



DOSIMEX-GX 3.2

CODE DE CALCUL DE DOSE GAMMA

✓ MANUEL D'UTILISATION

Source cylindrique

☒ (Point 2)
 $H^*(10)$ 10.35 mSv/h
 Distance pt 2 100 cm

☒ (Point 1)
 $H^*(10)$ 4.57 mSv/h
 Distance pt 1 100 cm

Les distances source / points doses sont toujours prises à partir de la surface du cylindre source

Matériau source Eau Masse vol.

Rayon externe 100 cm
 Rayon interne 1 cm

Hauteur 100 cm

☒ Ecran(s) de protection

Caractéristiques écran
 Nature Multi-écran Config écrans
 Epaisseur 4.3 cm
☒ Ecran cylindrique [vs pt 1]

Lancer calcul

Matrice source avec activité volumique constante dans tout le cylindre
 Si le rayon interne est non nul, l'activité est répartie dans la couronne cylindrique comprise entre Rint. et Rext

Commentaires
 Calcul réalisé avec l'application DOSIMEX

2.90E+02 μ Sv/h
 Facteur de diffusion en dose 1.75E-03
 Distance 100 cm

Angle 45°
 l'angle doit être compris entre [0°, 89°]

Distance source - écran 100 cm

1.66E+02 mSv/h

Lancer calcul

Caractéristiques écran
 Nature Béton Masse vol.
 Epaisseur 10 cm
 Surface 1000 cm²

Alain VIVIER, Gérald LOPEZ
 JUILLET 2021



PARTIE I.	PREAMBULE	4
I.1	PRINCIPES DE FONCTIONNEMENT DU CODE DOSIMEX-GX 2.2	4
I.2	CORRECTIONS ET MODIFICATIONS PRINCIPALES APPORTEES A LA VERSION ORIGINALE	7
PARTIE II.	UTILISATION DOSIMEX-GX /SOURCES GAMMA.....	11
II.1	CHOIX BASE DE DONNEES RADIONUCLEIDES :.....	11
II.2	CALCUL DE DEBIT DE DOSE GAMMA	13
II.2.1	<i>Choix de la géométrie.....</i>	13
II.2.2	<i>Choix du terme source</i>	14
II.2.3	<i>Choix de la méthode de calcul du build-up.....</i>	15
II.2.4	<i>Les résultats de calcul.....</i>	18
II.2.5	<i>Configuration des écrans.....</i>	19
II.2.6	<i>Ecran-multi-couches.....</i>	20
II.2.7	<i>contribution énergies et RN à la dose dans le modèle ponctuel.....</i>	22
II.3	SPECIFICITES SUR LES GEOMETRIES SOURCES	23
II.3.1	<i>Cas particulier des sources volumiques</i>	23
II.3.2	<i>Matrice source cylindrique a partir de la version 2.1 (avril 2017) et écran cylindrique.....</i>	24
II.3.3	<i>Fonction décalage avec source cylindrique et fil</i>	26
II.3.4	<i>Gradient d'activité volumique avec la source parallélépipède.....</i>	27
II.3.5	<i>Cas particuliers des sources type « tuyau ».....</i>	29
II.3.6	<i>Particularités de la source sphérique</i>	30
II.3.7	<i>Immersion dans un nuage</i>	31
II.4	CALCUL INVERSE ACTIVITE VS DEBIT DE DOSE	32
II.5	CALCUL EFFET DE CIEL.....	35
II.5.1	<i>Mise en oeuvre</i>	35
II.5.2	<i>Méthode mise en œuvre par Dosimex-GX 2.0 pour le calcul du rayonnement diffusé.....</i>	36
II.6	OPTIONS.	38
II.6.1	<i>Option « matériau composite ».....</i>	39
II.6.2	<i>Option « Définir manuellement un spectre d'émission gamma »</i>	40
II.6.3	<i>Importation de données matériau ou tables d'émission à partir d'un fichier externe</i>	41
II.6.4	<i>Option « calcul du débit de dose du au rayonnement de freinage d'une source Bêta»</i>	43
II.6.5	<i>Option « Build-up ».....</i>	46
II.6.6	<i>Option « calculer des épaisseurs d'écrans pour un facteur d'atténuation donné »</i>	47
II.6.7	<i>Option « définir un zonage prévisionnel».....</i>	48
II.6.8	<i>Option « décroissance»</i>	49
II.6.9	<i>Option « Conversion de proportions de mélanges ».....</i>	52
II.6.10	<i>Option multi-écran.....</i>	55
II.6.11	<i>Option « catégorisation dangerosité des sources »</i>	55
II.7	COPIE DES RESULTATS SUR UN FICHIER DEDIE.....	56
II.7.1	<i>Cas des résultats sans graphe</i>	56
II.7.2	<i>Cas des résultats avec graphe</i>	57



