



Contribution à l'Evaluation de l'Exposition due à la Radioactivité Renforcée dans les Industries Extractives (Cas de l'industrie Pétrolière d'Alger, Extrapolé aux Industries Minières de Cuivre et Cobalt de l'ex-Katanga)

D. Djamba Tshikala^{1}, C. Mpunga Kabengele², M. Saibi Hacene³*

1 : Antenne Provinciale/Haut Katanga, Commissariat Général à l'Energie Atomique

2: Comité National de Protection Contre les Rayonnements Ionisants (CNPRI).

3: Centre de Recherches Nucléaires d'Alger (CRNA)

Abstract:

The management of tailings and mining waste is a real environmental problem, after extraction of the interest metal in the ore; the associated metals are concentrated in the waste. In the article 4 of our national nuclear regulation it is stipulated that the enhanced radioactivity is not excluded from the scope of the regulation as it is a natural radioactivity «disturbed » and therefore falls within the scope of the decree No. 05/022 of 29 March 2005. This has been demonstrated by the results found and confirms the implementation of a strategy for the management and control of waste and residues in the mining sector.

Keywords: NORM, radionuclide, assessment, natural radioactivity, radioactive exposure.

Résumé

La gestion des résidus et déchets miniers pose un réel problème environnemental, au vu de la concentration des métaux accompagnateurs dans les rejets miniers après extraction du métal d'intérêt du minerai. Dans l'article 4 ; la réglementation nucléaire nationale, stipule que la radioactivité renforcée n'est pas exclue du champ d'application de la réglementation puisqu'elle constitue une radioactivité naturelle "perturbée" et de ce fait, entre dans le champ d'application du décret n° 05/022 du 29 mars 2005. Ceci a été démontré par les résultats trouvés et conforte la mise en place d'une stratégie de gestion et de contrôle des déchets et résidus dans le secteur minier.

Mots clés : NORM, radionucléide, évaluation, radioactivité naturelle, exposition radioactive

Digital Object Identifier (DOI): <https://doi.org/10.5281/zenodo.17775535>

1 Introduction

Les industries extractives contribuent au renforcement de la radioactivité naturelle, par le fait que la plupart des éléments à extraire s'accompagnent des radionucléides naturels. Ainsi, pendant l'extraction des matières premières naturelles, il se produit d'une part, une concentration des matières recherchées et d'autre part, une concentration en radionucléides naturels résultant du processus d'extraction du minéral d'intérêt [2].

La concentration en radionucléides naturels peut atteindre des proportions considérables pour devenir une source d'exposition pour l'homme et son environnement. [3].

Même si le niveau de radioactivité naturelle renforcée est parfois faible, mais la quantité produite de radionucléide est souvent très importante et nécessite ainsi la mise en place d'un programme de gestion et de suivi pour une évaluation périodique de cette exposition afin de respecter les limites réglementaires fixées pour les personnes professionnellement exposées, les membres du public et l'environnement.[4].

C'est dans cette optique que cette étude propose la mise en œuvre d'un dispositif d'évaluation de cette radioactivité naturelle renforcée dans les industries extractives.

Pour y parvenir, nous avons évalué les différentes expositions radioactives susceptibles d'être causées par les opérations d'extraction dans l'industrie concernée (cas de l'industrie pétrolière algérienne), nous avons calculé la dose efficace en la comparant aux limites réglementaires afin de proposer les mesures de radioprotection nécessaires.

2. Matériels et methodes

2.1. Matériels

Notre étude a été effectuée sur des échantillons de NORM de l'industrie pétrolière algérienne (constitués des tartres, des boues prélevés des tanks et des canalisations).

NORM est un acronyme anglo-saxon qui signifie : «*Naturally Occurring Radioactive Materials*», qui se traduit en français par *Matériaux radioactifs induits naturellement*, ces matériaux contiennent des radionucléides présents naturellement dans la croûte terrestre avec les opérations industrielles d'extraction des éléments d'intérêts, ces matériaux se retrouvent concentrés sur la chaîne de production et beaucoup plus dans les rejets.

Les échantillons ont été conditionnés et analysés au laboratoire de la Division de l'Environnement, Sûreté et des Déchets Radioactifs (DESDR) du Centre Régional Nucléaire d'Alger (CRNA), néanmoins tout au long de notre développement nous essayerons de faire une corrélation avec les réalités des mines de cuivre et du cobalt de l'ex province du Katanga dans un cas similaire.

Les matériels utilisés sont :

✚ **Un radiomètre** des caractéristiques ci-après :

- Marque: Automess 6150 AD 6/H
- n°série : 130178
- Plage de mesure : 0,01μSv/h-10mSv/h
- Energies de 60 keV-1,3 MeV

✚ **Une chaîne de Spectrométrie gamma** composée des éléments suivants :

- **Détecteur Ge(HP)** de marque CANBERRA avec préamplificateur incorporé + Dewar d'azote liquide ; Rack d'alimentation haute tension ;
- **Electronique associé** : jauge du niveau d'azote, amplificateur, convertisseur Analogique-Numérique (ADC), Analyseur multicanaux (MCA)
- Logiciel d'acquisition et de traitement GENIE 2000
- Ordinateur de marque DELL pour le traitement des résultats
- Imprimante HP Laset Jet 1006
- Sources gamma pour la calibration en énergie et en efficacité : ^{137}Cs , ^{60}Co , ^{152}Eu

