions différentes.
- **Les déchets industriels inertes** sont des déchets non susceptibles d'évolution physique, chimique ou biologique importante. Ils sont essentiellement constitués de déblais et gravats et ne doivent pas être mélangés avec d'autres déchets. Les dépôts de déchets inertes sont souvent à l'origine de décharges sauvages.

II.8.2. Gestion des déchets :

Dans le respect des principes définis plus haut à savoir, prévention, réduction, valorisation, transparence et organisation, **le chef d'établissement définit une politique de gestion des déchets qui implique :**

1. Le recensement de tous les produits et matières entrant dans l'établissement.

Une gestion centralisée est primordiale. Les flux de déchets seront d'autant mieux contrôlés et maîtrisés que les flux entrants de produits et matières sont connus et maîtrisés.

2. L'inventaire exhaustif des différents gisements de déchets, de leur nature et de leur quantité. Sont également concernés tous les produits pouvant générer des déchets notamment les produits donnant des déchets industriels spéciaux. Il faut identifier et caractériser chaque déchet de façon spécifique, notamment en fonction des filières d'élimination possibles.

Cet inventaire peut être fait par un prestataire de service spécialiste de la gestion des déchets [51].

3. Les conditionnements des déchets.

Pour les déchets dangereux, les emballages doivent satisfaire aux critères définis par :

- L'arrêté du 21 février 1990 modifié définissant les critères de classification et les conditions d'étiquetage et d'emballage des préparations dangereuses.
 - L'arrêté du 20 avril 1994 modifié relatif à la déclaration, la classification, l'emballage et l'étiquetage des substances qui fixe notamment la liste et les conditions d'emballage et d'étiquetage des substances dangereuses.
- L'arrêté du 5 décembre 1996 modifié relatif au transport des marchandises dangereuses par route qui fixe notamment les conditions à respecter pour la construction, les épreuves, l'agrément, le marquage, les contrôles périodiques, les conditions d'utilisation et l'étiquetage des emballages, des récipients, des grands récipients pour vrac (GRV), des conteneurs et des citernes.
- #### **4. Les ressources humaines nécessaires :**
- Des **agents préalablement formés** au transport et au tri des déchets doivent être affectés à la gestion de la déchetterie et/ou du lieu de stockage des produits dangereux (s'ils sont mis en place). Du matériel de transport adéquat devra également être prévu.

- Un "**gestionnaire des déchets**", interlocuteur unique, doit être nommé au niveau de l'établissement afin d'optimiser la gestion des déchets et d'en assurer la transparence. Toutes les informations utiles au sujet des déchets et du contrôle des circuits d'élimination doivent pouvoir être fournies à l'administration [51].

Conclusion :

Les effets du rayonnement sur la santé sont bien compris. Depuis le début du 20^{ème} siècle, les effets du rayonnement ont été étudiés à fond, à la fois en laboratoire et sur les populations humaines. En raison des risques connus du rayonnement pour la santé, il doit être utilisé avec prudence et strictement contrôlé. Un équilibre doit être trouvé entre les avantages du rayonnement pour la société et les risques que le rayonnement pose pour les personnes, la santé et l'environnement.

La CCSN réglemente l'utilisation de l'énergie et des matières nucléaires afin de protéger la santé, la sûreté et la sécurité des Canadiens, de protéger l'environnement, et de respecter les obligations internationales du Canada à l'égard de l'utilisation pacifique de l'énergie nucléaire. Elle définit également des limites de dose pour empêcher que les travailleurs et le public ne soient soumis à une exposition excessive au rayonnement, la compréhension des risques que pose le rayonnement aide la CCSN et d'autres organismes de réglementation à fixer les limites de dose et à établir des règlements qui limitent l'exposition à des niveaux sûrs, les titulaires de permis sont tenus de maintenir toutes les doses de rayonnement à des niveaux ALARA. Des programmes de surveillance du rayonnement sont en place à proximité des centrales nucléaires et d'autres installations nucléaires à travers le Canada pour protéger les personnes et l'environnement contre les effets potentiels du rayonnement, des programmes gouvernementaux et de l'industrie mesurent systématiquement les niveaux de radioactivité dans l'air, l'eau potable, les eaux de surface, le sol et les aliments. Grâce à ces données, la CCSN peut vérifier que les normes sont respectées, évaluer l'efficacité des contrôles et déterminer les tendances environnementales

Chapitre 3

Spectrométrie Gamma

Introduction :

La spectrométrie gamma offre actuellement un outil d'analyse performant pour effectuer des mesures environnementaux. Dans le cadre d'études radiologiques, radioactivité naturelle ou artificielle, Sa mise en œuvre pratique est simple, ce qui explique son utilisation universelle pour la caractérisation de matières nucléaires et d'objets irradiants. Elle nécessite cependant une bonne connaissance des principaux phénomènes limitatifs auxquels l'utilisateur est susceptible d'être confronté. Pour déterminer l'activité d'un ou des radionucléides présents dans le sol, il est nécessaire de connaître la réponse en efficacité du détecteur utilisé. Cette dernière dépend de plusieurs paramètres qui peuvent être déterminés par méthode empirique.

L'intérêt de la spectrométrie Gamma n'a cessé de croître depuis des années, tant du point de vue métrologique que du point de vue des applications. Cet essor a été rendu possible grâce à une meilleure compréhension du processus d'interaction des photons avec la matière et surtout grâce à l'apparition des détecteurs semi-conducteurs dans les années 60. La spectrométrie Gamma est alors devenue un outil d'étude puissant des schémas de désintégration avec lequel des incertitudes de mesure de l'ordre de 10^{-6} (en relatif) peuvent être atteintes. Elle est aujourd'hui utilisée dans des secteurs très divers (exemples : datation, climatologie, astrophysique, médecine) et dans pratiquement toutes les étapes du cycle du combustible.

Dans cette thèse Nous mènerons une étude radiographique quantitative et qualitative du sol de certaines zones industrielles des différentes wilayas de l'Est algérien, Bordj Bou Arreridj, Sétif, Msila, Batna et Constantine, mais dans cette partie, Nous nous concentrons sur deux domaines importants, à savoir Zone industrielle et la zone de 1044 de Wilaya de Bordj Bou Arreridj.

III. Introduction :

III.1. Spectrométrie Gamma :

La spectrométrie gamma est une technique non destructive de mesure nucléaire utilisée pour identifier et quantifier des éléments radioactifs par la mesure de l'énergie et du nombre des rayonnements gamma émis par la source. Le flux de photons gamma émis par la source interagit en déposant l'intégralité ou une partie de son énergie dans le cristal de détection. Cette mesure réalisée sur une certaine durée permet de construire un spectre : histogramme donnant le nombre de photons détectés en fonction de leur énergie. L'identification est possible car les noyaux atomiques ont une structure en niveaux d'énergie de sorte qu'ils ne peuvent émettre (ou absorber) que des photons d'énergies particulières. Ces niveaux d'énergie ou raies d'émission sont caractéristiques de chaque radio-émetteur gamma. Les raies se matérialisent sous forme de pics dans le spectre [43].

III.2. Les principales caractéristiques des spectromètres sont :

- **L'efficacité relative** : dépend de nombreux facteurs comme le type et l'énergie du rayonnement incident, la géométrie du cristal (volume), la densité et le numéro atomique du matériau utilisé, les éventuelles zones mortes dues aux propriétés de transport des porteurs et au mécanisme d'induction de signal. Les cristaux de détection étant principalement de formes cylindriques, l'efficacité de détection varie en fonction de l'angle d'incidence des photons et l'axe de révolution du cylindre.
- **La résolution en énergie** : dans les semi-conducteurs, une paire d'électron-trou est créée par quelques eV, ceci est environ 10 fois moins que l'ionisation d'un gaz, et 100 fois moins qu'avec l'excitation dans un scintillateur. Cela se traduit par une meilleure résolution en énergie, puisque la statistique sur le nombre de charges élémentaires créées est plus favorable.
- **La linéarité énergétique** : correspond au passage entre l'énergie déposée par le rayonnement et l'énergie à laquelle celui-ci est enregistré. Celle des détecteurs à semi-conducteur est bonne, dans la mesure où le seuil de perte d'énergie est très faible.
- **Le bruit intrinsèque** : il correspond aux événements enregistrés en l'absence de rayonnement. Pour les spectromètres semi-conducteurs, il correspond au courant de fuite. Celui-ci existe faiblement et il n'est pas gênant en lui-même mais ses fluctuations le sont. Celles-ci sont causées par la nature discrète des phénomènes élémentaires aléatoires (agitation thermique). Moins il y aura de porteurs « inutiles » (générés par autre chose que le rayonnement) dans un détecteur, mieux cela sera. C'est pour cette raison que les semi-conducteurs sont refroidis.

- **Le temps de montée** : la durée d'un signal correspond au temps de transit des porteurs ou à leur durée de vie. Il peut aller de la nanoseconde à la microseconde selon la géométrie du détecteur et l'intensité du champ électrique. Ce temps de montée peut influencer la résolution du détecteur et le temps mort qui est un paramètre important lors de mesures à des taux de comptage élevés [43].

III.3. Détection des rayonnements gamma :

Les rayonnements gamma sont détectés grâce à leur action sur la matière traversée. Dans le domaine d'énergie qui nous intéresse le processus le plus important est la collision inélastique dans laquelle l'énergie du photon est utilisée pour projeter les électrons placés au voisinage de sa trajectoire ce qui a pour conséquence l'ionisation et l'excitation du milieu traversé. Suivant la nature de ce dernier et les conditions du transfert de l'énergie, cela se conduit par différents effets :

- Création de paires électron-ion due à l'ionisation d'un gaz ou liquide ;
- Production de photons lumineux par excitation des molécules de certains solides, liquides ou gaz.
- Création de paires électron-trou dans un solide semiconducteur ; Ces effets peuvent tous conduire à un processus approprié de détection [44].

III.4. Types de détecteurs gamma :

Suivant les effets produits par les rayonnements gamma qui viennent d'être décrits on peut citer trois types de détecteurs :

- **Chambres d'ionisation :**

Elle est formée par deux électrodes placées dans une enceinte contenant un gaz (type gaz rare). Les particules alpha (ou bêta et gamma de haute énergie) provoquent l'ionisation qui est détectée par une variation de la différence de potentiel.

- **Compteurs à scintillation :**

Le rayonnement ionisant produit par excitation des atomes de la photocathode du photomultiplicateur (P.M.) l'émission des photons. L'intensité est proportionnelle à l'énergie cédée.

- **Les détecteurs semi-conducteurs :**

Un semi-conducteur est un matériau qui peut être soit isolant soit conducteur. On appelle détecteur semi-conducteur un détecteur composé d'un cristal unique qu'il soit élémentaire ou composé, ayant un Band Gap de l'ordre de 1 à 5 eV [47].

La charge électrique perçue est d'abord amplifiée par un préamplificateur et convertie en pic de voltage avec une amplitude proportionnelle à l'énergie du photon énergétique incident.

Il faut noter que les détecteurs à base de germanium ont des températures d'utilisation inférieures à celles des détecteurs de type Silicium. Il faut cependant les refroidir tous les deux pour réduire le

déplacement des charges à un niveau acceptable. Le moyen le plus couramment utilisé pour rafraîchir le composé semi-conducteur est l'azote liquide.

On place donc le système cristal de germanium-préampli dans une chambre à vide au sommet d'un cryostat rempli d'azote liquide et on introduit un contact thermique entre les deux.

L'azote liquide à la température de -200°C refroidit le germanium en cours d'utilisation [47].

III.5. Principe de la technique de spectrométrie gamma :

La technique de spectrométrie gamma permet d'identifier les rayonnements émis par un radioélément, principalement ceux qui lui sont spécifiques. Il est rappelé que les noyaux atomiques ont une structure en niveaux d'énergie analogue à celle des niveaux d'énergie des atomes, de sorte qu'ils peuvent émettre des photons d'énergie particulière. Les noyaux sont caractéristiques de chaque espèce d'atome, de sorte que les énergies des rayonnements gamma émis correspondent aux différences d'énergie des noyaux, ils peuvent être utilisés pour identifier des éléments radioactifs. La distinction entre des rayonnements γ d'énergie légèrement différente est très importante dans l'analyse de spectres qui peuvent être complexes. L'aptitude d'un spectromètre à identifier des rayonnements gamma d'énergie très proche. La détection des rayonnements γ est obtenue à l'aide de matériaux sensibles au dépôt d'énergie des interactions de γ [46].

III.5.1. Le principe de la détection est basé sur :

L'interaction entre les photons et la matière du détecteur (germanium hyper pur) générant la production d'un signal électrique sous forme d'impulsion. Pour fonctionner le détecteur doit être polarisé par une alimentation haute tension, l'impulsion du courant crée est transformée en impulsion de tension par le préamplificateur et amplifiée par l'amplificateur. Elle est ensuite convertie numériquement par le convertisseur analogique numérique puis rangée dans la mémoire de l'analyseur multicanaux. L'ensemble des éléments qui composent une chaîne de détection et qui contribuent à la proportionnalité entre l'énergie cédée et l'impulsion finale doivent être remarquablement stables et linéaire. La spectrométrie gamma permet de réaliser une analyse quantitative et qualitative des éléments radioactifs présents dans l'échantillon selon le but recherché. – L'analyse qualitative repose principalement sur l'identification des radioéléments présents dans l'échantillon, ceci est possible grâce à la mesure de l'énergie du rayonnement gamma émis par le radioélément [57].

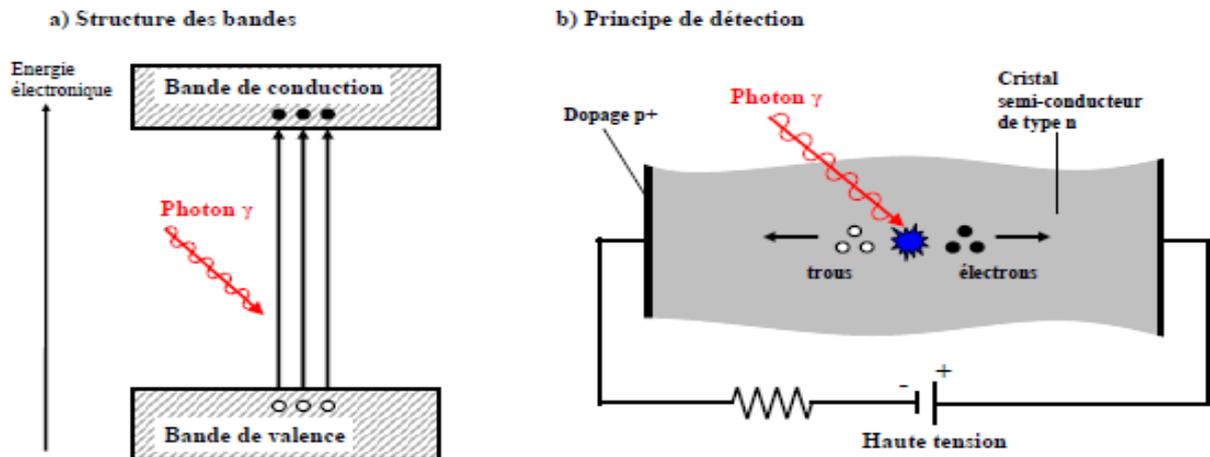


Figure (III.1) : Principe du semi-conducteur [52].