PARTIE III.	SOURCES GAMMA SPECIFIQUES.....	61
III.1	SOURCES UOX ET MOX.....	61
III.1.1	<i>Données sources</i>	61
III.1.2	<i>METHODE DE CALCUL</i>	61
III.1.3	<i>RESULTATS COMBUSTIBLE UOX</i>	62
III.1.4	<i>RESULTATS COMBUSTIBLE MOX</i>	65
III.2	SPECTRE TYPE PRODUITS DE FISSION S060	68
III.3	URANIUM APPAUVRI + RAYONNEMENT DE FREINAGE.....	73
III.4	SPECTRE TYPE COMBUSTIBLES UO2 DE RETRAITEMENT.....	76

Partie I. PRÉAMBULE

I.1 PRINCIPES DE FONCTIONNEMENT DU CODE DOSIMEX-GX 2.2

Le code DOSIMEX-GX est un code permettant de calculer les débits d'équivalents de dose gamma et X générés par des émetteurs de rayonnements ionisants de type radionucléide (*photons gamma*) ou générateurs X. C'est un code de type déterministe mettant en œuvre des calculs d'atténuation en lignes droites avec correction de build-up.

RAPPELS ELEMENTAIRES SUR LE PRINCIPE D'UN CODE DETERMINISTE

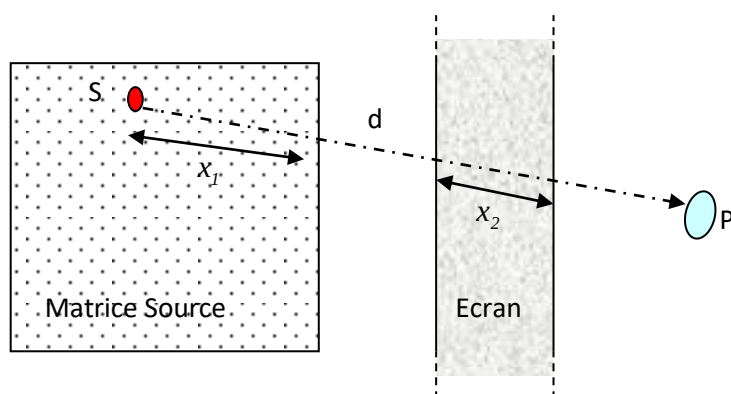


Schéma de principe du calcul d'atténuation en ligne droite

Pour chaque épaisseur x de matière traversée, on obtient un facteur d'atténuation en ligne droite égal à $e^{-\mu x}$, avec μ le coefficient d'atténuation linéique du matériau pour l'énergie des photons considérés. Il est toujours intéressant d'exprimer ces épaisseurs en termes de nombre de longueur de relaxation $n = \mu x$. Ce nombre, sans dimension, est fondamental dans l'expression du **build-up**

Dans la figure ci-dessus, le débit de fluence issu du point source S est atténué, avant d'arriver au point P, par la traversée de la matrice source et de l'écran. Les deux termes d'atténuations $e^{-\mu_1 x_1}$ et $e^{-\mu_2 x_2}$ sont multiplicatifs, et l'atténuation totale en ligne droite est égale à :

$$e^{-\mu_1 x_1} \times e^{-\mu_2 x_2} = e^{-[\mu_1 x_1 + \mu_2 x_2]}.$$

Le débit de fluence après atténuation en ligne droite est donc égal à :

$$\varphi_{att} = \mathcal{A} I_\gamma \frac{\Omega}{4\pi} e^{-[\mu_1 x_1 + \mu_2 x_2]}$$

Avec $\mathcal{A}$ l'activité de la source, I_γ l'intensité d'émission et $\frac{\Omega}{4\pi}$ la fraction d'angle solide, lié essentiellement à la distance.

Remarque importante : certains logiciels utilisent la loi en « $1/d^2$ » pour calculer la fraction d'angle solide. Ce modèle n'est pas adapté pour les distances faibles (<1 cm) et peut conduire à des surestimations totalement hors de propos. Voir sur ce sujet le chapitre 6.1 de l'ouvrage « *calcul de dose générées par les rayonnements ionisants* » et surtout le scénario 2 du dossier de validation)

Dans la mesure où le calcul en atténuation en ligne droite ne prend en compte que les photons ayant conservé leur énergie initiale, le coefficient de conversion permettant de passer du débit de fluence atténué au débit d'équivalent de dose est inchangé. Le débit de dose après atténuation en ligne droite s'écrit :