✚ **Une hotte**

- ✚ Un plateau et les échantillons secs placés dans des boîtes pour les mesures des débits de doses étiquetés D1 à D5 et d'autres échantillons secs placés dans des petits tubes en plastique fermé hermétiquement avec un bouchon et du scotch préparés pour passer à la spectrométrie gamma.
- ✚ Un préleveur d'air de marque HI-Q Environmental Product Company avec un débit de 40 CFM= 68 m³/h
- ✚ Une Balance de précision de marque KERN EG, Poids max 220g, précision 0,001g

2.2. Méthodes

En ce qui concerne l'évaluation de l'exposition externe, les mesures de débits de doses ont été faites avec un radiomètre de type AUTOMESS, Elles ont consisté à promener lentement le détecteur autour de chaque échantillon et prélever les débits de doses le plus élevés, par la suite les débits de doses ont été mesurés pour chaque échantillon à différentes distances. Et par la suite calculer la dose due à l'exposition externe.

Par contre, pour déduire l'exposition interne nous l'avons estimé par une des méthodes indirectes qui consiste à calculer l'activité incorporée suite à l'inhalation en utilisant *Un Préleveur d'air à travers un filtre*, Connaissant le débit de la pompe, le temps de prélèvement, on détermine le volume d'air piégé sur le filtre et connaître l'activité volumique (Bq/m³) après spectrométrie gamma du filtre. Connaissant aussi le débit respiratoire d'un adulte, le temps de travail, on estime l'activité incorporée.

En suite connaissant les facteurs de dose selon la publication 119 du CIPR, on converti les activités en dose selon la relation $D = F \times A$ (I)

D= Dose en Sv

F=facteur de dose en Sv/Bq, Ce facteur de dose permet de comparer la nocivité des éléments radioactifs, à l'activité ingérée égale.

3. Résultats et analyses

Les résultats des mesures prises sur les échantillons étiquetés **D1, D2, D3, D4, D5** sont les suivants.

3.1. Mesures de débits de doses

Tableau N°1 : Mesures de débits de doses

Débit de dose (μSv/h)	D1	D2	D3	D4	D5
Au contact	3,68	0,54	7,84	4,73	4,88
A 10 cm	1,03	0,20	2,34	1,08	2,15
A 20 cm	0,51	0,14	1,10	0,44	0,80
A 30 cm	0,20	0,11	0,65	0,21	0,25

3.2. Calcul de la dose due à l'Exposition externe

$$E_{ext} = D \times t \quad (II)$$

Où :

- Eext (Sv) : dose due à l'exposition externe ;
- D (μSv/h) : débit de dose moyen au poste de travail ;
- t(s) : durée moyenne de travail par an (Temps de travail considéré = 2000h)

Tableau N°2 : Calcul de la dose due à l'exposition externe

Echantillons	D1	D2	D3	D4	D5
Débit de dose à la surface (μSv/h)	3,68	0,54	7,84	4,73	4,88
Eext (mSv)	7,4	1,08	15,7	9,5	9,76

La contribution de l'exposition externe dans les industries extractives n'est pas la plus importante car :

- ✚ Les radionucléides en présence émettent principalement des rayonnements alpha ou beta avec de faibles probabilités d'émission gamma,
- ✚ Cette dose diminue avec la variation de la distance comme on peut le voir dans le tableau ci-haut.

3.3 Calcul des doses dues à l'Exposition interne

L'exposition interne peut se faire par des méthodes directes (anthropogammamétrie) ou des méthodes indirectes (radiotoxicologie), la radiotoxicologie peut se faire sur des échantillons biologiques ou physiques, comme l'évaluation de la radioactivité incorporée par inhalation de l'air contaminée [6].

Dans les industries extractives l'inhalation des poussières radioactives et du gaz radon constituent les voies les plus probables d'incorporation de radionucléides. La dose due l'exposition interne sera déduite à partir de concentration des radionucléides incorporés par inhalation [7].

3.3.1 Evaluation de l'exposition par inhalation : Calcul de la concentration des radionucléides dans l'air à l'aide d'un préleveur d'air à filtre [9].

La grande part de l'exposition dans les mines d'extraction est due à l'inhalation des poussières. C'est ainsi qu'il est nécessaire de prélever l'air en utilisant un préleveur d'air dans les mines pour s'enquérir du niveau d'exposition due à l'inhalation des travailleurs ou du public résidants aux alentours.



Image 1 : Préleveur d'air à travers un filtre

Le préleveur d'air comporte un système de filtration de l'air ambiant, destiné à recueillir de façon quantitative les fines particules sur un filtre en papier [8]. La dose efficace engagée par inhalation E_{inh} , est calculée par [9]:

$$E_{inh} = \sum_{i=1}^n \bar{C}_{a,i} \cdot CF_{2,i} \cdot T_e \quad (III)$$

Où :

- E_{inh} : Dose efficace engagée par inhalation [mSv]
- $\bar{C}_{a,i}$: La concentration moyenne du radionucléide i dans l'air [kBq/m³]
- $CF_{2,i}$: Facteur de conversion pour le radionucléide i (valeurs tabulées), un débit respiratoire de 1,5 m³ / h est recommandé par la CIPR pour un adulte effectuant des activités légères (IAEATECDOC-1162, p.107)
- T_e : Durée estimative d'exposition [h]

Nous avons simulé l'environnement d'une mine en plaçant nos échantillons dans une hotte et en procédant au prélèvement de l'air en vue d'estimer la quantité qui pourrait être inhalée.