III.6. Chaîne d'acquisition :

La chaîne de spectrométrie gamma permet de mesurer un signal issu de l'interaction des rayonnements ionisants avec le cristal de germanium, de l'amplifier et de le mettre en forme en vue d'une analyse ultérieure. Elle comporte les composants suivants :

- Un détecteur dans un château de plomb,
- Une haute tension,
- Un préamplificateur,
- Un amplificateur,
- Un analyseur multicanaux,
- Un ordinateur avec un logiciel de traitement des données [50].

III.6.1. Description de la chaîne spectrométrique :

La spectroscopie de rayonnement gamma consiste à mesurer l'énergie et à compter le nombre de photons γ émis par un échantillon (source) de manière naturelle (radioactivité) ou artificielle (durant ou après une irradiation par des neutrons ou des protons) pendant une durée donnée. À partir de l'histogramme enregistré ou spectre, il est alors possible d'identifier différents radioéléments (analyse qualitative) et de déterminer leur concentration (analyse quantitative) dans l'échantillon étudié.

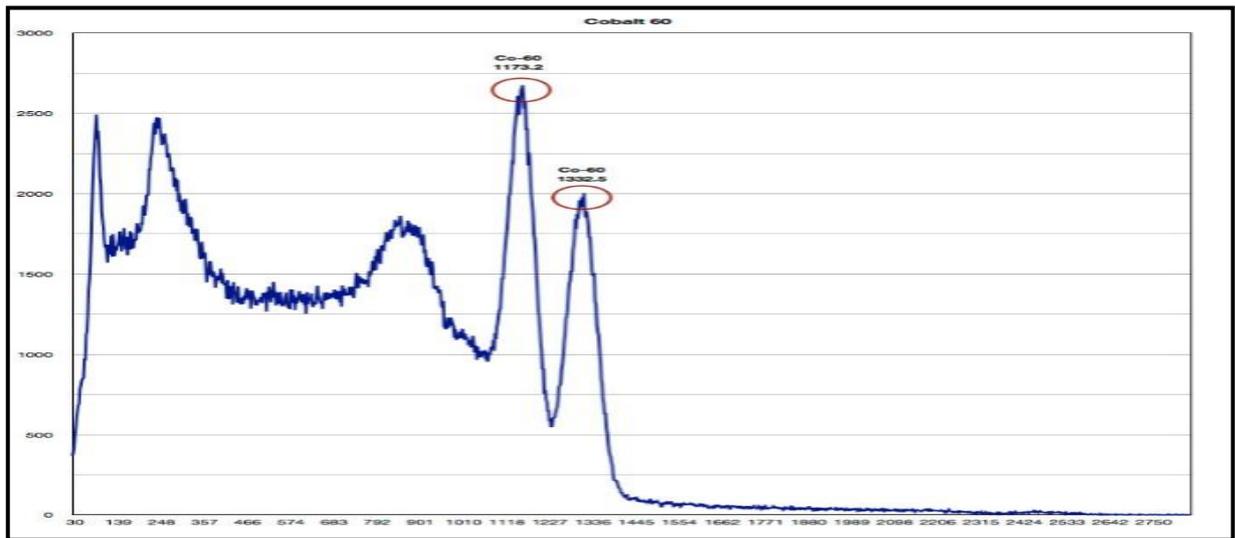


Figure III.2. Exemple d’histogramme obtenu à travers la spectroscopie Gamma d’une source ⁶⁰Co.

III.6.2. Composition de la chaîne de spectrométrie gamma :

Un système de détection où une chaîne de spectrométrie nous permet de mesurer un signal issu de l’interaction des charges électriques créées par les rayonnements ionisant avec l’élément sensible du détecteur. Ce signal de mesure est amplifié et mis en forme dans la même chaîne vue d’une analyse ultérieure. Cette chaîne est généralement composée de cinq parties :

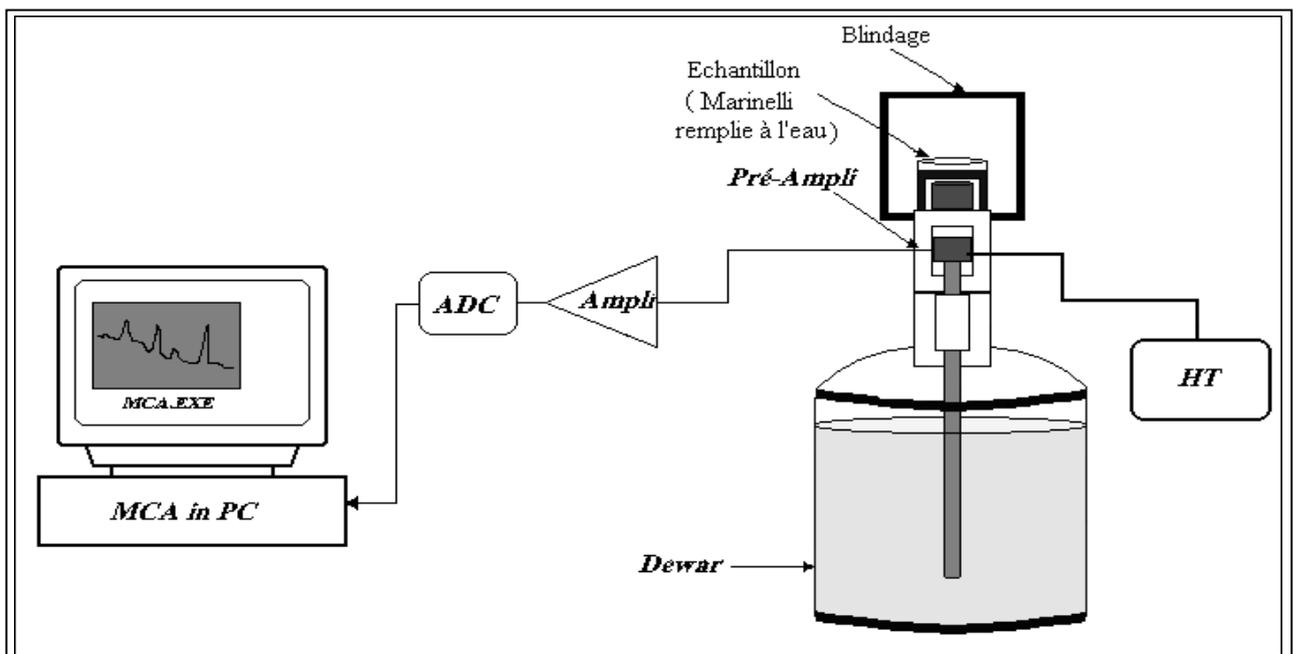


Figure (III.3) : Schéma de principe d’une chaîne de mesure de spectrométrie γ

III.6.2.1. Le détecteur Germanium Hyper Pure HPGe :

Dans le cas particulier du germanium, les techniques modernes permettent d'atteindre de très hauts niveaux de pureté : jusqu'à seulement 1010 atomes d'impuretés par cm^3 . Dans ce cas, le volume utile du détecteur est limité par la taille des cristaux qu'il est possible de fabriquer. Il est ainsi aujourd'hui possible d'obtenir des détecteurs de 400 cm^3 de volume et des épaisseurs délaitées de plusieurs centimètres. Étant donné le très faible gap du germanium (0,7 eV), à température ambiante, la génération thermique de porteurs induit un courant trop élevé lorsque le détecteur est polarisé (1500 à 4000 V), ce type de détecteur fonctionne dans la température de l'azote liquide (77 °K) qui est récente davantage [2].

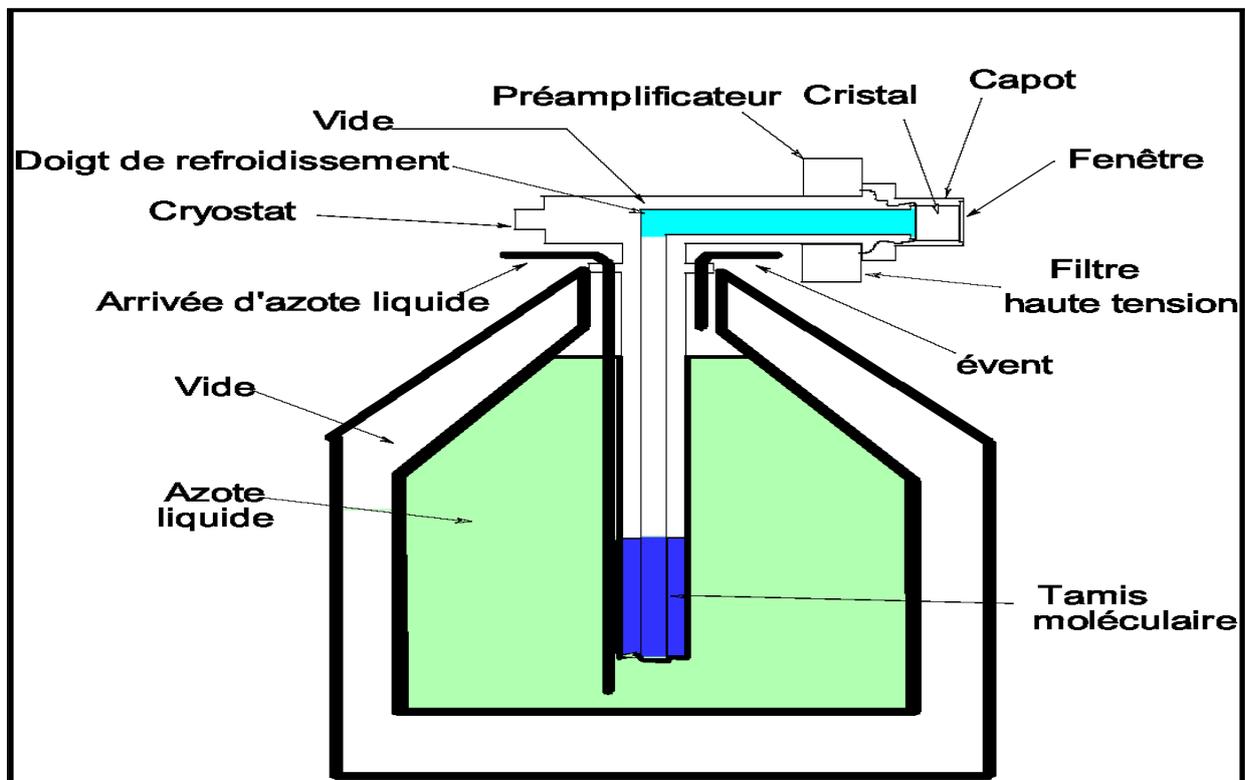


Figure III .4. Détecteur HPGe refroidi par l'azote liquide dans un vase Dewar.

III.6.2.2. Le Preamplificateur :

C'est le premier dispositif électronique de traitement du signal de mesure rencontré en sortie du détecteur. Son rôle est de réaliser une première amplification du signal généré dans le détecteur. Il joue également le rôle d'adaptateur d'impédance entre la sortie du détecteur et l'entrée de l'étage suivant. Il est en général placé à proximité du détecteur et peut être sous le même capot pour récupérer le maximum du signal issu du détecteur. De cette manière, et dans le cas des détecteurs à semi-conducteurs les composants sensibles à la température sont refroidis pour minimiser le bruit électronique thermique [52].

III.6.2.3. L'Amplificateur :

C'est l'étage qui exploite les impulsions sortantes du préamplificateur. Il a pour fonction de d'amplifier (multiplier par une constante = Gain) l'amplitude du signal qu'il reçoit. Le gain d'amplification doit être linéaire sur la totalité de la dynamique des signaux d'entrée. Ce même étage réalise ensuite une mise en forme, le plus souvent Gaussienne, en filtrant une partie des parasites de haute et de basse fréquence des signaux qu'il reçoit .



Figure III.5. : Les différents modules utilisés dans la chaîne spectrométrie gamma.

III.6.2.4. Le convertisseur analogique-numérique :

A la sortie de l'amplificateur on a un signal gaussien, le convertisseur transforme l'amplitude du signal à une quantité numérique qui est proportionnelle à l'énergie déposée dans le cristal. Cette opération nécessite entre 0,8 et 6 μ Sv (Canberra). La sortie de l'ADC est enregistrée dans une mémoire qui possède autant d'adresses que le maximum de numéro de canaux servant à découper le spectre final. Il y a au total 8192 canaux disponibles pour l'acquisition.

III.6.2.5. Analyseur multicanaux (MCA) :

L'analyseur multicanaux MCA permet de trier les impulsions en fonction de leurs amplitudes. Il est doté de mémoires permettant de stocker ces données dans des canaux correspondant à des intervalles de tension et de les transmettre en ligne vers un ordinateur, les enregistrements ainsi obtenus sont des histogrammes qu'on appelle « spectres ».

Partie II :**Introduction :**

Le développement de l'industrie a créé un nouvel aspect du Risque (Technologique), Aujourd'hui La Chimie, Pétrochimie, Energie, Mines, mécanique, agroalimentaire ...etc., sont les activités industrielles les plus susceptibles de causer d'importants dommages sur l'humain, les biens et sur l'environnement, ce qui est démontré à la suite de nombreuses catastrophes industrielles enregistrées, telle que : Bhopal, Tchernobyl, Toulouse , Nulle installation n'est à l'abri d'une erreur humaine, d'une défaillance mécanique, d'une vulnérabilité de multiples systèmes interdépendants ou d'une perte de contrôle à long terme. D'où la nécessité de donner importance à la notion de prévention des accidents induits par ces industries impliquant des substances dangereuses susceptibles de se produire au niveau des zones et pôles industriels, en imposant notamment à l'exploitant la mise en œuvre d'un système de maîtrise et de gestion des risques et d'une organisation proportionnée aux risques inhérent aux installations industriels.

Dans ce chapitre nous allons mener une étude radiologique d'échantillons de sols auprès aux zones industrielles de différents wilaya d'Algérie par spectrométrie gamma.