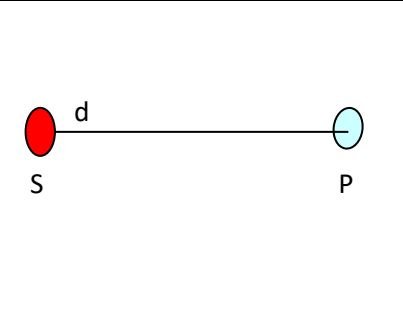
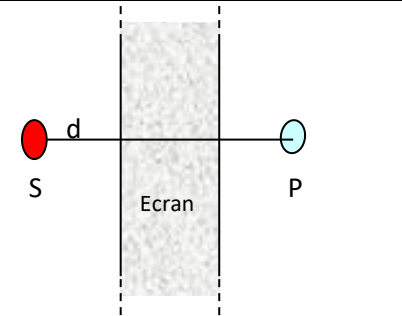
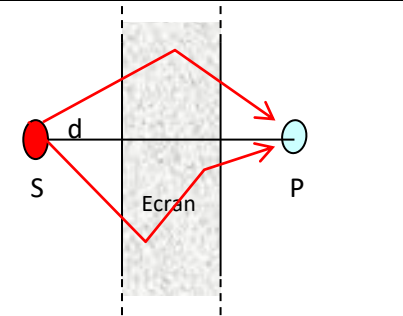
$$H^*(10)_{att.} = h^*(10, E_\gamma) \varphi_{att} = h^*(10, E_\gamma) \mathcal{A} I_\gamma \frac{\Omega}{4\pi} e^{-(\mu_1 x_1 + \mu_2 x_2)}$$

En ce sens, la présence d'un écran amoindrit le schéma simple d'un modèle radiatif purement sphérique (schémas ci-dessous)). Dans certains cas, la présence d'un écran peut même augmenter la valeur totale du débit de dose.

La valeur $\dot{H}_{att.}$, résultat du calcul d'atténuation en ligne droite, doit donc être corrigée pour obtenir une estimation du débit d'équivalent de dose total $\dot{H}_{tot.}$.

La correction est formalisée par un facteur multiplicatif B avec

$$\dot{H}_{tot} = B \times \dot{H}_{att.}$$

		
A) Calcul source nue	B) Atténuation en ligne droite	C) Correction de build-up
$h^*(10, E_\gamma) \frac{\mathcal{A} I_\gamma}{4\pi d^2} *$	$h^*(10, E_\gamma) \frac{\mathcal{A} I_\gamma}{4\pi d^2} e^{-\mu x}$	$B_\infty h^*(10, E_\gamma) \frac{\mathcal{A} I_\gamma}{4\pi d^2} e^{-\mu x}$

Principe de l'atténuations en ligne droite et de la correction de diffusion

* nous avons laissé ici à titre pédagogique la loi en « $1/d^2$ »

Le terme $[B_\infty \times e^{-\mu x}]$ représente le **facteur d'atténuation en dose avec correction de diffusion**.

Le build-up résultant de la diffusion dans deux épaisseurs successives de deux matériaux de natures différentes peut être estimé par l'expression :

$$B_{m1+m2}(E_{\gamma}, \mu_1 x_1, \mu_2 x_2) \approx B_{m2}(E_{\gamma}, \mu_1 x_1 + \mu_2 x_2) + [B_{m1}(E_{\gamma}, \mu_1 x_1) - B_{m2}(E_{\gamma}, \mu_2 x_2)]$$

l'élément (voxel) de source au point S s'écrit :

$$d\dot{D} = B_{total}(\mu_1 x_1, \mu_2 x_2) e^{-[\mu_1 x_1 + \mu_2 x_2]} d_{\phi} I_{\gamma} \frac{\Omega}{4\pi} \mathcal{A}_{vol} dV$$

Avec $\mathcal{A}_{vol}$ l'activité volumique de la source (en considérant une activité volumique uniforme) et dV le volume élémentaire entourant le point S.

Le débit de dose total s'obtient en intégrant cette expression sur le volume total de la source :

$$\dot{D} = \int_{Source} B_{total}(\mu_1 x_1, \mu_2 x_2) e^{-[\mu_1 x_1 + \mu_2 x_2]} d_{\phi} I_{\gamma} \frac{\Omega}{4\pi} \mathcal{A}_{vol} dV$$

En pratique cette intégrale continue est remplacée par une somme discrète obtenue par un découpage discret (voxel) de la source.