Pour cela nous avons procédé de deux manières :

1. Un prélèvement d'air pendant une heure en mettant une faible ventilation dans la hotte
2. Un autre prélèvement pendant deux heures sans ventilation dans la hotte

En connaissant le débit de la pompe, le temps de prélèvement, nous avons déterminé le volume d'air qui a été piégé sur le filtre et par la suite déterminer l'activité volumique (Bq/m³) par spectrométrie gamma, et calculer l'activité incorporée en (Bq/m³) d'un adulte en connaissant son débit respiratoire et son temps de travail, et calculer ainsi la dose due à l'inhalation selon la formule donnée ci-haut.

Voici ci-dessous les résultats trouvés dans le deux cas avec ou sans ventilation :

Tableau N°3 : Résultats de filtres avec ou sans ventilation

	Masse des poussières piégées (g)	CPS (Ra-226)
Filtre 1 avec ventilation	0,006	37
Filtre 2 sans ventilation	0,041	59

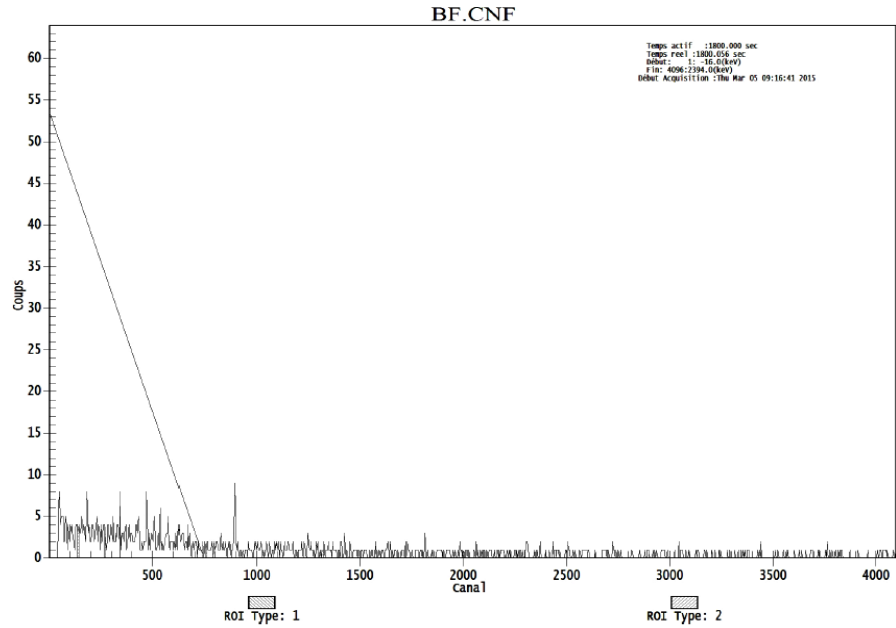


Figure 1 : Spectre du bruit de fond

La figure 1 représente la lecture par spectrométrie gamma du filtre à l'absence d'une quelconque source radioactive, ce qu'on appelle spectre du bruit de fond, comme nous le constatons la radioactivité est presque nulle.

Notons que dans le calcul des activités, après mesures des autres filtres contenant une quelconque source radioactive, le logiciel utilisé fait la différence entre la lecture du filtre avec source et celle du bruit de fond pour trouver la vraie valeur de l'activité du filtre.