IL Ya Des échantillons de sol ont été prélevés dans chacun des wilayas suivantes : 3 échantillons de wilaya de Bordj Bou Arreridj auprès de La zone industrielle et la zone d'amiante et l'usine de brique, Auprès de zone industrielle de wilaya de Sétif, wilaya de Msila et wilaya de Batna et aussi wilaya de Constantine. Les conseils élus punis et les habitants ont demandé à chaque fois de porter ces déchets mais le choc des intérêts concerné par la difficulté d'évacuer ces déchets a fait augmenter l'anxiété du peuple et une question qui leur vient à l'esprit est pourquoi ces déchets ont été rejetés dans cet endroit donc il est difficile pour eux de se débarrasser aujourd'hui.

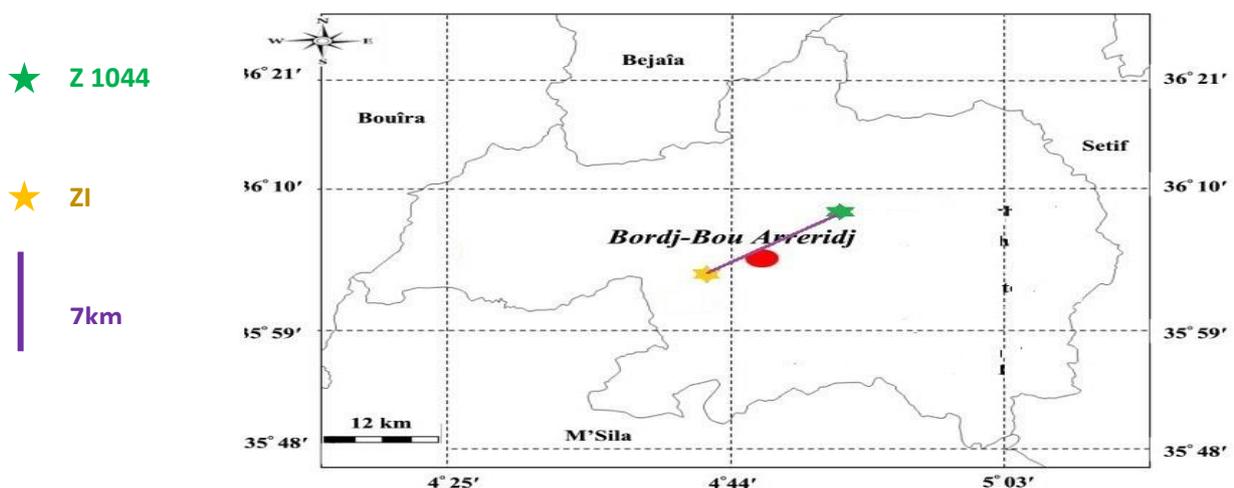
III.7. Présentation de la wilaya de Bordj Bou Arreridj :

Figure (III.6) : Localisation de deux sites d'étude ZI et Z 1044 de la wilaya BBA.

Introduction :

Le nom de la ville Bordj Bou Arreridj est composé de deux termes Bordj (fort) et Bou-Arreridj, le nom de la tribu sur le territoire de laquelle un fort a été érigé à l'époque ottomane

III.7.1. Situation :

La wilaya de Bordj Bou Arreridj connaît par ces nombreuses portes ; Quand vous arrivez chez nous vous vous trouvez au centre de l'Algérie la mer de Bejaia au nord le désert de m'sila au sud ; et à l'est et les vastes collines à travers le port de Sétif ; et à l'ouest les montagnes de Bouira .D'où la wilaya de Bordj Bou Arreridj vient se distinguer par son importance, du fait qu'elle se situe au nord-est d'Alger distante de 243 km et vers l'ouest de 67 km de Sétif et de 58 km de la wilaya de Msila au nord, et de 175 km de la wilaya de Bejaïa et la wilaya de Bouirade 100 km à l'est. elle se situe dans la plaine de la Medjana, entre les monts des Bibans au nord et la chaîne du Hodna au sud.

C'est une ville de taille moyenne, de 168 346 habitants en 2008 qui domine sa wilaya, elle est traversée par les principaux axes de communication qui relient l'Est algérien au centre et dispose d'un secteur industriel dynamique nationales [56].

III.7.2. Présentation de la zone industrielle de BBA :**La ville industrielle d'El-Hammadia, un pôle de compétitivité Bordj Bou Arreridj :**

A 6 km au sud du chef-lieu de la wilaya Bordj Bou Arreridj, au bord de la **RN45** sur la route M'sila Une nouvelle zone industrielle de plus **de 350 ha** bientôt **381 ha** sera prochainement réalisé à mechta Fatima, dans la commune d'El Hammadia (Bordj Bou Arreridj), au titre du programme de développement des Hauts Plateaux, a appris l'APS hier des services de la wilaya. Elle englobera quelque **300 unités** et permettra de désengorger la zone industrielle de la ville de Bordj Bou Arreridj, saturée avec plus de **200 entreprises** de production, a-t-on précisé. Les travaux de viabilisation de cette future zone, financés à hauteur **de 250 millions de dinars**, seront entrepris « incessamment » [53], la zone de mechta Fatima est située sur un axe routier important, à savoir la route nationale reliant la région des Biban à la wilaya de M'sila, en direction du Sud algérien. Elle sera desservie par la nouvelle voie ferrée entre BBA et la capitale du Hodhna [54].

III.7.3. Présentation de la zone de 1044 de BBA :

En 1994, l'ex-entreprise **Enitro** avait fait une étude de marché, pour l'enfouissement des **50 000 tonnes de déchets d'amiante** déversés dans la périphérie de la cité à l'air libre, dont une grande partie se trouve jusqu'à l'heure actuelle à l'intérieur du site de l'unité **ERCE** Au centre de la ville de BBA exactement dans le quartier **1044**, à côté de la double route menant au stade. Dans laquelle des tonnes de déchets mortels ont été vidées et transformées en montagne avec ses zones adjacentes L'étude du marché de l'Enitro a fait ressortir un coût approximatif de **20 milliards de centimes**, hélas cette opération n'a pas abouti car les habitants du **village El Euch**. Le projet fut abandonné

une deuxième fois, faute de terrain et l'argent destiné à cet effet. **En 2006 l'état** a dégagé une enveloppe budgétaire conséquente de **3500 milliards de centimes** destinés à l'enfouissement des déchets d'amiante des unités de production des villes ci-après : **Zahana, BBA, Gué de Constantine et Meftah** [41].

III.8. L'amiante :

Le terme "amiante" s'applique à une variété de minéraux silicatés fibreux d'origine naturelle. Les deux configurations minérales primaires de l'amiante serpentinite (chrysotile) et de l'amphibole sont divisées en six grandes mines d'amiante. (Actinolite, amosite, anthophyllite, Crocidolite et trémolite).

L'amiante blanc, également connu sous le nom de serpentinite, a la formule chimique parfaite $Mg_3(OH)_4(Si_2O_5)$. Ce minéral, qui est composé de feuilles de silicate avec des feuilles tétraédriques et octaédriques, est le type d'amiante le plus utilisé commercialement et représente plus de 90 % de toute la production d'amiante dans le monde.

L'amiante a été largement utilisé dans une variété de matériaux de construction, y compris les feuilles plates, les tuiles, les matériaux de couverture ondulés, les tuyaux d'eau de pluie et de pression, les sprays acoustiques et thermiques, les plâtres, les peintures, les produits de revêtement de sol, et bien plus encore.

Lorsque les propriétés cancérigènes de l'amiante ont été découvertes et amplement étayées par de nombreuses études, l'ère de l'amiante dans les pays industrialisés a pris fin. En réalité, l'amiante a été identifié comme un agent cancérigène pour l'homme par le Centre international de recherche sur le cancer.

Depuis que l'on a découvert que les dommages causés par l'amiante peuvent affecter les personnes vivant à proximité des industries ainsi que les travailleurs des usines, les problèmes de santé liés à l'amiante sont redevenus une question sociale. La variété friable de l'amiante est actuellement l'objet principal du contrôle dans la perspective d'éviter l'exposition. En réalité, en raison de la nature des produits à base d'amiante, des fibres d'amiante peuvent finir par être libérées avec le temps. La conférence générale de l'Organisation internationale du travail (OIT) a approuvé une déclaration concernant l'amiante, demandant à tous les États membres de soutenir activement une interdiction mondiale de toutes les formes d'amiante et de déchets contenant de l'amiante [59].

III.9. Échantillonnage et conditionnement :

III.9.1. Préparation des échantillons :

Sept échantillons sous forme de poudre ont été préparés, où les masses de poudres conditionnées dans des Marinelli comprises entre 595.3 et 673.17 g.

Il est nécessaire de prélever des échantillons de sol pour des études d'impact de radioactivité car cette matrice représente le siège de toute contamination quelque-soit sa provenance Échantillonnage

de sol L'échantillonnage a été effectué le 22 février 2024, au Centre de Recherche Nucléaire de Birine CRNB, en différents points non perturbés, à cet effet sept points de prélèvement ont été choisis en différents endroits, le prélèvement d'échantillon de sol de surface a été effectué selon la méthode de la diagonale sur une surface d'un mètre carré (1m^2) (figure III.7) à l'aide d'une pelle-pioche. Les prélèvements sur les 5 points sont alors mélangés pour constituer un seul échantillon moyen représentatif dont la masse varie entre 2kg à 3kg, qui est mis dans un sachet en plastique sur lequel sont portés les renseignements nécessaires (le lieu de prélèvement, la date, le poids). Les conditions de prélèvement sont les mêmes pour les 7 échantillons, qui ont été transférés au laboratoire où ils seront préparés pour l'analyse.

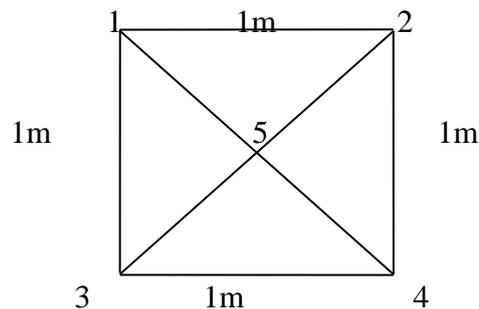


Figure (III.7) : Méthode de diagonale pour l'échantillonnage du sol de surface.

La première phase de cette étude consiste à prélever sept échantillons de sol autour des zones industrielle. L'échantillons sont prélevés autour de 10 mètres de chaque zone industrielle (ZI).

III.9.2. Système de mesure :

Les mesures expérimentales ont été effectuées avec un détecteur HPGe coaxial de p-type (modèle GC3018, Canberra Industries). L'efficacité nominale relative spécifiée pour ce détecteur est de 36 de l'efficacité du détecteur NaI (TI) $3'' \times 3'' \text{ cm}^2$. Nous avons vérifié la résolution (FWHM) et le rapport Pic-au-Compton (P/C) pour l'énergie de la raie 1,3325 MeV de ^{60}Co , qui se sont avérés être respectivement de 1,98 keV et 69,6 : 1. Ces valeurs vérifiées sont proches aux caractéristiques rapportées par le constructeur (1,8 keV et 70,6 : 1) pour la même énergie. Le détecteur est installé dans un château de plomb de 10 cm d'épaisseur (modèle 650 N), et protégé de rayons X, produits dans le plomb, par deux couches en étain de 1 mm et en cuivre de 1,6 mm, Le détecteur HPGe est associé à un préamplificateur (modèle 2012C) et à Analyseur de signaux numériques (Lynx Digital Signal Analyzer LDSA) avec un temps de mise en forme de 4 μs . Les gains grossier et fin étaient respectivement de 4 et 0.96420x. Une haute tension recommandée de 4000 V a été appliquée au détecteur. L'acquisition des spectres et l'identification des rayons gamma des radionucléides ont été faite à l'aide d'un logiciel d'analyse GENIE 2000.

III.9.2.1. Les photos d'échantillons prélèvement :



Figure (III.8.) : les échantillons prélevés.

III.9.2.2. Fiche technique des échantillons :

			
<p>Université de Mohamed el Bachir Ellbrahimi Bordj Bou Arreridj L'échantillons N :01. Echantillon de sol, prélevé auprès de la zone industrielle de la wilaya de Bordj Bou Arreridj. Wilaya de : Bordj Bou Arreridj. Le lieu : auprès de Zone 1044. La date : Le 22/12/2023. Le temps : à 19h :52min. Le poids :1kg Préparé par : Megueddem Samira Encadrée par : D^f. Kebir H</p>	<p>Université de Mohamed el Bachir Ellbrahimi Bordj Bou Arreridj L'échantillons N :02 Echantillon de sol, prélevé auprès de la zone industrielle de la wilaya de Bordj Bou Arreridj. Wilaya de : BBA. Le lieu : auprès de la zone industrielle de la wilaya de Bordj Bou Arreridj. La date : 23/12/2023. Le temps :20h :43min. Le poids :1kg Préparé par : Megueddem S Encadrée par : D^f. Kebir H</p>	<p>Université de Mohamed el Bachir Ellbrahimi Bordj Bou Arreridj L'échantillons N :06 Echantillon de sol, prélevé auprès de la zone industrielle de la wilaya de Msila. Wilaya de : Msila. Le lieu : auprès de la zone de l'usine de Sumon (hammam El Dhalàa). La date : Le 25/12/2023. Le temps :12h :10min. Le poids : 1kg Préparé par : Megueddem S Encadrée par : D^f. Kebir H</p>	<p>Université de Mohamed el Bachir Ellbrahimi Bordj Bou Arreridj L'échantillons N 07 Echantillon de sol, prélevé auprès de la zone industrielle de la wilaya de Constantine. Wilaya de : Constantine. Le lieu : auprès de la zone industrielle de la wilaya de Constantine. La date : Lundi Le : 05/02/2024. Le temps : à 12h :00 Le poids : 1kg. Préparé par : Megueddem S Encadrée par : D^f. Kebir H</p>

		
<p>Université de Mohamed el Bachir ElIbrahimi Bordj Bou Arreridj L'échantillons N :03. Echantillon de sol, prélevé auprès de la zone industrielle de la wilaya de Bordj Bou Arreridj. Wilaya de : Bordj Bou Arreridj. Le lieu : auprès de l'usine de brique (Briqueterie). .La date : Le 23/12/2023. Le temps : à 20h :53min. Le poids :1kg Préparé par : Megueddem S Encadrée par : D^r. Kebir H</p>	<p>Université de Mohamed el Bachir ElIbrahimi Bordj Bou Arreridj L'échantillons N :04. Echantillon de sol, prélevé auprès de la zone industrielle de la wilaya de Batna. Wilaya de : Batna. Le lieu : auprès de la zone industrielle de la wilaya de Batna. La date : 29/12/2023. Le temps :17h :26min. Le poids :1kg Préparé par : Megueddem S Encadrée par : D^r. Kebir H</p>	<p>Université de Mohamed el Bachir ElIbrahimi Bordj Bou Arreridj L'échantillons N :05. Echantillon de sol, prélevé auprès de la zone industrielle de la wilaya de Sétif. Wilaya de : Sétif. Le lieu : auprès de la zone industrielle de la wilaya de Sétif. La date : jeudi le 08/02/2024. Le temps : à 11h :30min Le poids :1kg Préparé par : Megueddem S Encadrée par : D^r. Kebir H</p>

Figure (III.9) : fiche technique des échantillons prélevés

III.9.3. Conditionnement :

Après le prélèvement, les échantillons de sol sont séchés à l'air libre au laboratoire, ensuite à l'étuve pendant 24 heures à une température avoisinant les 110°C. Après séchage, les échantillons sont broyés à l'aide d'un concasseur à mâchoires PULVERISETTE 1 pour une bonne homogénéisation. Après chaque broyage, le concasseur doit être aspiré et nettoyé pour éviter toute éventuelle contamination d'un échantillon à un autre. Enfin, chaque échantillon est tamisé par un tamis d'un diamètre inférieur à 0.160 mm de diamètre à l'aide d'une tamiseuse à vibrations analyste 3 SPARTAN et pesé à l'aide d'une balance de précision de 0,01g de marque KERN, une fraction de masse donnée de chaque échantillon est mise dans un sac hermétiquement fermé de 1kg.