A partir de cette expression, on peut aussi définir et calculer le build –up résultant par la moyenne pondérée suivante:

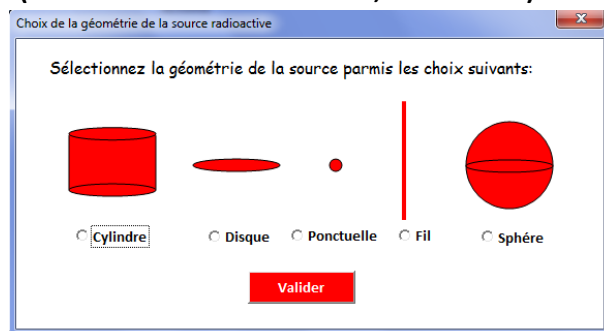
$$\bar{B} = \frac{\int_{Source} B_{total}(\mu_1 x_1, \mu_2 x_2) e^{-[\mu_1 x_1 + \mu_2 x_2]} d_{\phi} I_{\gamma} \frac{\Omega}{4\pi} \mathcal{A}_{vol} dV}{\int_{Source} e^{-[\mu_1 x_1 + \mu_2 x_2]} d_{\phi} I_{\gamma} \frac{\Omega}{4\pi} \mathcal{A}_{vol} dV}$$

Pour ces calculs, DOSIMEX-GX 2.1 utilise les bases de données suivantes

- Pour les coefficients d'atténuation μ : la base de données XCOM/NIST :
<http://physics.nist.gov/PhysRefData/Xcom/html/xcom1.html>
- Pour les coefficients de conversion fluence vers équivalent de dose d_{ϕ} : les valeurs données dans l'ICRU REPORT 57 (*International Commission on Radiations Units and Measurements, 7910 Woodmont Avenue, Bethesda, maryland 20814, USA*)
- Pour les coefficients de build –up : les valeurs données dans le document ANSI/ANS-6.4.3-1991. (*American Nuclear Society, Standarts Committee Working group ANS 6.4.3, 555 North Kensington Avenue La grange Park, Illinoid 60525 USA*)
- Pour les tables d'émissions gamma, les données disponible sur le site Laraweb :
<http://laraweb.free.fr>



1.2 CORRECTIONS ET MODIFICATIONS PRINCIPALES APPORTÉES À LA VERSION ORIGINALE (VERSION CD-ROM 1ERE EDITION, JUILLET 2012)



DOSIMEX-G 1.0

VERSION 1.2

- Correction du bug pour les options Bq.cm^{-3} et Bq.cm^{-1} sur les géométries cylindre, sphère et fil.
- Correction d'un défaut de calcul de l'autoabsorption dans les sphères creuses.
- Amélioration de la loi de composition des build-up, notamment entre un écran mince et un écran épais, dans des matériaux très différents, de telles configurations étant susceptibles de générer, dans la version initiale, des build-up aberrants.
- Extension de la base de données X Com (*coefficients d'atténuation linéique*) de 3 MeV à 15 MeV.
- Passage d'un maillage uniforme à un maillage en puissance, adapté à l'énergie des photons et la nature des matériaux, afin de pouvoir prendre en compte des sources de très grandes dimensions (voir §II.6).
- Prise en compte du matériau « Air »
- Création d'une option permettant de modifier les masses volumiques des matériaux source et écran.
- Ajout d'une pseudo-source monoénergétique (choix élément « Mono E » de 10 keV à 15 MeV) permettant des études paramétriques en fonction de l'énergie.

VERSION 1.3.1

- Ajout de la géométrie source parallélépipédique.
- Possibilité de deux écrans avec la source ponctuelle
- Calcul de dose générateur X médical ou industriel et calcul suivant norme NFC 15-160
- Modification du calcul des build-up. Abandon du modèle de Taylor (voir §II.2)

VERSION 1.3.2

- Modification du calcul NFC 15-160 : création calcul méthode abaque
- Possibilité création spectre source personnalisée
- Correction d'un défaut de codage dans la prise en compte de radionucléides multiples



VERSION 1.3.3

- Implémentation de méthodes alternatives de calcul de la norme NFC 15-160
- Option écrans multiples pour les sources gamma
- Option calcul de dose générée par le rayonnement de freinage et/ou d'annihilation (β^+) d'une source Bêta.

VERSION 1.4

- Calcul de débits de dose à l'intérieur de volumes contaminés sur les surfaces internes
- Calcul inverse activité vs spectre isotopique et débit de dose mesuré
- Nouvelle option permettant de déterminer un zonage radiologique
- Choix de la nature de l'anode avec le générateur X.