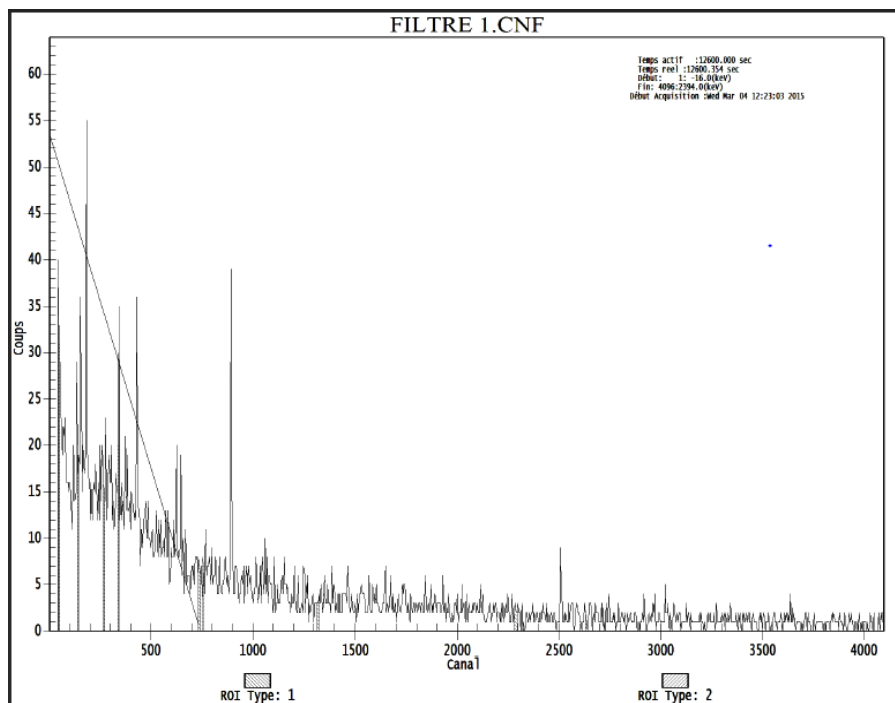


Figure 2 : Spectre du filtre 1

La figure 2 représente la lecture par spectrométrie gamma du filtre recueilli du préleveur d'air placé dans la hotte avec les échantillons après un prélèvement d'air pendant une heure en mettant une faible ventilation dans la hotte.

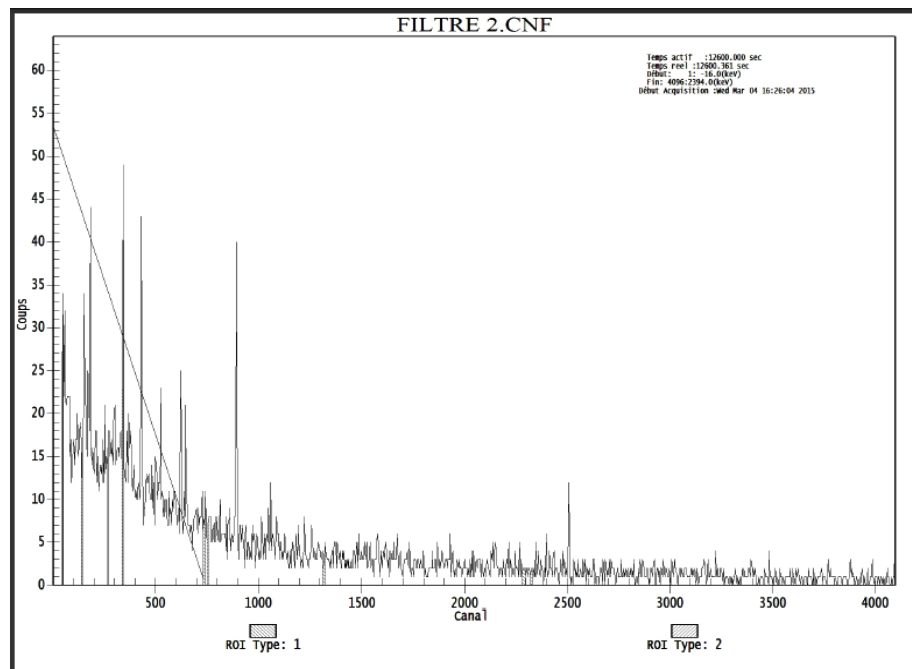


Figure 3 : Spectre du filtre 2

La figure 3 représente la lecture par spectrométrie gamma du filtre recueilli du préleveur d'air placé dans la hotte avec les échantillons après un prélèvement d'air pendant une heure sans actionner la ventilation.

Pour calculer les activités des ces filtres il nous fallait d'abord préparer un filtre standard qui allait nous servir comme filtre de référence afin de déterminer les activités, faute de temps nous ne l'avions pas fait.

Néanmoins, bien que nous n'ayons pas pu quantifier les activités, cependant les spectres ci-haut nous ont permis de prouver effectivement la présence des particules radioactives piégées. Ce qui explique une incorporation radioactive due à l'inhalation dans ce cas.

Les deux derniers spectres nous ont permis de voir la différence de la quantité piégée dans les deux cas d'où l'importance de la ventilation. Le deuxième filtre est 1,6 fois plus radioactif que le premier.

En principe la dose efficace totale devrait s'obtenir en additionnant la composante de la dose due à l'exposition interne et celle due à l'exposition externe,

3.4. Evaluation de la dose efficace [5]

$$E = E_{ext} + E_{int}, (IV)$$

E : Dose efficace

E_{ext} : Dose due à l'exposition externe

E_{int} : Dose due à l'exposition interne

Tableau n°4 Résultats des doses efficaces

Echantillons	D1	D2	D3	D4	D5
Dose due à la composante Externe (mSv)	7,4	1,08	15,7	9,5	9,76
Dose due à la composante Interne (mSv)	Non évaluée				
Total	7,4	1,08	15,7	9,5	9,76

En nous basant seulement sur les résultats de la composante externe selon le tableau n°4, et en nous référant au tableau n°5 fixant les limites réglementaires de doses, nous pouvons conclure que les doses de ces 5 échantillons dépassent la limite réglementaire de 1mSv/an pour le public, En ce qui concerne l'exposition professionnelle les doses annuelles de ces 5 échantillons ne dépassent pas la limite réglementaire de 20mSv/an, cependant l'échantillon D2 doit être considéré comme une zone surveillée et les échantillons D1,D3,D4,D5 doivent être considérés comme des zones contrôlées dans lesquelles il y a des restrictions et les mesures de radioprotection sont de stricte observance.