Tableau (III.1) : Masses tamisées à analyser.

Echantillons	Masse tamisée ECHANT. (Kg)
1	0.5953
2	0.65326
3	0.61889
4	0.62152
5	0.62498
6	0.67317
7	0.65098

L'échantillon passe directement au comptage par spectrométrie gamma dans un détecteur au GeHp, le temps d'acquisition est de 48h suffisant pour avoir des résultats fiables.

D'abord, on commence par la mesure du bruit de fond pendant 180000 s (50 heures) et puis pour le même temps de comptage on mesure les échantillons l'un après l'autre.

$$A(Bq.Kg^{-1}) = \frac{\left(\frac{S}{t_c}\right)_{Sample} - \left(\frac{S}{t_c}\right)_{Background}}{\varepsilon.P_\gamma.m} \dots\dots\dots (III.1)$$

A : Activité de l'échantillon.

S : La surface sous le pic.

B : Bruit de Fond.

M : la masse des échantillons en Kg.

Tc : Temps de comptage, est égale à 180000 s (50heurs).

p_γ : Probabilité d'émission des rayonnements γ.

ε: Efficacité absolue de notre détecteur.

III.9.4. Étalonnage en énergie

L'étalonnage en énergie est fait à l'aide d'une source étalon d'Eu-152. Le résultat obtenu est présenté par la figure III.10.

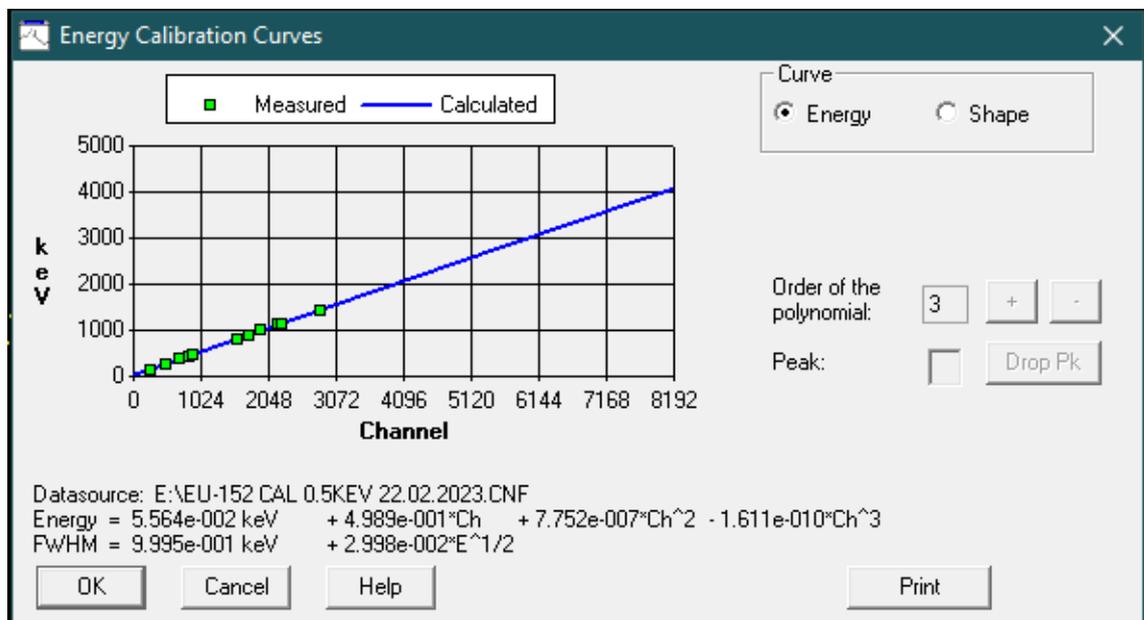


Figure (III.10) : la droite d'étalonnage en énergie du système de spectrométrie gamma.

L'analyse de spectres, c'est-à-dire le calcul de la surface des pics ne peut être possible que si l'étalonnage en énergie et en résolution a été fait. Une fois ceci effectué, l'analyse sort une liste de

pics avec leurs surfaces respectives. Il est possible au logiciel d'identifier le radioélément responsable d'un pic en comparant avec des tables et de calculer directement l'activité.

III.9.5. Étalonnage en efficacité

Cet étalonnage en efficacité est fait à l'aide de deux sources d'étalonnage fournies par LEA-CERCA, France, type Marinelli et sous forme de gel, à savoir : Ba-133 et Eu-152. Le résultat obtenu. Les régions d'intérêt et les surface des pics ont été sélectionnés automatiquement et calculées avec GENIE 2000. La déconvolution de tous les spectres a été faite à l'aide du module INTERACTIVE PEACK FIT de GENIE2000.

À l'issue des opérations de déconvolution de l'ensemble des spectres d'étalonnage, les surfaces de chaque pic sont relevées dans MO-EXEL pour réaliser les calculs nécessaires à la détermination des points de l'efficacité d'absorption totale FEPE du détecteur. À partir de ces valeurs expérimentales de FEPE, il devient possible d'établir une fonction mathématique de lissage exprimant l'efficacité d'absorption totale FEPE en fonction de l'énergie à partir du logiciel GENIE 2000. L'expression analytique de cette fonction mathématique de lissage de la courbe d'efficacité FEPE obtenue est

$$\ln(\varepsilon_p(E)) = \sum_{n=1}^5 [\ln(E)]^n \dots\dots\dots (III.2)$$

Le résultat correspond à une courbe de lissage de l'efficacité d'absorption totale FEPE présentée par une fonction logarithmique polynomiale d'ordre 6 et calculée par l'algorithme APOLOG de GENIE 2000 (voir figure III.11). Ces valeurs ont été utilisées comme données d'efficacité intrinsèque.

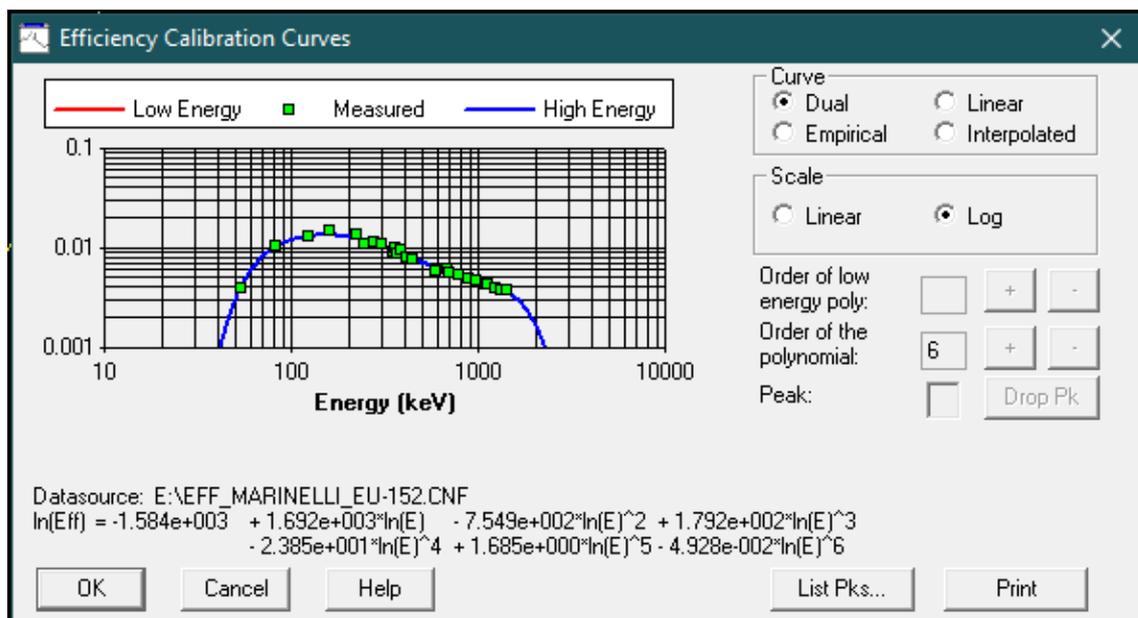


Figure (III.11) : la droite d'étalonnage en efficacité du système de spectrométrie gamma

III.9.6. Bruit de fond du spectromètre gamma

Les mesures de bruit de fond ont été effectuées dans un château de plomb fermé et un Marinelli vide. Le tableau (III.2.) donne l'identification et le taux de comptage pour certaines raies des radionucléides présentés dans le bruit de fond. Les raies les plus intenses sont choisies et celles utilisées dans les mesures de radionucléides naturels. Les données présentées sont les mesures du bruit de fond qui ont été effectuées sur une période de 18 heures. Le taux de comptage total pour la gamme d'énergie comprise entre 45 keV et 2630 keV est de 18.6 cps.

Tableau III.2. Identification et taux de comptage pour des raies gamma sélectionnées des radionucléides présentes dans le bruit de fond.

Énergie (keV)	Radionucléide	Séries	BR
46.5	Pb-210	U-238	0.009135556
72.8 + 75.0	Pb X K α 1, K α 2	Pb	0.000252778
92.4 + 92.8	Th-234	U-238	0.001042593
185.7 + 186.2	U-235, Ra-226	U-235, U-238	0.000330556
238.6	Pb-212	Th-232	0.000262963
351.9	Pb-214	U-238	0.00030873
510.8 + 511.0	Tl-208	Th-232	0.000227778
583.2	Tl-208	Th-232	0.000148413
609.3	Bi-214	U-238	0.000212698
661.7	Cs-137	Produit de fission	0.00038254
1001.0	Pa-234m	U-238	0.000315432
1460.8	K-40	Naturel	0.001977778
1764.5	Bi-214	U-238	0.001389683
2614.5	Tl-208	Th-232	0.001538889

III.10. Activité minimale détectable (MDA)

MDA est la quantité minimale de nucléide radioactif que l'on peut être confiant de pouvoir détecter. Tout d'abord, cette limite est une limite de radioactivité plutôt qu'une limite de comptage. Elle est souvent assimilée à l'équivalent en activité de la limite de détection, L_D . La limite de détection est le nombre que l'on peut être sûr à 95% de détecter dans un spectre particulier. Cependant, la limite de détection est bien au-dessus de la limite critique. On peut faire remarquer que l'utilisation courante de la MDA comme indication de la limite supérieure d'activité dans un échantillon mesuré n'est pas justifiable. Pour une mesure par spectrométrie gamma, la valeur de la MDA, en Becquerels, en laissant de côté les corrections dues à la désintégration, etc., peut être exprimée comme suit :

$$MDA = \frac{L_D}{\varepsilon \cdot P_\gamma \cdot t_C} \dots\dots\dots (III.3)$$

III.11. Résultat et discussion :

III.11.1. L'activité minimale détectable (MDA) :

L'activité minimale détectable (MDA) des radionucléides ^{40}K , ^{226}Ra , ^{234}Th , ^{214}Pb , ^{234}PA - M, ^{234}Th et ^{235}U , ^{238}U , ^{214}Bi , ^{137}Cs , ^{212}Pb , ^{208}Tl , ^{228}Ac , Pour les échantillons de sol, est donnée dans le tableau suivant :

Pour le premier échantillon : $m = 0.5953 \text{ kg}$

Tableau (III.3) : Activités minimales détectables (MDA) dans la zone de 1044 de BBA.

MDA pour chaque élément diviser par la masse d'échantillon.

Energie (keV)	Element	P (%)	T _{1/2}	Origine	MDA/m	MDA Moyenne (Bq/kg)
351	^{214}Pb	37.6	26.8 min	^{238}U series	$0.43/0.5953=0.72$	3.90
609,3	^{214}Bi	46.1	19.9 min		$3.41/0.5953=5.72$	
63,29	^{234}Th	4.80	24.1 ans		$3.14/0.5953=5.27$	
911,196	^{228}Ac	25.8	6.13 h	^{232}Th series	$0.96/0.5953=1.61$	2.64
727,1	^{212}Pb	43.3	22.6 ans		$0.15/0.5953=0.25$	
583,187	^{208}Tl	84.5	3.1 min		$0.47/0.5953=0.78$	
1460,8	^{40}K	11	1.28×10^9 ans	Primordial	1.43	2.40

Tableau (III.4): Activités minimales détectables (MDA) dans la région industrielle de BBA.

MDA pour chaque élément diviser par la masse d'échantillon. Et MDA moyenne, $m = 0.6532 \text{ kg}$.