VERSION 1.4.1

- Correction d'un bug sur le calcul de la surface des pics X de fluorescence versus intensité (mA) dans le calcul débit de dose générateur X
- Calcul débit de dose diffusé et spectre dans l'application calcul générateur X
- Calcul du build-up moyen généré par l'écran éclairé par le primaire du générateur X
- Calcul du débit de dose du au à la fluence directe dans le calcul « effet de ciel gamma »
- Ajout d'un champ dans la boîte de dialogue permettant de rajouter un commentaire dans la feuille de synthèse

VERSION 2.0 (SECONDE EDITION, MARS 2016)

La version 2.0 intègre les modifications précédentes + :

- Calcul $H_p(3)$ (dose cristallin)
- Mise en place d'un écran sur le trajet du diffusé dans l'option « générateur X »
- Possibilité de multi-écran dans la modélisation générateur X
- Option décroissance et relation masse-activité
- Calcul DED pour des hauteurs variables en regard de la source cylindrique et fil
- Modification bases de données émission gamma : prise en compte d'émission X de faibles énergies (10 keV, 30 keV) pour environ 80 radionucléides (Am 241, I 125 ...). Voir dossier de validation scenario 1
- Affichage $H^*(10)$ directement sur les boîtes de dialogues à la place du kerma air
- Base de données émetteur Bêta pour l'option rayonnement de freinage
- Zonage opérationnel dans l'option zonage
- Option permettant de convertir de l'une à l'autre les fractions de mélanges massique, isotopiques ou en activité



Choix de la géométrie de la source radioactive

Sélectionnez la géométrie de la source parmi les choix suivants:



☒ Cylindre



☐ Disque



☐ Ponctuelle



☐ Fil



☐ Sphère



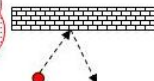
☐ Parallélépipède



☐ Interne cylindre ou
parallélépipède
contaminé



☐ Immersion
(eau ou air)



☐ Effet de ciel



☐ Générateur X
modèle physiq
NF C 15-160 (20

Valider

VERSION 3.0 (2019)

PARTIE RADIONUCLÉIDES

- Implémentation de la géométrie matrice source cylindrique évidée avec écrans de protection cylindrique
- Possibilité de remplir ce cylindre évidé avec de l'eau (modélisation tuyau)
- Base de données externes permettant de mémoriser de nouveaux matériaux et de nouvelles tables d'émission.
- Rajout source « immersion dans un nuage » (commun avec Dosimex-I)
- Mise en place d'un fichier permettant d'enregistrer les résultats
- Calcul de la dose efficace en antéro-postérieur (E(AP) dans la feuille de synthèse
- Matériau Uranium dans l'option rayonnement de freinage
- Source gamma U appauvri prenant en compte le rayonnement de freinage
- Implémentation d'une quarantaine de radionucléides (*terres rares*) expérimentés en médecine nucléaire (Tm, Gd, Dy..)
- Prise en compte d'une note technique de calcul réalisé par AREVA NT réalisant des calculs MCNP sur les scénarios du dossier de validation de Dosimex-GX
- Modification coefficient de build-up pour les matériaux légers : eau, béton, Aluminium, calcium, air
- Calcul facteur d'atténuation écran dans le modèle source ponctuelle
- Contributions de chaque raies gamma à la dose et contribution de chaque radionucléide le cas échéant dans le modèle source ponctuelle

PARTIE GÉNÉRATEUR X

- Amélioration du temps de calcul sur le calcul du diffusé avec le modèle générateur X
- Validation renforcée sur la modélisation générateur X vs rapport CEA-R 6457
- Calcul diffusé vers l'avant pour le générateur X
- Rédaction d'un manuel spécifique plus complet pour le générateur X incluant le dossier de validation
- Implémentation fluorescence X pour calcul de diffusion sur un écran, utilisé dans la fonction « effet de ciel » en gamma et avec le générateur X.
- Calcul en $H^*(10)$ avec le générateur X au lieu de kerma air
- Option permettant de calculer directement la dose en fonction de la charge en mA.min
- Implémentation de la norme NF C 15-160 de 2018
- De façon générale renforcement significatifs des dossiers de validation

VERSION 3.1 (2021)

PARTIE RADIONUCLEIDES

- Enrichissement base de données radionucléides :
 - Radionucléides utilisés en médecine nucléaire : Dysprosium, gadolinium, Ra224-E, Ac225-E, At211-E
 - Prise en compte rayonnement de freinage pour Y90 (eau, verre, Uranium), Rh106, Tl208.
 - Spectres spécifiques Uranium de retraitement combustible (cf III.4)

PARTIE GENERATEUR X

- Amélioration logique de calcul NFC 15-160
- Amélioration calcul sur le diffusé transmis dans le modèle physique