Tableau n°5 Classification des zones en fonction de doses annuelles

Dose efficace mSv/an	→	1	←→	6	←→	20	→	
Type de zone	Zone publique		Zone surveillée		Zone contrôlée		Zone spécialement réglementée	Zone interdite
Travailleurs autorisés			A et B		A		A	

Etant donné que le laboratoire dans lequel nous avons passé nos analyses disposait d'un standard déjà préparé, malheureusement qui ne pouvait pas nous servir dans les analyses de nos filtres retirés du préleveur d'air car n'étant pas similaire, c'est ainsi avec le standard prêt, nous avons en profité pour préparer nos échantillons et les mettre dans les mêmes conditions que le standard disponible et procéder à l'évaluation des activités des nos échantillons.

3.5 Evaluation des activités

L'évaluation de l'activité dans les différents échantillons de NORM s'avère importante dans les estimations de la dose.

En effet, la réglementation nationale comme les normes internationales de l'Agence Internationale à l'Energie Atomique (AIEA) prévoient des niveaux d'exemption, ces sont des valeurs en dessous desquelles les radionucléides sont considérés comme inoffensifs à l'homme. Ces valeurs reflètent le danger d'un radionucléide par rapport à un autre, elles tiennent compte à la fois des risques d'exposition internes et externes [10].

Les tableaux ci-dessous présentent les niveaux d'exemptions du Radium 226 [11]

Tableau N°6 : Niveau d'exemption du ^{226}Ra

Radium - ^{226}Ra

Half life: 1600 years

Specific activity: $3.66\text{E}+10 \text{ Bq.g}^{-1}$ Decay to be considered: ^{226}Ra to ^{210}Po (pages 13, 165)

$^{226}\text{Ra}_{88}$

Risk group: 1

Risk colour: Red

Main emissions (keV)				
	Gamma or X	Beta (Emax)	Electrons	Alpha
	E %	E %	E %	E %
E1	186 3		168 1	4602 6
E2				4784 95
E3				
% omitted	1		2	<1

Exemption levels	
Quantity (Bq)	$1\text{E}+04$
Concentration (Bq.g^{-1})	$1\text{E}+01$

Transport (TBq)	
IAEA ST1 A1 value	0.2
IAEA ST1 A2 value	0.003

3.5.1. Calcul de la concentration des radionucléides par Spectrométrie Gamma Ge(HP)



Image 2 : chaîne de spectrométrie gamma

La chaîne a été étalonnée en énergie et en efficacité par les sources de Cs-137 Co-60 et Eu-152.

Tableau N°7 : Etalonnage en énergie du détecteur Ge-HP.

Source	Energie (Kev)	N° de canal
Cs-137	661,6	1335
Co-60	1173	2366
	1332,5	2688

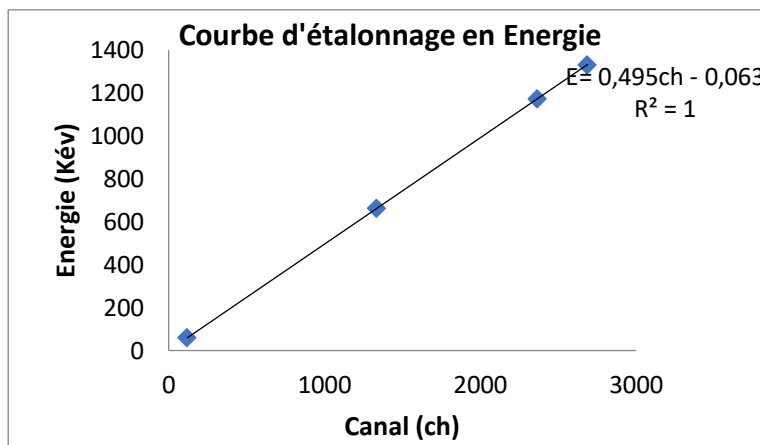


Fig4 : courbe d'étalonnage en énergie

Chaque canal où sont stockées des impulsions de même taille représente une fenêtre d'énergie. La calibration en énergie de la chaîne de détection consiste à traduire la correspondance qui existe entre les canaux et leurs énergies $E = f(N^{\circ} \text{ canal})$. Cette correspondance nous permet d'attribuer à un pic l'énergie qui lui correspond.

Tableau N°8 étalonnage en efficacité

Energie Kev	Efficacité	Incertitude (%)
121,78	0,04119	3,17
244,69	0,02913	3,7
344,27	0,02343	3,23
443,98	0,0184	5,31
778,89	0,0124	4,14
964,01	0,01001	4,21
1085,78	0,01036	4,24
1112,02	0,00973	4