Energie (keV)	Element	P (%)	T _{1/2}	Origine	MDA/m	MDA Moyenne (Bq/kg)
351.93	^{214}Pb	37.6	26.8min	^{238}U series	$0.43/0.6532=0.65$	3.55
1764.49	^{214}Bi	46.1	19.9 min		$3.41/0.6532=5.22$	
63,29	^{234}Th	4.80	24.1 ans		$3.14/0.6532=4.80$	
968.97	^{228}Ac	25.8	6.13h	^{232}Th series	$0.96/0.6532=1.46$	0.79
238.63	^{212}Pb	43.3	22.6 ans		$0.15/0.6532=0.22$	
860.56	^{208}Tl	84.5	3.1 min		$0.47/0.6532=0.71$	
1460,8	^{40}K	11	1.28×10^9 ans	Primordial	$1.43/0.6532=2.18$	2.18

661.66	^{137}Cs	84.99	30.17 ans	Artificielle	$0.10/0.6532=0.15$	0.15
--------	-------------------	-------	-----------	--------------	--------------------	------

III.11.2. Mesure des activités spécifiques des échantillons :

La bibliothèque du Génie 2000 contient des radioéléments et les énergies de leurs gammas correspondants. En s'aidant de cette option, on peut identifier les différents radioéléments qui existent dans les échantillons.

Les résultats obtenus de l'activité spécifique des éléments dans les différents échantillons A et B sont donnés par les deux tableaux suivants :

Tableau (III.5) : Échantillon A (L'échantillons dans la zone 1044) wilaya de Bordj Bou Arreridj.

Energie (keV)	Element	P (%)	T _{1/2}	Origine	As (Bq/kg)	As Moyenne (Bq/kg)
351	^{214}Pb	37.6	26.8 min	^{238}U series	18.21 ± 0.31	23.00 ± 1.61
609,3	^{214}Bi	46.1	19.9 min		21.58 ± 0.72	
63,29	^{234}Th	4.80	24.1 ans		29.23 ± 3.82	
911,196	^{228}Ac	25.8	6.13 h	^{232}Th series	22.88 ± 0.60	17.36 ± 0.49
727,1	^{212}Pb	43.3	22.6 ans		20.65 ± 0.35	
583,187	^{208}Tl	84.5	3.1 min		8.55 ± 0.54	
1460,8	^{40}K	11	1.28×10^9 ans	Primordial	229.15 ± 4.94	229.15 ± 4.94

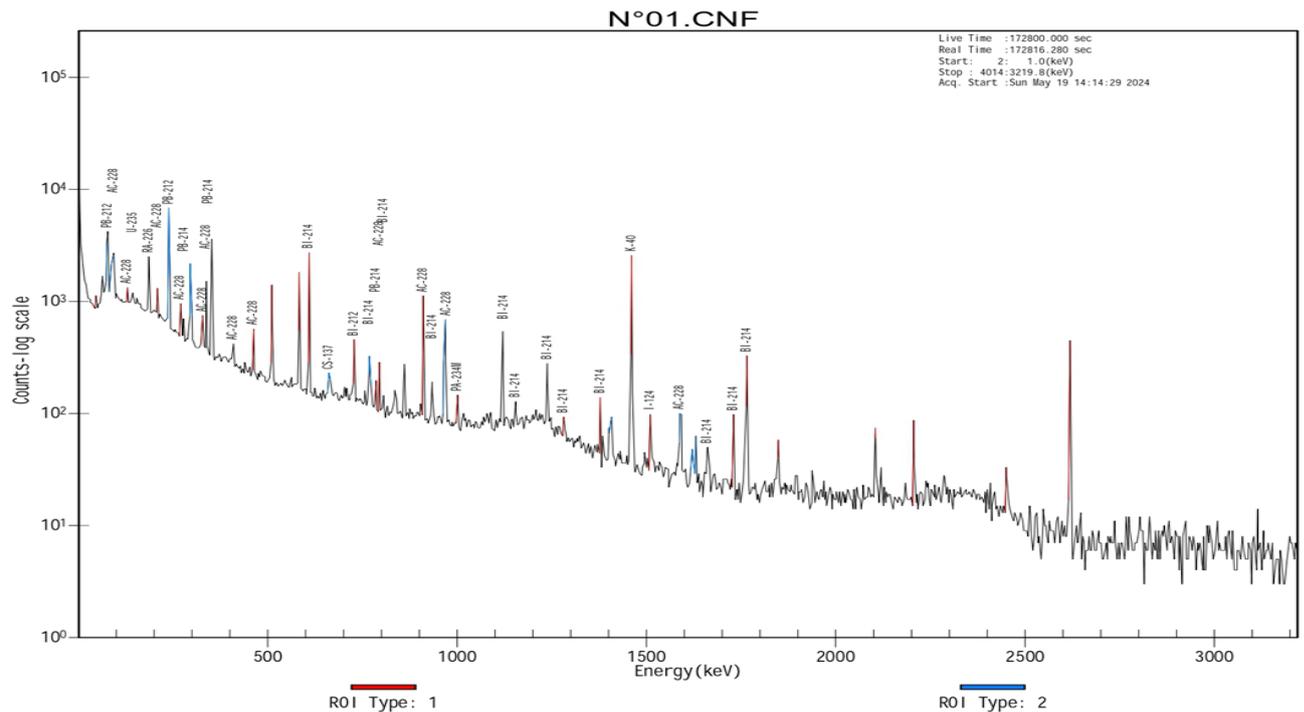


Figure (III.12) : Spectre A de sol de la zone 1044 BBA.

Tableau (III.6) : Échantillon B (L'échantillons dans zone Industrielle) wilaya de BBA.

Energie (keV)	Element	P (%)	T1/2	Origine	As (Bq/kg)	As Moyenne (Bq/kg)
351	214Pb	37.6	26.8min	²³⁸ U series	11.11±0.09	12.99±1.28
609,3	214Bi	46.1	19.9 min		12.23±0.62	
63,29	234Th	4.80	24.1 ans		15.65±3.14	
911,196	228Ac	25.8	6.13h	²³² Th series	15.53±0.30	11.63±0.27
727,1	212Pb	43.3			13.59±0.25	
583,187	208Tl	84.5	3.1min		5.78±0.28	
1460,8	40K	11	1.28×10 ⁹ ans	Primordial	136.47±3.25	136.47±3.25
661.66	137Cs	84.66	30.17 ans		0.96±0.06	0.96±0.06

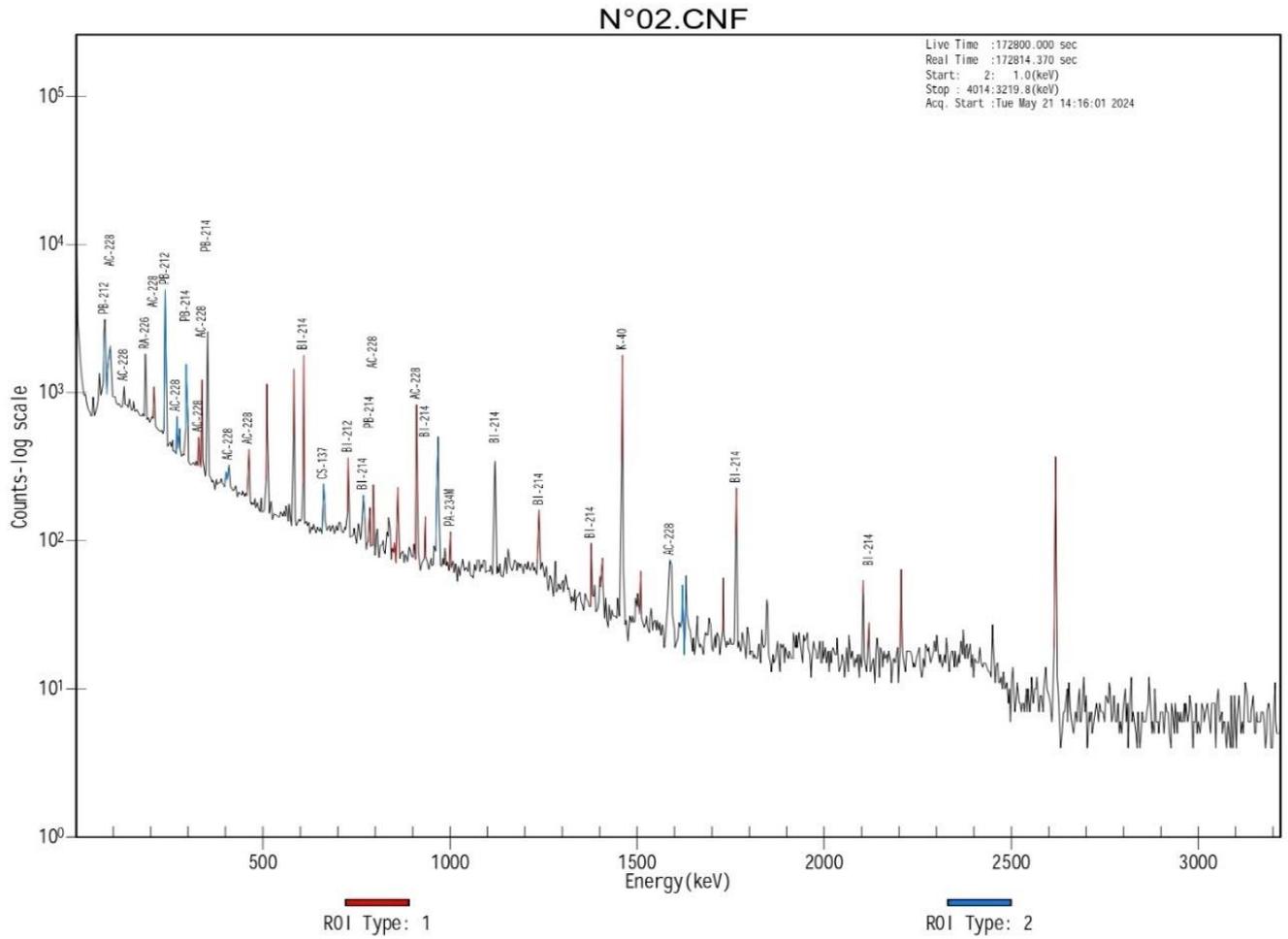


Figure (III.13) : Spectre B de sol de zone industrielle de BBA.

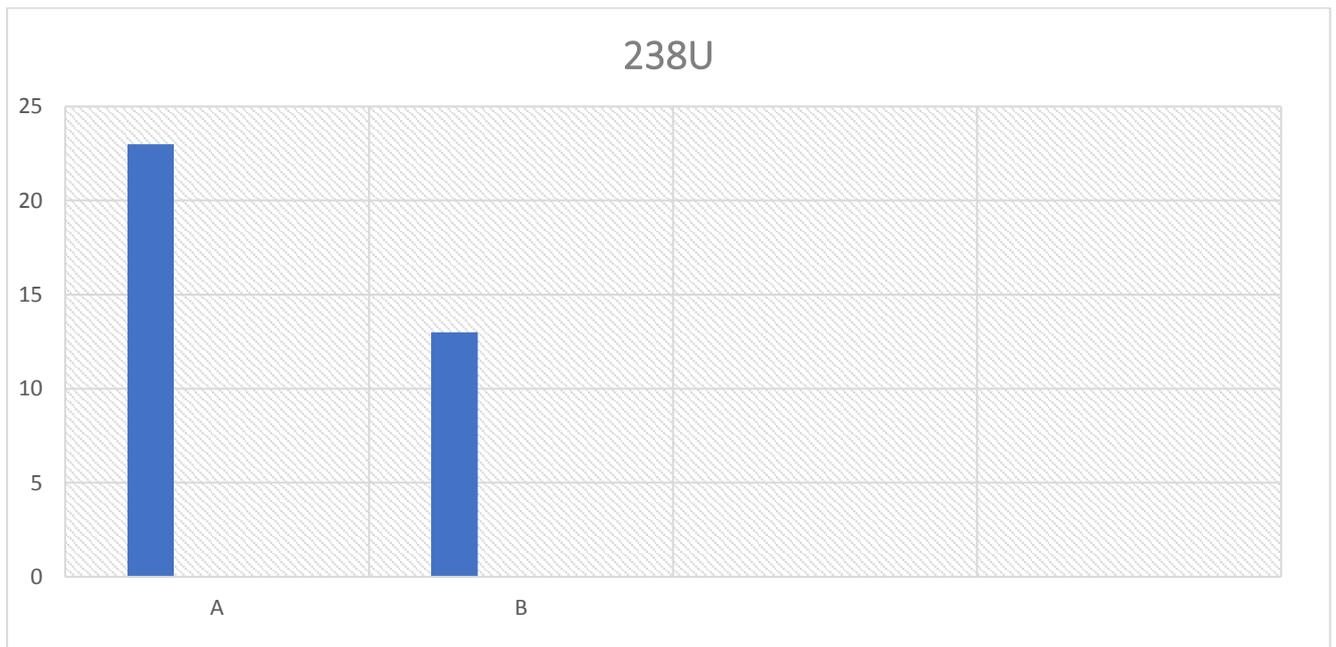


Figure (III.14) : Les activités spécifiques du U-238 dans les deux échantillons de sol A et B.

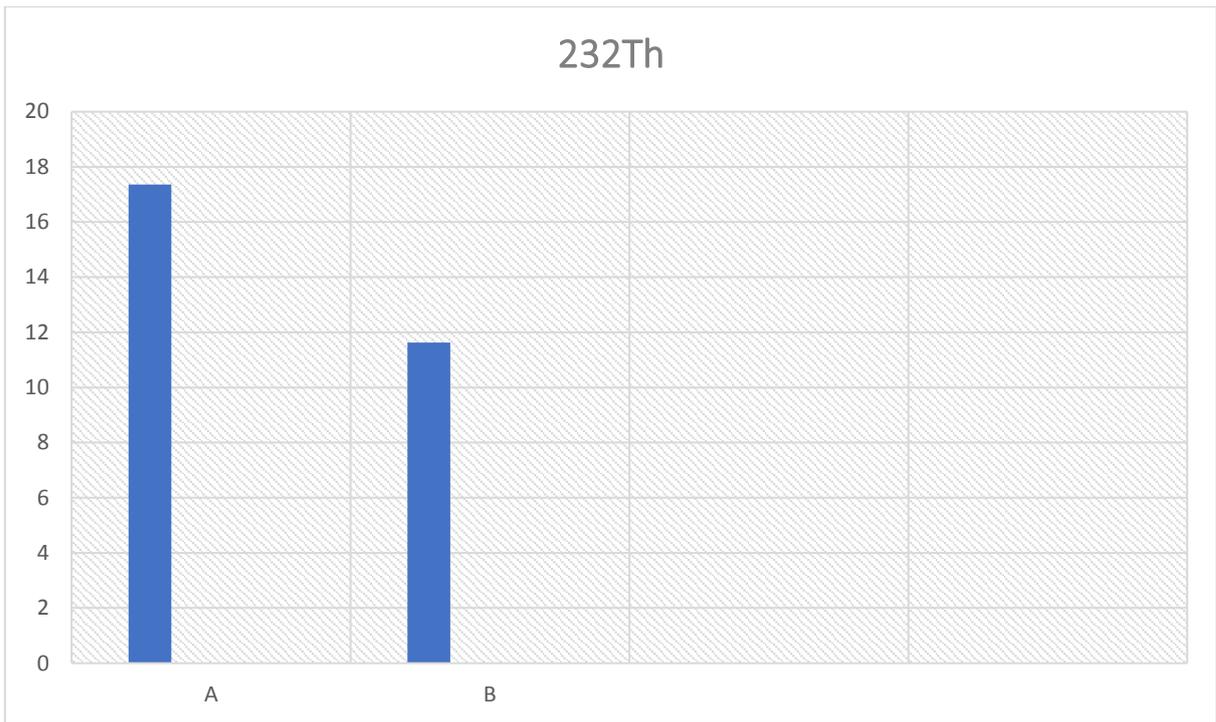


Figure (III.15) : Les activités spécifiques du Th-232 dans les deux échantillons de sol A et B.