Partie II. UTILISATION DOSIMEX-GX /SOURCES GAMMA

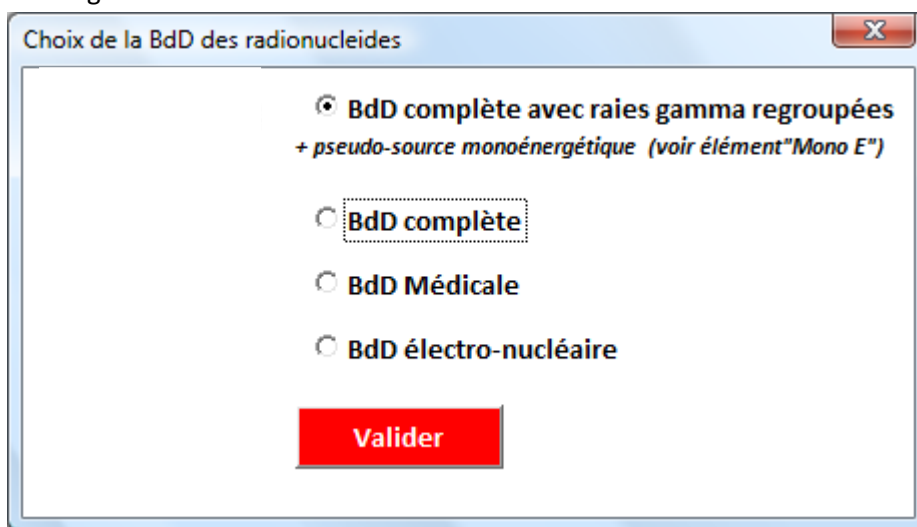
II.1 CHOIX BASE DE DONNÉES RADIONUCLÉIDES :

Le code DOSIMEX-GX 3.0 utilise, pour les calculs associés à des sources gamma, différentes bases de données de radionucléides (spectre énergies et intensités d'émission).

Quatre bases de données sont disponibles et peuvent être mise en œuvre en cliquant sur la barre de commande « *Choix Base de donnée radionucléides* ».



La fenêtre de dialogue suivante s'ouvre :



Par défaut, la base de données sélectionnée est la *base de données complète avec raies gamma regroupées*. Le cryptage de l'application interdisant tout enregistrement à la fermeture du code, l'application se lancera sur cette base de données à chaque ouverture.

❖ BASE DE DONNEES COMPLETE AVEC RAIES GAMMA REGROUPEES

Cette base de données a été établie pour limiter les temps de calculs en regroupant certaines raies gamma d'énergies proches. L'application utilise alors une énergie gamma moyenne, pondérée par l'intensité d'émission et une intensité totale égale à la somme des intensités. Ainsi, par exemple le spectre de l'américium 241 qui comporte 191 raies gamma identifiées dans la base de données complète, se limite à 6 raies gamma dans la base de données complète avec raies gamma regroupées. Lors d'un calcul de débit de dose, les énergies et intensités des raies gamma utilisées sont affichées en haut à droite sur la page de synthèse.

Dans cette base de données a été rajouté :

La possibilité de choisir un pseudo-émetteur monoénergétique « **Mono E** » pour des calculs paramétriques plus rapides. Les énergies disponibles sont limitées à des valeurs précises (10 keV, 20, keV...) dans une progression logarithmique jusqu'à 15 MeV. Pour choisir une énergie quelconque, voir ci-après « *compléter une base de données* »

Les tables d'émission type des combustibles irradiés de type UOX ou MOX en fonction des temps de refroidissement. Ces tables sont données en fonction de la masse et non de l'activité. Voir annexe en fin de manuel

❖ **BASE DE DONNEES « MEDICAL » & BASES DE DONNEES « ELECTRO-NUCLEAIRE »**

Ces deux bases de données sont des bases réduites extraites de la base de données complète avec raies gamma regroupés, et limitées aux radionucléides usuellement rencontrés dans ces deux domaines spécifiques

❖ **BASE DE DONNEES COMPLETE**

Cette base de données n'utilise pas le principe de regroupement des raies gamma et par principe donne des résultats plus précis. Elle entrainera cependant en général des temps de calcul plus important. En effet le temps de calcul, pour une configuration donnée, est proportionnel aux nombres de raies gamma prises en compte

❖ **COMPLÉTER UNE BASE DE DONNEES**

Il est possible d'ajouter des radionucléides à la base de données. Pour cela il vous faudra vous diriger dans l'onglet « **OPTION** » sélectionner « Définir manuellement un spectre d'émission gamma » : voir chapitre sur les options §1.3.

Une fois le choix de votre base de données effectué, vous êtes prêt à utiliser DOSIMEX-GX 3.0 .