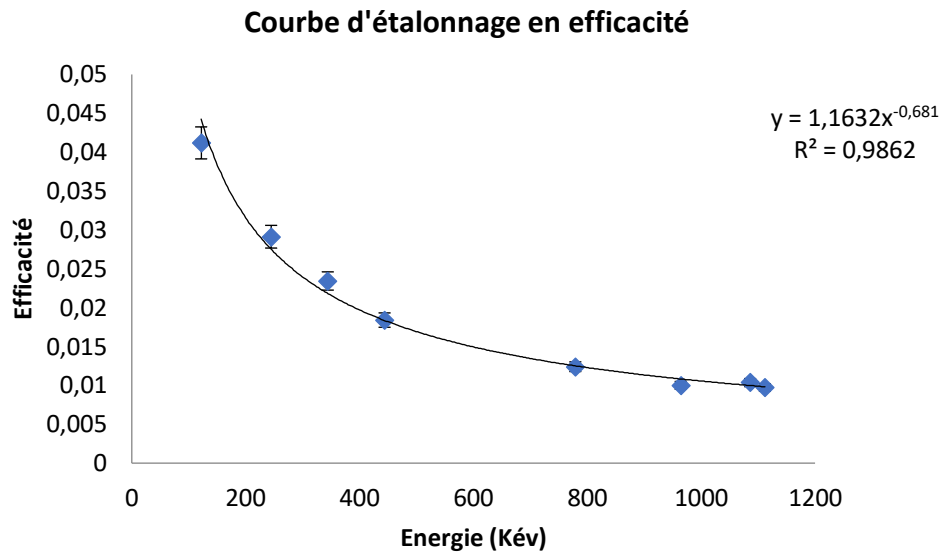


Fig5 : courbe d'étalonnage en efficacité

En pratique, Il n'est pas possible de calculer les valeurs des efficacités pour différentes valeurs d'énergie $\varepsilon = f(E)$ et pour toutes les géométries (en termes de porte-échantillons) qui sont utilisées dans le laboratoire.

Il est donc d'usage de préparer des échantillons standards et de déterminer l'efficacité de la chaîne de mesure de manière empirique. Ces échantillons standards doivent répondre aux exigences suivantes:

- ✚ Ils doivent être similaires aux échantillons à analyser : composition de la matrice, la forme physique et les dimensions.
- ✚ Ils doivent être de même possibles de placer ces échantillons dans la même position par rapport au détecteur.
- ✚ Ils doivent contenir un certain nombre de radionucléides émettant un grand nombre des photons d'énergies différentes pour couvrir le domaine d'énergie qui présente un intérêt.

3.5.2. Calcul des activités [12]

En connaissant le spectre du bruit de fond, la surface comptée, l'efficacité..., l'activité se calcule par la formule :

$$A = \frac{Net}{\varepsilon \cdot I \cdot m \cdot t} - Nbf \quad (V)$$

Où :

- A : activité massique (Bq/g)
- I : probabilité d'émission du pic considéré (%)
- ε : efficacité de détection du pic à l'énergie considérée
- Net : surface nette du pic
- Nbf : surface du pic de « bruit de fond »
- m : masse de l'échantillon analyse en gramme (g)
- t : temps d'acquisition en seconde (s)

3.5.3. Résultats de l'analyse par spectrométrie gamma

Seul le niveau d'exemption du Ra-226 nous a intéressé dans cette étude, pour des raisons de radioprotection, étant donné qu'il est le radionucléide précurseur [13].

Tableau N°9 Résultats échantillon D1

Radionucléide	Activité moyenne pondérée (Bq/g)	Erreur	Masse échantillon (g)	Temps de comptage (s)
Bi-212	5,93	1,48	22,1	1800
Bi-214	231	5,14		
Pb-214	221	6,09		
Ra-226	323	26,0		
U-235	19,6	1,70		

Activité massique D1: 323Bq/g

Activité Totale D1: 7 138Bq

L'activité massique du Ra-226 de l'échantillon D1 est plus de 32 fois supérieure au niveau d'exemption, par contre l'activité totale n'atteint pas les 10.000Bq

Tableau N°10 Résultats échantillon D2

Radionucléide	Activité moyenne pondérée (Bq/g)	Erreur	Masse échantillon (g)	Temps de comptage (s)
Bi-212	0,53	0,25	22,2	1800
Pb-212	2,22	0,21		
Pb-214	4,19	0,25		
Ra-226	7,18	2,21		
U-235	0,44	0,14		

Activité massique D2: 7,18 Bq/g

Activité Totale D2: 159,396 Bq

L'activité massique et totale du Ra-226 de l'échantillon D2 sont inférieures aux niveaux d'exemption,

Tableau N°11 Résultats échantillon D3

Radionucléide	Activité moyenne pondérée (Bq/g)	Erreur	Masse échantillon (g)	Temps de comptage(s)
Bi-212	6,39	0,86	22,5	1800
Pb-212	23,4	1,37		
Bi-214	65,8	1,67		
Pb-214	64,2	2,30		
Ra-226	94,1	9,69		
Ac-228	9,02	0,54		
U-235	5,72	0,62		

Activité massique D3: 94,1 Bq/g

Activité Totale D3: 2117,25 Bq

L'activité massique du Ra-226 de l'échantillon D3 est plus de 9 fois supérieure au niveau d'exemption par contre l'activité totale n'atteint pas les 10.000Bq.

Tableau 12 Résultats échantillon D4

Radionucléide	Activité moyenne pondérée (Bq/g)	Erreur	Masse échantillon (g)	Temps de comptage s)
Bi-212	9,44	1,07	26,2	1800
Pb-212	22,6	1,03		
Bi-214	19,6	0,66		
Pb-214	23,3	0,84		
Ra-226	30,1	4,72		
Ac-228	12,7	0,52		
U-235	1,83	0,29		

Activité massique D3: 30,1 Bq/g

Activité Totale D3: 788,62 Bq

L'activité massique du Ra-226 de l'échantillon D3 est plus de 3 fois supérieure au niveau d'exemption par contre l'activité totale n'atteint pas les 10.000Bq.