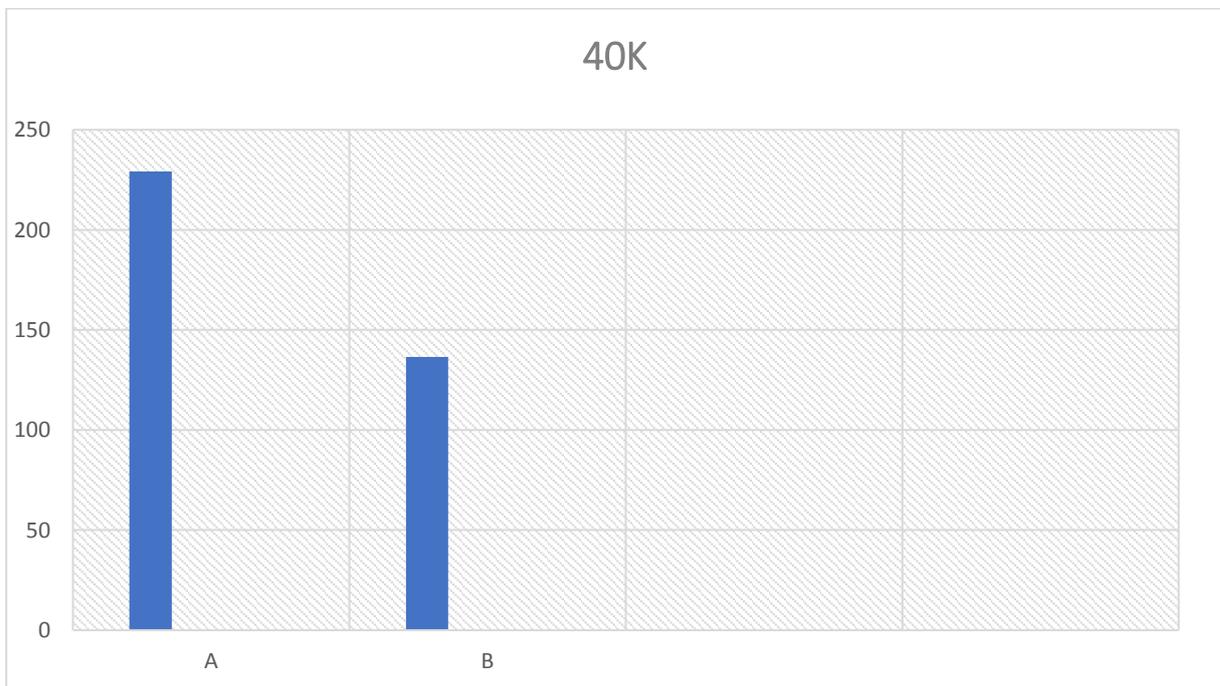


Figure (III.16) : Les activités spécifiques du k-40 dans les deux échantillons de sol A et B..

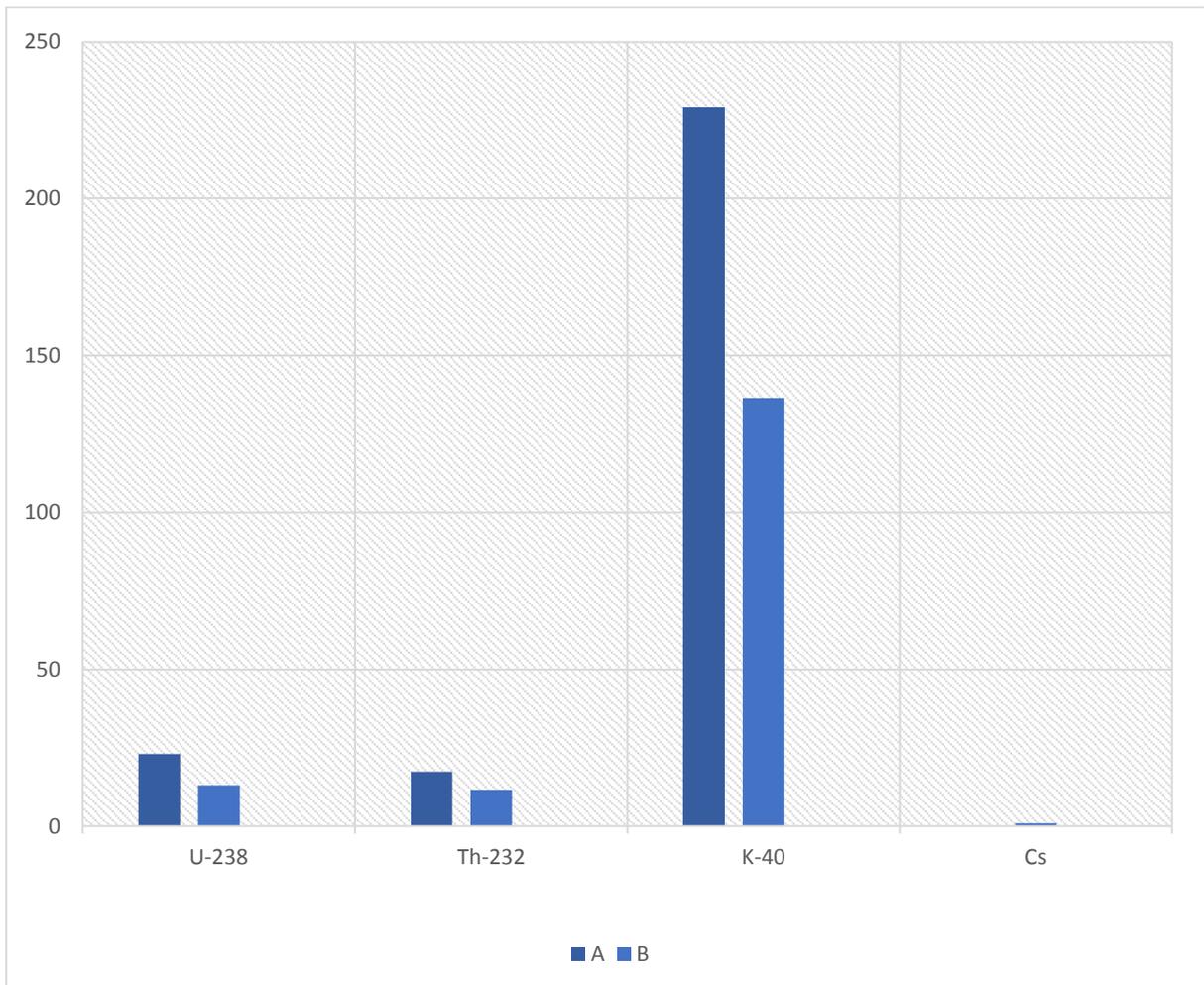


Figure (III.17) La comparaison mutuelle entre les deux échantillons.

La zone 1044 est très radiologique par rapport à une zone industrielle, Néanmoins la concentration du Cs-137 dans la région de ZI.

III.11.3. Césium 137 (isotope radioactif du césium) :

Le césium-137, noté Cs-137, est un élément radioactif dont la durée de vie est considérée comme moyenne. Sa période radioactive est de 30 ans. Cet isotope du Césium est un émetteur de rayons Bêta dont l'énergie moyenne est de 187 KeV. Les désintégrations sont accompagnées dans 85% des cas d'un rayon gamma énergétique de 661.6 KeV, Ce gamma caractéristique permet de détecter la présence de très faibles quantités de ce Césium radioactif.

Le césium-137 est produit avec une relative abondance dans les réactions de fission. L'importance de ce produit de fission tient au fait qu'à l'échelle d'une centaine d'années, il constitue la principale source de radioactivité des déchets des réacteurs nucléaires avec le strontium-90 et les isotopes du plutonium. Il constitue la principale source de contaminations des sols, après un rejet majeur de radioactivité dans l'environnement [14].

III.11.4. Débit de dose absorbée : Da

C'est la quantité d'énergie de rayonnements absorbée par unité de temps de la matière exposée. Le débit de dose absorbée par un individu à un mètre au-dessus de la surface du sol dépend de l'activité massique et des coefficients de conversion de dose du Potassium-40, de la famille de l'Uranium-238 et de la famille du Thorium-232. Il est déterminé selon la formule :

$$Da = C_k A_k + C_u A_u + C_{Th} A_{Th} \dots\dots\dots (III.4)$$

Avec :

Da : le débit des doses absorbées par l'individu (en nGy.h-1) ;

C_k, C_u, C_{Th} : les coefficients de conversion de débit de dose respectivement pour K-40, U-238 et Th-232 (en nGy.h-1/ Bq.kg-1).

$C_k = 0,0417, C_u = 0,462$ et $C_{Th} = 0,604$ [59].

Nous avons dressé le Tableau suivant sur lequel figurent les valeurs des débits de dose calculé.

Tableau (III.7) : Activité moyennes dans le sol et débit de dose absorbée (Échantillon A).

Energie (keV)	Elément	Origine	As Moyenne (Bq/kg)	Coefficients C (nGy.h-1 / Bq.kg-1)	Da : Débit de dose absorbé (Bq.kg-1/nGy.h-1)
351	214Pb	U-238séries	23.00 ± 1.61	$C_u = 0.462$	30.67 ± 1.24
609,3	214Bi				
63,29	234Th				
911,196	228Ac	Th-232 séries	17.36 ± 0.49	$C_{Th} = 0.604$	
727,1	212Pb				
583,187	208Tl				
1460,8	40K	Primordial	229.15 ± 4.94	$C_K = 0.0417$	

Le débit de dose absorbée Pour l'échantillon N°2 (Zone industrielle de wilaya de Bordj Bou Arreridj) est dans le tableau suivant :

Tableau (III.8) : Activité moyennes dans le sol et débit de dose absorbée (Échantillon B).

Energie (keV)	Elément	Origine	As Moyenne (Bq/kg)	Coefficients C (nGy.h-1 / Bq.kg-1)	Da : Débit de dose absorbé (Bq.kg-1/nGy.h-1)
351	²¹⁴ Pb	U-238 séries	12.99 ± 1.28	C _u = 0.462	6.29 ± 0.88
609,3	²¹⁴ Bi				
63,29	²³⁴ Th				
911,196	²²⁸ Ac	Th-232 séries	11.63 ± 0.27	C _{Th} = 0.604	
727,1	²¹² Pb				
583,187	²⁰⁸ Tl				
1460,8	⁴⁰ K	Primordial	136.47 ± 3.25	C _k = 0.0417	

III.11.5. Dose efficace annuelle :

L'exposition intérieure aux rayons gamma due à la présence naturelle de U-238, Th-232 et k-40 dans les échantillons de sol mesurés a été déterminée en raison du fait que l'exposition intérieure intrinsèquement plus élevée que celle de l'extérieur, à condition que les matériaux de terre soient utilisés pour la construction (UNSCEAR, 2000). Un facteur de 0.8 a été utilisé comme facteur d'occupation à l'intérieur (ce qui signifie qu'en moyenne dans le monde, 80% du temps est passé à l'intérieur) tandis que 0.7 nGyh-1 était le coefficient de conversion de la dose absorbée (D) dans l'air à la dose efficace reçue par les adultes. La composante intérieure de la dose efficace annuelle, DEA (mSv.a⁻¹), a été estimée selon l'équation suivante [60] :

$$D_{EA} \text{ (mSv.a}^{-1}\text{)} = D_a \times 24 \text{ heures} \times 365 \text{ jours} \times 0.8 \times 0.7 \times 10^{-6} \dots\dots\dots \text{ (III.5)}$$

D'après cette équation la dose efficace annuelle de l'échantillon A zone 1044 de BBA dans le tableau suivant :

$$D_{EA} \text{ (mSv.a}^{-1}\text{)} = D_a \text{ (nSv.h}^{-1}\text{)} \times 0.0049 \text{ h}$$

$$D_{EA} \text{ (mSv.a}^{-1}\text{)} = 30.67 \pm 1.24$$

$$D_{EA} \text{ (mSv.a}^{-1}\text{)} = 0.15 \pm 0.006 \text{ nSv}$$

$$= 0.15 \times 10^{-3} \pm 0.006 \times 10^{-3} \text{ mSv}$$

Alors $0.00015 < 1$

Discussion :

Les indices radiologiques estimés se situaient dans les limites internationalement acceptables, confirmant l'utilisation sûre de ces sols pour la construction de bâtiments destinés à l'habitation humaine sans aucune incidence radiologique.

III.11.6. Une comparaison :

Une comparaison des concentrations d'activité U-238, Th-232, K-40 avec d'autres pays :

Tableau III.9. Comparaison des concentrations d'activité ^{238}U , ^{232}Th , ^{40}K avec d'autres études.

Pays	40K	238U	232Th	^{222}Ra	Références
Australia	62.9	162.8	403.3	326.7	Bereka and Mathew, (1985)
China	44.0	47.0	593.1	156.8	Ziqiang et al. (1988)
Turkey	317.0	210.0	342.0	-	Karahan and Bayulken, (2000)
Egypt	13.0	6.0	433.0	-	Sroor et al., (2001)
China	40.7	21.5	302.6	96.4	Xinwei et al., (2006)
Pakistan	46.5	60.8	698.6	187.2	Tufail et al. (2007)
India	6.5	19.0	314.9	57.9	Ravisankar et al., (2014)
Nigeria	19.7	18.1	167.2	58.5	Nwaka et al., (2001)
Malaysia	16.8	20.1	38.5	48.5	Hassan and Khoo, (2014)
Malaysia	60.7	70.2	229.1	185.8	Solehah et al., (2016)
India	116.1	43.5	300.1	201.5	Raghu et al. (2017)

D'après les valeurs de l'activité dans quelques pays de monde on remarque que les valeurs de K-40 de Nigeria et de Turquie sont supérieures à notre valeur de 146.2 et 317.0 Bq / kg successivement par rapport à notre valeur 136.47 Bq/kg, et la valeur d'activité de U-238 de Égypt. 6 Bq/kg est inférieure a notre valeur 12.99 Bq /kg, mais les autres pays sont supérieurs de 18 Bq / kg à 210 Bq/kg, et la valeur de Th-232 de tous les pays est supérieur de 19.7 à 698.6 Bq /kg à notre valeur de 11.63 Bq /kg, mais dans notre étude il y a l'élément de Cs-137 dans la région N°2 d'activité de 0.96 Bq / kg. Alors il y a un risque de mortalité de cancer mais dans la première région les indices radiologiques estimés se situaient dans les limites internationalement acceptables, confirmant l'utilisation sûre de ces sols pour la construction de bâtiments destinés à l'habitation humaine sans aucune incidence radiologique.