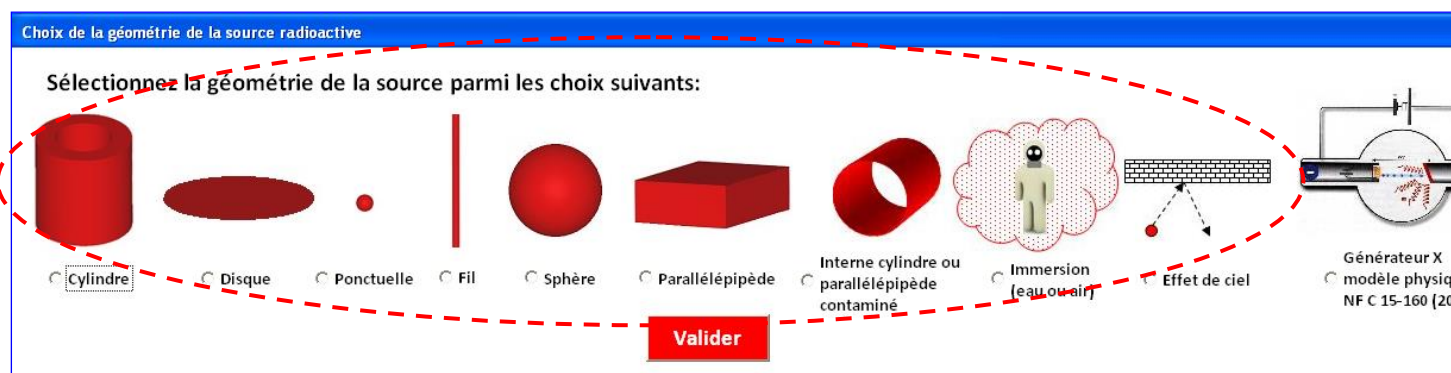
II.2 CALCUL DE DÉBIT DE DOSE GAMMA.

II.2.1 CHOIX DE LA GÉOMÉTRIE

Il suffit de cliquer sur le bouton actif « *Calcul de dose gamma et X* » pour faire apparaître la boîte de dialogue proposant les différents sources possibles, gamma ou X :



Une boîte de dialogue s'ouvre, vous proposant les configurations suivantes :



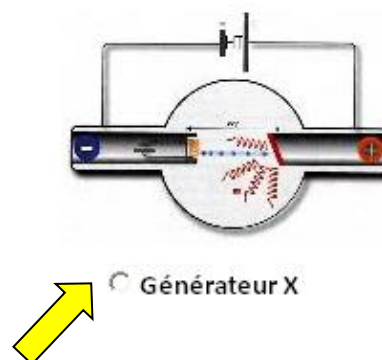
Les 9 premières configurations sont relatives aux géométries sources contenant le ou les radionucléides émetteurs gamma choisis. La dernière configuration correspond aux calculs pour les générateurs de rayons X. Cette application spécifique est présentée dans la partie III de ce document. Pour une utilisation en calcul de dose gamma l'application permet le calcul pour des sources cylindrique, disque, ponctuelle, fil, sphérique ou parallélépipède.

Pour les sources volumiques (*resp. surfacique, linéique*), on considère que l'activité volumique (*resp. surfacique, linéique*) est constante et homogène dans la source.

La géométrie « cylindre ou parallélépipède contaminée », rajoutée avec la version 1.4, permet par exemple de déterminer le débit de dose à l'intérieur d'une tuyauterie en fonction de la contamination surfacique de la paroi interne.

L'option « effet de ciel » permet de déterminer le débit d'équivalent de dose générée par la diffusion d'un rayonnement primaire sur une plaque d'un maté

Pour l'option générateur X voir [manuel spécifique](#)



II.2.2 CHOIX DU TERME SOURCE

Après avoir choisi une géométrie source, la boîte de dialogue « *Terme source* » vous permettant de choisir le ou les radionucléides présents, ainsi que leurs activités respectives, s'ouvre :

The dialog box titled "Terme source" has a close button (X) in the top right. It contains the following elements:

- Elément:** A dropdown menu showing "Cs".
- Isotope:** A section containing:
 - Nombre de masse:** A dropdown menu showing "137".
 - Activité:** A text input field showing "1E9".
- Units:** A group of radio buttons for selecting units:
 - ☒ Bq
 - ☐ kBq
 - ☐ MBq
 - ☐ Bq/cm³
 - ☐ Ci
- Valider:** A red button at the bottom center.

Vous devez tout d'abord saisir la nature chimique de l'élément (Cs ou Co etc.) ; La boîte de dialogue vous propose alors de choisir l'isotope souhaité en précisant son nombre de masse ainsi que son activité

Une fois les renseignements saisis Cliquer sur « *Valider* » pour enregistrer la saisie.