Tableau N°13 Résultats échantillon D5

Radionucléide	Activité moyenne pondérée (Bq/g)	Erreur	Masse échantillon (g)	Temps de comptage(s)
Bi-212	7,83	0,86	26,8	1800
Pb-212	21,6	1,29		
Bi-214	57,8	1,45		
Pb-214	53,1	2,00		
Ra-226	76,4	9,59		
U-235	4,64	0,60		

Activité massique D5: 76,4 Bq/g

Activité Totale D5: 2047,52 Bq

L'activité massique du Ra-226 de l'échantillon D5 est plus de 7 fois supérieure au niveau d'exemption et l'activité totale n'atteint pas les 10.000Bq

Suivant les résultats trouvés, la plupart des activités massiques sont supérieures à 10 Bq/g Et pour les activités totales elles sont inférieures à 10.000 Bq du fait qu'il s'agit des petites quantités échantillonnées or les industries extractives en produisent des tonnes.

Donc au vu des ces valeurs, ces échantillons ne peuvent pas être considérés comme exemptés.

3.6. Estimation des doses engagées à partir des activités

Facteur de dose par inhalation du ^{226}Ra : $e(g)_{\text{inh}} F = 2,2 \cdot 10^{-6} \text{ Sv/Bq}$ pour DAMA= $5\mu\text{m}$ [15]

$D=F \cdot A$ [16]

D= Dose en Sv

F=facteur de dose en Sv/Bq,

Tableau N°14 Estimation des doses à partir des activités

Echantillons	Activité massique ^{226}Ra (Bq/g)	Activité Totale ^{226}Ra (Bq)	Dose mSv
D1	323	7138	15,70
D2	7,18	159,396	0,35
D3	94,1	2117,25	4,66
D4	30,1	788,62	1,73
D5	76,4	2047,52	4,50

Les calculs ci-dessus ne sont que des estimations ainsi que les doses qui peuvent en découler.

En nous basant sur les résultats trouvés dans le tableau n°14, et en nous référant au tableau n°5 fixant les limites de doses, nous pouvons conclure que seule la dose de l'échantillon D2 est inférieure à la limite réglementaire de 1mSv, par contre les doses de ces 4 autres échantillons sont supérieures à la dite limite de 1mSv, en ce qui concerne les limites de doses professionnelles les 4 échantillons D1,D3,D4 et D5 n'ont pas atteint la limite de 20mSv/an, néanmoins les doses atteintes représentent les doses des zones surveillées ou contrôlées, là où les mesures de radioprotection devront être de stricte application.

Il ressort de ces résultats que les doses efficaces obtenues dans la plupart des cas elles sont supérieures à la limite du public et pour les travailleurs exposés, les doses obtenues représentent des doses pour les zones surveillées et les zones contrôlées, dans lesquelles les mesures de radioprotection sont de stricte observance.

De ce fait, nous pouvons conclure que le personnel qui travaille dans les industries extractives sont exposés à la radioactivité renforcée suite aux opérations d'extraction, ils doivent par conséquent, être soumis au contrôle réglementaire avec une évaluation périodique de cette exposition qui devrait déterminer les mesures de radioprotection à mettre en place.

Ci-dessous quelques mesures à préconiser :

4. Recommandations

4.1. Mesure de radioprotection à mettre en place

4.1.1. Protection des travailleurs

L'évaluation des doses nous a permis de confirmer les risques d'exposition aux rayonnements ionisants dus aux NORM et cela doit nous servir de base dans le processus d'optimisation de la radioprotection.

Ainsi, les mesures suivantes peuvent être préconisées, en tenant compte de la réglementation nationale et des normes internationales:

- ✚ La réduction de la durée et la fréquence des tâches,
- ✚ L'utilisation d'équipements de protection individuelle contre la contamination et l'inhalation des poussières radioactives et le radon (masque, blouse, gants),
- ✚ L'information et/ou la formation sur les risques radiologiques des personnes exposées et des responsables du département de l'Hygiène, Sécurité et Environnement,
- ✚ La délimitation des zones de travail avec une signalisation adéquate au cas où cela est nécessaire,
- ✚ L'adoption d'une bonne hygiène au travail afin de minimiser les risques de contamination
- ✚ L'arrosage des lieux de travail en cas des poussières.
- ✚ L'aération dans le cas des mines souterraines.
- ✚ L'élaboration des programmes de Radioprotection

4.1.2. Protection du public et de l'environnement : gestion des NORM

L'évaluation des doses nous a montré comment le NORM constitue une source importante d'exposition pour le public et par conséquent certaines mesures doivent être préconisées :

- ✚ Les tubes, canalisations et autres équipements contaminés par les NORM et présentant un débit d'exposition important doivent soit être décontaminés ou considérés comme déchets radioactifs et être stockés sur un site conçu d'avance,
- ✚ L'accès au site doit être réglementé avec une signalisation appropriée, les tartres, les dépôts et les boues doivent y être stockés.
- ✚ Le type ou lieu de stockage sera fonction des déchets, par exemple dans le cas du stockage des déchets issus des industries minières hydrométallurgiques, ils sont souvent sous forme de pulpe et le stockage se fait dans une digue à rejets, cette dernière doit bénéficier préalablement d'une bonne étude de dimensionnement pour assurer sa stabilité, le flux entrant doit être maîtrisé, le site doit être arrosé en cas des poussières.
- ✚ Le site de stockage doit être contrôlé régulièrement
- ✚ En cas d'évacuation définitif, l'autorité réglementaire veillera, au contrôle de la conformité du niveau d'exposition du site et de ses environs avec les limites de libération.