Conclusion générale :

Ce travail a pour but de déterminer qualitativement et quantitativement la radioactivité de l'environnement et particulièrement celle d'origine naturelle. Nous avons utilisé pour cela, une technique très efficace qui est la spectrométrie gamma. Cette dernière est considérée comme étant une technique très puissante pour déterminer l'activité spécifique de chaque radionucléide naturel ou artificiel. Afin d'effectuer les mesures concernant les activités spécifiques des échantillons, Nous avons tout d'abord réalisé un ensemble de mesure pour déterminer les différentes caractéristiques de notre chaîne de mesure, il s'agit : du temps mort, la résolution en énergie et la linéarité intégrale et différentielle. Concernant les mesures de la radioactivité des Sept échantillons prélevés de l'Est de l'Algérie, nous avons constaté la présence des éléments radioactifs naturels des séries U-238, K-40, Th-232.

Notons que, l'élément de Cs-137 a été trouvé dans l'échantillons N°2, c'est un produit de fission parmi les causes directes qui effect ADN et produire le cancer.

Dans la région N° 1, cette étude se situe dans les limites de sécurité recommandées et tolérables, ce qui montre que ces échantillons de sol ne présentent pas de danger radiologique important. Les résultats de cette étude sont d'une grande importance pour la radioprotection et la sécurité de l'environnement, car le sol est utilisé comme matériau de construction à grande échelle dans la zone étudiée. Elles peuvent être utilisées comme données de référence pour la surveillance future de la radioactivité de l'environnement dans la zone d'étude, les indices radiologiques estimés se situaient dans les limites internationalement acceptables, confirmant l'utilisation sûre de ces sols pour la construction de bâtiments destinés à l'habitation humaine sans aucune incidence radiologique.

REFERENCES

BIBLIOGRAPHIQUES



REFERENCES :

[1] : Briant KALL Z, afizara DONNE Martin RASOLONIRINA², Naivo RABESIRANANA 3 et Gérard RAMBOLAMANANA

« Contribution à l'étude de la radioactivité gamma du sable des plages de Ramena et d'Orangea, Antseranana, Madagascar » Afrique SCIENCE 10(4) (2014) 23- 35 23

ISSN 1813- 548X, <http://www.afriquescience.info>

[2] : Sabrina Bekrar, H. Kebir A (2021-2022) université de bba Constrations naturelles de radionucléides dans un échantillon d'eau potable (eaux de sources) de la région de Bordj-Bou-Argeridj- Algérie

[3] : Commissariat à l'Énergie Atomique, 2002 Direction de la communication Bâtiment Siège - 91191 Gif-sur-Yvette cedex www.cea.fr ISSN 1637-5408 la radioactivité

[04] : Dr. Kahina KOUACHI, UNIVERSITE ABDERAHMANE MIRA de Bejaia COURS DE CHIMIE Avec EXERCICES

[5] : Malik BEN TEKAYA Sujet : préparation d'un matériau de référence pour la mesure de la radioactivité naturel. En 2010. Mémoire Présenté pour l'obtention du Mastère de Chimie Physique UNIVERSITÉ DU 7 NOVEMBRE À CARTHAGE

[6] : MAYA press - Mise en pages : Yuvanoé - PhotoDisc - C.Dupont/CEA - Illustrations: Yuvanoé - 04/2014 de la radiologie à la radioprotection L'homme et les rayonnements Conception et réalisation

[7] : UNSCEAR United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. Sources, effects and risks of ionizing radiation. Report to the General Assembly, with annexes, United Nations, New York (1982).

[8]: M.Abusini , Determination of Uranium, Thorium and Potassium Activity Concentrations in Soil Cores in Araba valley, Radiation Protection Dosimetry, Jordan, 128: 213-216 (2007).

[9] : M^{LLE} BENKHAOUA AHLEM M^{LLE} ZIGHA SABRINA MESURES DE L'ACTIVITE DES MATIERES RADIOACTIVES NATURELLES (MRN) AU NIVEAU DES DIFFERENTS FILTRES DELA CIMENTERIE DE MAFTEH-ALGERIE, 2021, Université Saad Dahleb Blida 1 Master en physique

[10] : M^{ELLE} HAMMOUM DJAMILA Université Abou Bekr Belkaid MEMOIRE DE MASTER, MESURE DES RADIATIONS NATURELLES DES SÉDIMENTS ET DE SOL DE HAMMAM BOUGHRARA « OUED MOUILLAH » le 28 /06/2015

[11] : Keltoum Azzoug , estimation de la dose de travailleurs des mines de phosphates, université saad dahleb blida these de master en physique le 02/07/2018.

- [12] C. Prouillac. Synthèse et évaluation de nouveaux composés organiques et phosphorés contre les effets des rayonnements ionisants. Etude de leur mécanisme d'action in vitro.. Autre. Université Paul Sabatier - Toulouse III, 2006. Français.
- [13] HERRACHE NASSIMA, Etude de la radioactivité naturelle dans certains matériaux de construction (brique rouge, sable, ciment noir) région de medjana, bordj- bou arreridj, en Algérie 2023.
- [14] : [http:// www.la-radioactivite.com](http://www.la-radioactivite.com)
- [15] : M^{elle} LARABI Kaouther, Etude de la teneur en radionucléides naturels dans un sol du Hoggar 2020 , UNIVERSITE - BLIDA 1
- [16] Mebarka Mohamed, établissement du niveau de référence de la radioactivité autour des installations nucléaires , UNIVERSIT2 BLIDA 1 THESE DE MASTER 2016.
- [17] : Institut de Physique du Globe de Paris l'Université Denis Diderot Paris 7 en vue d'obtenir le grade de Docteur de l'université Frédéric CARRIER Utilisation de la spectrométrie gamma aéroportée (uranium, thorium, potassium) pour quantifier les processus d'érosion et d'altération.
- [19] : BENELKAID Ahlem, 2021 thèse de Etude de l'impact radiologique due à la radioactivité naturelle dans le gisement de phosphate de Kef-Essenoun, bassin versant du Djebel Onk UNIVERSITE SAAD DAHLAB DE BLIDA,
- [20] : Bouchemma Rafik, détermination de la radioactivité gamma d'un sol contaminé par une explosion nucléaire, université Farhat Abbas Sétif, magister en génie physique en 2009
- [21] : Henery et John, 1972, Little field et Thorley (1974).
- [22] : UNSCEAR, IONIZING RADIATION: SOURCES AND BIOLOGICAL EFFECTS United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation 1982 Report to the General Assembly, with annexe
- [23] : M^{elle} MEZOUAR Nassima & M^{elle} TAZAMOUCHE Dalila , Université Abderrahmane Mira-Bejaia Détermination de l'activité de l'iode-131 dans les échantillons biologiques par spectrométrie gamma. Le 17 juin 2015.
- [24] : Lakehal Chaouki, these de doctorat en physique. Quantification des radionucléides naturels et artificiels dans l'environnement par la spectrométrie gamma : mesures expérimentales et simulation par le code geant3, 2020 , universite des freres mentouri , constantine algérie.
- [25] : Ministre de Travaux publics et Services gouvernementaux Canada (TPSGC) 2011 Numéro de catalogue de TPSGC CC172-79/2011F-PDF ISBN 978-1-100-98361-5 , Introduction à la dosimétrie INFO-0827 Février 2012 L'organisme de réglementation nucléaire de CANADA.CCSN. Téléphone : (613) 995-5894 ou 1-800-668-5284 (Canada seulement) Site web : suretenucleaire.gc.ca

- [26] : Saadia Benhalouche, Support de cours destiné aux étudiants de Master Dosimétrie 01/09/2018 01/09/2018 Maitre de conférences B , Université des Sciences et de la Technologie d'Oran USTO Mohamed Boudiaf
- [27] : Afrique SCIENCE 11(1) (2015) 122 - 135 122 ISSN 1813-548X,
<http://www.afriquescience.info>
- [28] : www.cnsccsn.gc.ca22/03/2024 DODES DE RAYONNEMENT.
- [29] : paradis, H. (2016). Développement de la mesure par spectrométrie gamma en Coïncidence (doctorale dissertation, université paris-Saclay).
- [30] : stats, and author profiles for this publication at : <https://www.researchgate.net>
/publication/221918 Naturel Occurring Radionuclide materials. October 2011
- [31] : Agence fédérale de Contrôle nucléaire AFSN DÉTECTION DE SOURCES RADIOACTIVES À L'AIDE DE PORTIQUES, Obligations et directives Ing. D. Van der Meersch Lic. K. De Wilde Version 2015
- [32] : Yoshihiko kawamura, Keiji Mizuma, Rapport sur la direction technique et le projet de développement de l'industrie Papetière en Algérie, Aout 1969
- [33] : Introduction au rayonnement, L'organisme de réglementation nucléaire du canada décembre 2012, Ministre de Travaux publics et Services gouvernementaux Canada (TPSGC) 2012 Numéro de catalogue de TPSGC CC172-93/2012F-PDF ISBN 978-0-662-71632-7
- [34] B. V. Baron <<Tchernobyl vingt ans après, Nouveau regard sur Tchernobyl, L'impact sur la santé et l'environnement>>. Extrait de la revue Générale Nucléaire N°2, Mars-Avril2006.
- [35] : R.L. KATHREN <<Radioactivity in the environmental, Sources Distribution and Serveillance>> . Harwood Academic publishers,1984
- [36] : Tehami Ilhem, base de données des rapports d'indensité des éléments atomiques, mémoire fin d'étude master 2018, université BBA .
- [37] : www.asn.gouv.fr Direction générale de la sûreté nucléaire et de la radioprotection 6, places du colonel Bourgoïn-75572 paris Cedex 12 téléphone : 0143193636
- [38] : p (116-139) Rapport de l'ASN sur l'état de la sureté nucléaire et de la radioprotection en France 2019, Les principes de la sureté nucléaire et de la radioprotection et les acteurs de contrôle.
- [39] : Formation en radioprotection, santé et sécurité en milieu de travail et d'étude , université de Sherbrooke janvier 2022.
- [40] YVES SOUSSELIER, DENISE GALLON <Demain L'atome >presses documentaires – paris 1960 p 47-48
- [41] Layachi Salah Eddine. www.lesoirdalgerie.com publié en 20 /10/2018 à 12 :00.
- [42]: L. e. Rancoita. P. G, principles of radiation interaction in matter and detection, Singapore: World Scientific publishing, 2004.

- [43] Fabien Panza. Développement de la spectrométrie gamma in situ pour la cartographie de site. Autre [cond-mat.other]. Université de Strasbourg, 2012. Français. NNT : 2012STRAE043 . tel-00975929
- [44] : DENDEN O., Mémoire de magister la radioactivité des eaux thermales de la willaya de Sétif, université Ferhat Abbas-Sétif ,2008/2009
- [45]: UNSCEAR United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. Sources, effects and risks of ionizing radiation. Report 1180076 to the General Assembly with annexes, United Nations, New York (1988), p 56.
- [46] A.cheetah, Y. Hamoum, Concentration du Radium-226 contenu dans des résidus de l'industrie pétrolière. Ingénieur d'état, Génie de l'environnement, Alger (2012).
- [47] : Université du 7 novembre à Carthage. Etude et exploitation d'un mini spectromètre germanium portable. Mohamed NASRI. Centre National des Sciences et Technologies Nucléaires. 13/01/10.
- [48] : M.Hassen. Université des Sciences et de la Technologie d'Oran- Mohamed Boudiaf. . Mémoire de Magister. Etude des effets du traitement chimique sur la détection à scintillation pour les différents types de rayonnements.2012.
- [49] art 28, art 29 de le journal officiel de la REPUBLIQUE ALGERIENNE N° 27 le 13 /04 /2005.
- [50] K.Azzoug,université de saad dahleb blida 1.Master en physique, estimation de la dose pour les travailleurs des mines de phosphates.2018.
- [51] : gestion des déchets. Michel AUGRIS -*Ministère de l'éducation nationale*, Laurent ROY - Université de Rouen.
- [52] : Kebir H., Concentration de l'uranium-238 dans les eaux thermales à l'est algerien. Thèse de Doctorat de universite ferhat abbas-setif ufas 25 / 11 / 2017
- [53] : Publié dans El Watan le 03 - 02 – 2008.bordj Bou Arreridj mechta Fatima
- [54] : Ahmed Saber Publié dans Le Maghreb le 13 - 02 – 2008
- [55] : BENOTMANE Larbi master prévalence des parasites intestinaux humains dans les Wilaya de Sétif et Msila (2015-2020) Centre Universitaire Abdelhafid BOUSSOUF-Mila 2020/2021
- [56] : Khinouche Samah, Meddah Khaoula, Analyse cartographique de l'évolution urbaine sur les terres gricoles de la ville de Bordj Bou Arreridj master 2021
- [57] : MEBARKA MOHAMED, ETABLISSEMENT DU NIVEAU DE REFER RADIOACTIVITE AUTOUR DE NSTALLATIONS NUCLEAIRES, Université de Blida1 Mémoire MASTER :2015/2016
- [58] : Publié Le : Jeudi, 14 Avril 2022 16:33 <https://aps.dz> Algérie presse service

[59] : Rohit Mehraa, Surinder Singh, Department of Physics, Dr. B. R. Ambedkar National Institute of Technology, Jalandhar-144011, India, Department of Physics, Guru Nanak Dev University, Amritsar-143005, India

[60]: Journal homepage: <https://eqa.unibo.it/>, EQA - International Journal of Environmental Quality, ISSN 2281-4485 - Vol. 37 (2020): 11-21, Received 20/6/2019; received in revised form 5/9/2019; accepted 8/10/2019. DOI : 10.6092/issn.2281-4485/9473.

ANNEXES

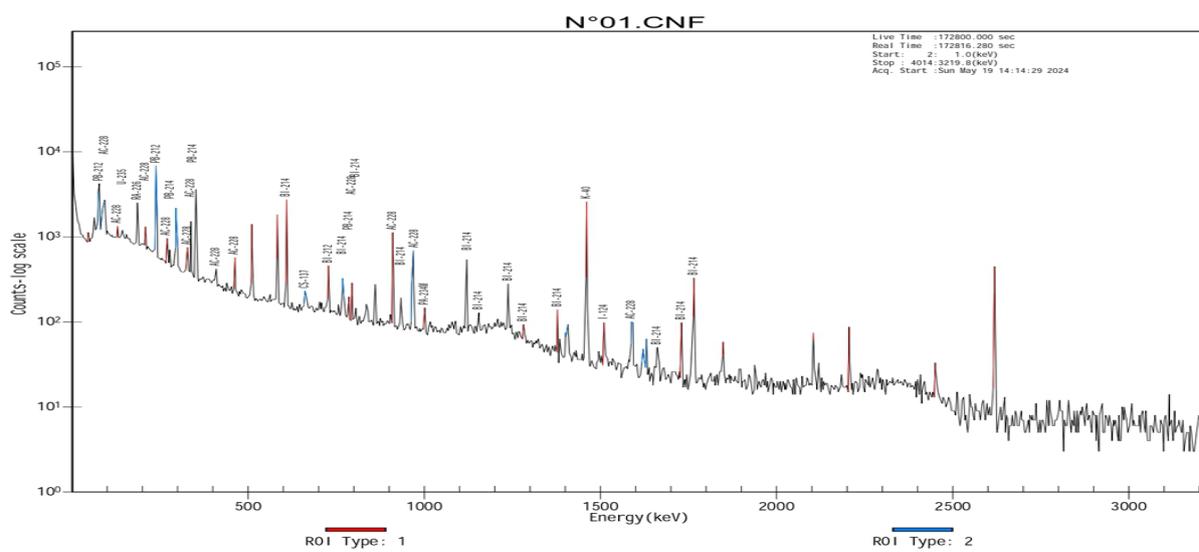


Photo capturée par l'étudiante de la zone A





Photo capturée par l'étudiante de Marinelli



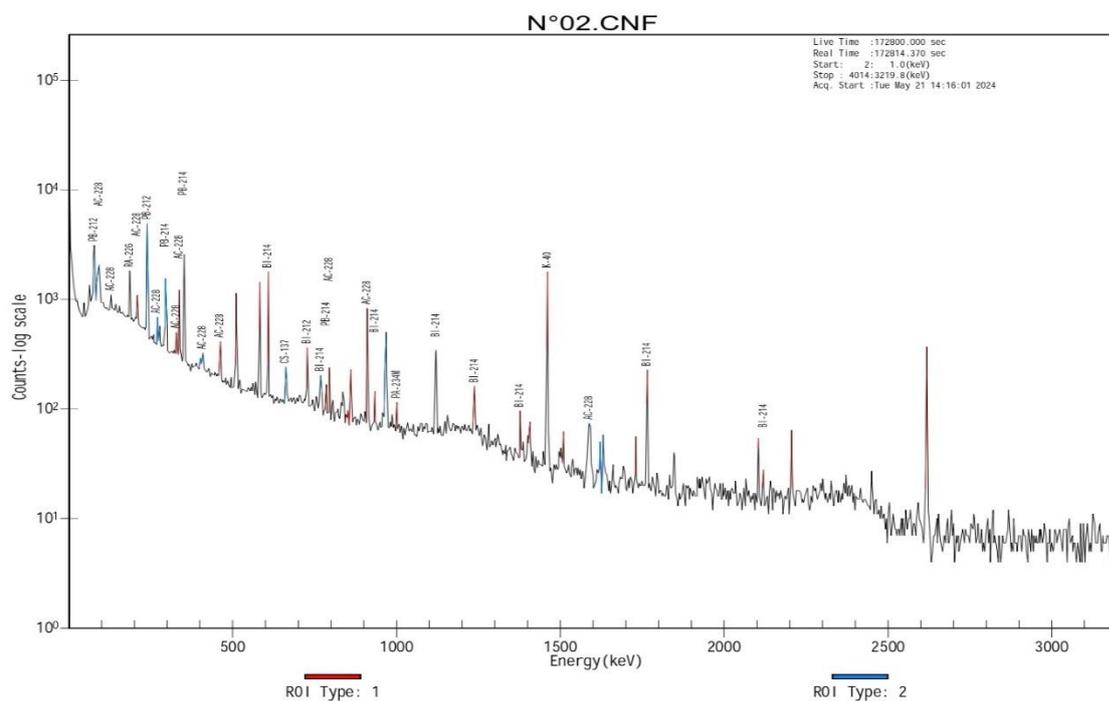


Figure (III.7) : Spectre B de sol de zone industrielle de BBA.180000 s (50heurs)

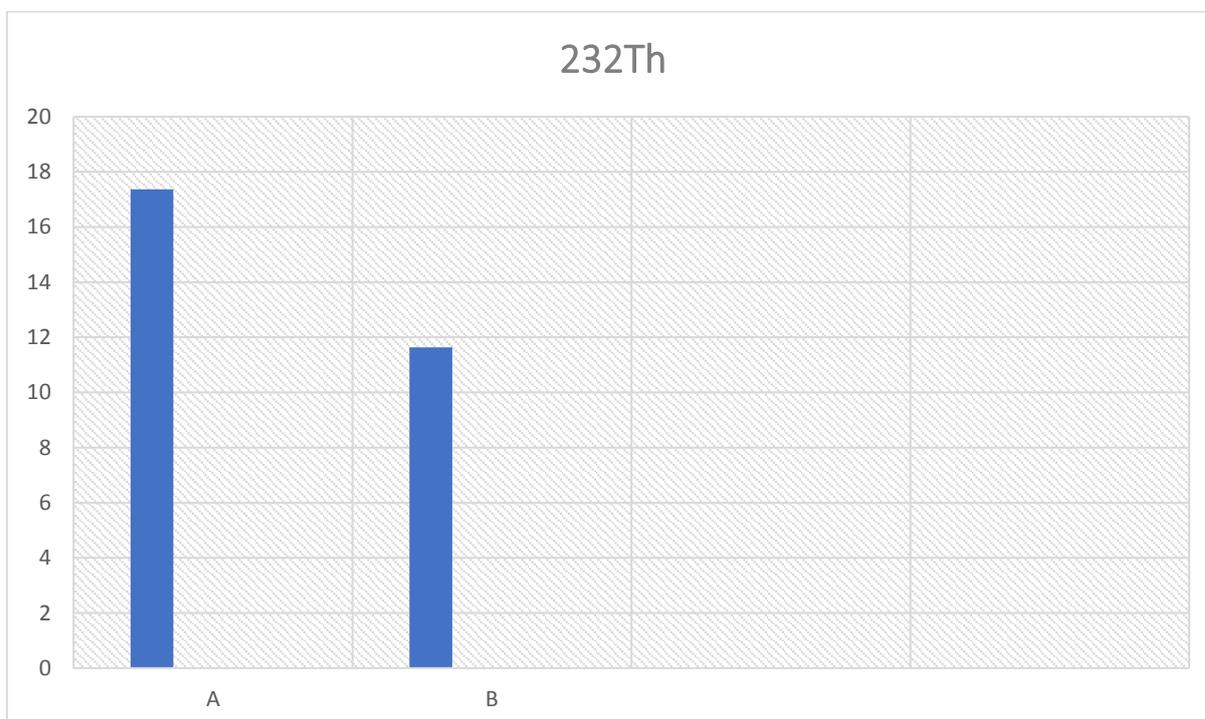


Figure (III.9) : Les activités spécifiques du Th-232 dans les deux échantillons de sol A et B

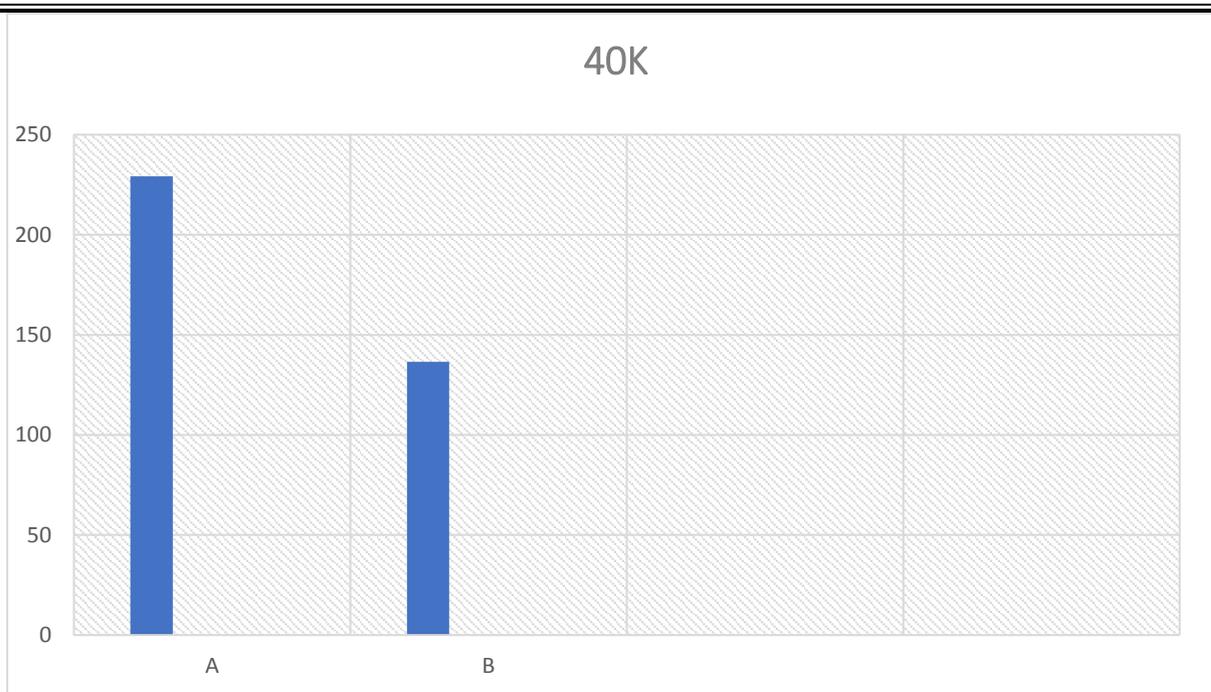


Figure (III.10) : Les activités spécifiques du k-40 dans les deux échantillons de sol A et B

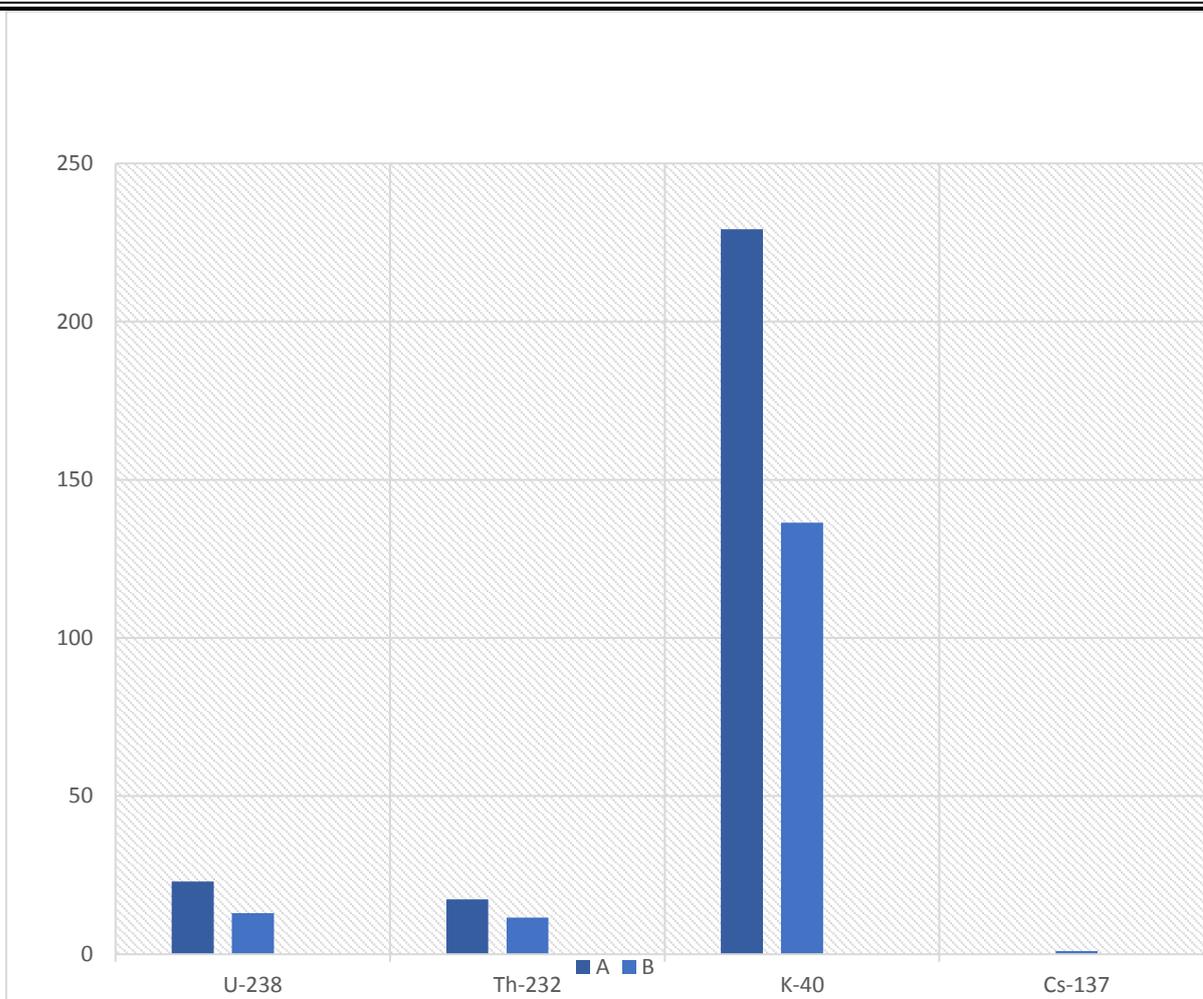


Figure III. 11. La comparaison mutuelle entre les deux échantillons. La concentration de K-40 est très élevée par rapport à Th-232 et U-238.