5. Conclusion

Cette étude nous a permis de comprendre comment les industries extractives renforcent la radioactivité, dispersent la contamination sur toute la chaîne d'extraction en générant plusieurs types de déchets qui peuvent, selon la formation géologique et le processus industriel mis en jeu, présenter une radioactivité significative. Cette radioactivité peut présenter un risque pour les travailleurs, les membres du public et l'environnement.

Nous avons constaté que l'exposition due à la radioactivité renforcée peut, dans la plupart des cas être plus importante au-delà des limites réglementaires.

Après évaluation des doses, nous avons constaté que la plupart des doses sont supérieures à la limite du public de 1mSv/an et pour l'exposition professionnelle on a pas atteint la valeur de 20mSv/an, néanmoins les doses obtenues représentent les doses des zones surveillées ou contrôlées dans lesquelles les mesures de radioprotection s'imposent.

Bien que nous n'ayons pas pu travailler avec les échantillons de minerai de cuivre et cobalt comme nous l'aurions souhaité, car prédominant dans notre région, néanmoins l'approche reste la même dans tel ou tel autre cas, et ceci nous a permis de bien comprendre la problématique liée à la gestion des NORM et préconiser certaines mesures importantes.

Au vu des résultats ci-haut trouvés, il nous revient de poursuivre la mise en œuvre de cette étude dans l'environnement minier de notre pays, pour contribuer à la redynamisation des stratégies de gestion des déchets et résidus miniers en vue de la protection des travailleurs, du public et de l'environnement.

REFERENCES BIBLIOGRAPHIQUES

- [1]. **Décret n° 05/022 du 29 mars 2005**, portant réglementation de la protection contre les dangers des rayonnements ionisants
- [2] **Hacène SAIBI**, Guide pour la gestion des matières naturellement radioactives (NORM) à rayonnement renforcé dans l'industrie pétrolière et gazière 2007
- [3] **Professeur Rajaâ CHERKAoui EL MOURSLI**, Sources de rayonnements, cours d'étude Supérieure Régionale en Radioprotection et Sûreté des Sources de Rayonnements Ionisants Rabat –Maroc du 28 octobre 2013-28 Mars 2014
- [4] **François KAZADI KABUYA**, LES NORM, Cours de Formation en Radioprotection dans les Mines, Lubumbashi 27 Juin – 08 Juillet 2011
- [5] **BOUZEGZI**, contrôle radiologique, cours, Formation Supérieure Régionale en Radioprotection et Sûreté des Sources de Rayonnements Ionisants, Alger- Algérie du 09 Novembre 2014 au 02 Avril 2015.
- [6] **MEBHARKA**, Détermination de la dose individuelle due à la contamination de l'air, cours, Formation Supérieure Régionale en Radioprotection et Sûreté des Sources de Rayonnements Ionisants, Alger- Algérie du 09 Novembre 2014 au 02 Avril 2015.
- [7] **Mustapha AIT IFTENE**, Grandeurs et Unités Dosimétriques en Dosimétrie Interne, Cours, Formation Supérieure Régionale en Radioprotection et Sûreté des Sources de Rayonnements Ionisants, Alger- Algérie du 09 Novembre 2014 au 02 Avril 2015
- [8] **Z.Yameogo**, Mini-Projet : La radioactivité renforcée dans les industries extractives, Formation Supérieure Régionale en Radioprotection et Sûreté des Sources de Rayonnements Ionisants Alger- Algérie 2012-2013.
- [9] **AIEA**, Assessing the need for radiation protection measures in work involving minerals and raw materials. 2006
- [10] **Hacène SAIBI**, Gestion des déchets NORM, cours, Formation Supérieure Régionale en Radioprotection et Sûreté des Sources de Rayonnements Ionisants, Alger- Algérie du 09 Novembre 2014 au 02 Avril 2015.
- [11] **Delacroix, J. P. Guerre, P. Leblanc, C. Hickman**: radionuclide and radiation protection data handbook 2002,
- [12] **R.SADOUDI**, radioprotection dans les mines d'extraction de l'uranium, cours, Formation Supérieure Régionale en Radioprotection et Sûreté des Sources de Rayonnements Ionisants, Alger- Algérie du 09 Novembre 2014 au 02 Avril 2015.
- [13] **AIEA**, Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards N° GSR Part 3
- [14] Compendium of Dose Coefficients based on ICRP Publication 60 ICRP PUBLICATION 119
- [15] Évaluation de l'exposition professionnelle due à l'incorporation de radionucléides N° RS-G-1.2
- [16] comment convertir les [becquerels](#) en [millisieverts](#) ?
<https://www.laradioactivite.com/site/pages/facteursdedose.htm>