Remarques :

- Si vous souhaitez utiliser un radionucléide que vous avez ajouté à la base de données à l'aide de l'option manuelle, celui-ci se trouvera en fin du menu déroulant « *Elément* ». Dans ce cas éviter la saisie automatique du symbole associé à votre élément car il est possible qu'un élément similaire à celui que vous avez saisi soit déjà enregistré dans la base de données.
- La saisie de l'activité accepte les notations scientifiques exemple pour 1GBq vous pouvez saisir 1E9 puis valider le bouton « *Bq* ».
- Les activités spécifiques évoluent en fonction du type de source sélectionnée : Bq.cm⁻³ pour les sources volumiques, Bq.cm⁻² pour les sources surfaciques, Bq.cm⁻¹ pour les sources linéaires.

Après validation, l'application vous propose alors de saisir éventuellement un autre radionucléide :

The dialog box contains the following elements:

- Text:** "Souhaitez-vous ajouter un nouveau radionucléide au mélange ?"
- Buttons:** Two radio buttons, "Oui" and "Non". The "Non" button is selected.
- Valider:** A red button at the bottom center.

Si vous sélectionnez « *oui* » l'application ouvrira une nouvelle fois la fenêtre « *Terme source* ».

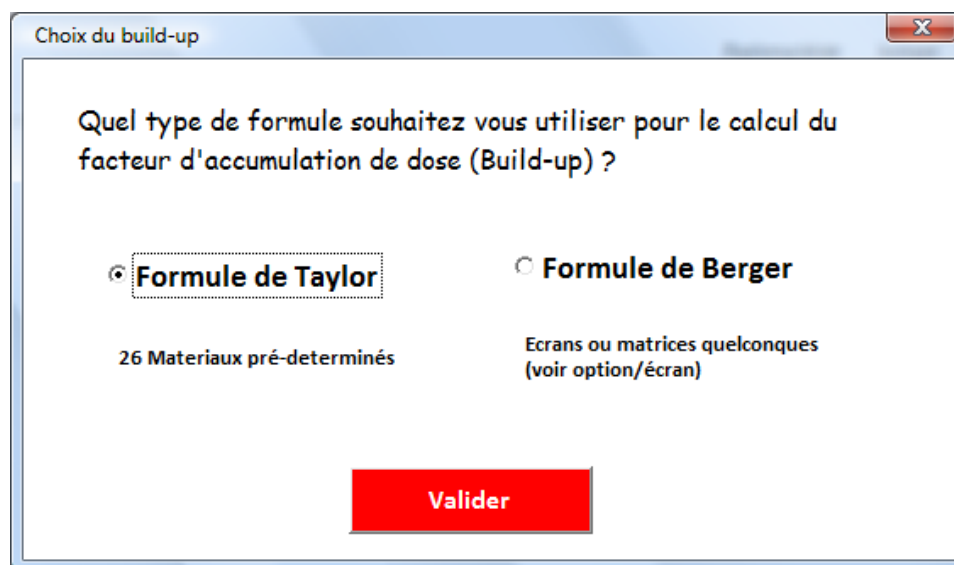
Vous pouvez utiliser jusqu'à **15 radionucléides différents** dans votre calcul

Si vous sélectionnez « *non* » l'application vous demandera alors de choisir le type de modèle de calcul de build-up que vous souhaitez utiliser pour vos calculs. Ce qui peut pour certaines géométries, notamment cylindre et parallélépipède, augmenter considérablement le temps de calcul.

II.2.3 CHOIX DE LA MÉTHODE DE CALCUL DU BUILD-UP

A. VERSIONS ANTÉRIEURES À LA VERSION 2.0

L'application fonctionne sur un modèle déterministe basé sur un calcul d'atténuation en ligne droite dans la matrice source et dans le ou les écrans éventuels. Ce modèle nécessite l'application d'un facteur de correction, le Build-up, afin de prendre en compte l'influence du rayonnement diffusé sur la valeur du débit de dose. Deux modèles de Build-up ont ainsi été paramétrés, le modèle de Taylor et le modèle de Berger. (Cf ouvrage § 6.1.6.4)



Le modèle de Taylor ne permet des calculs que pour 26 matériaux prédéfinis. Le modèle de Berger, plus simple mais moins précis, permet si nécessaire de prendre en compte n'importe quel type de matériau, simple ou composite. Quelques matériaux complémentaires ont été définis pour l'option build-up de Berger, mais il est possible de définir un matériau quelconque : voir chapitre sur les options, option « matériau composite »

Remarque : la version DOSIMEX-G 1.3.3 propose, dans l'option « modèle de Taylor » une méthode de calcul différente de la version initiale, mais toujours conforme au document de référence ANSI/ANS 6.4.3 (1991). Pour plus de précision sur ce changement, voir §II.2.

Après avoir choisi et validé le modèle de calcul du build-up, la fenêtre de dialogue associée à la configuration géométrique choisie s'ouvre :

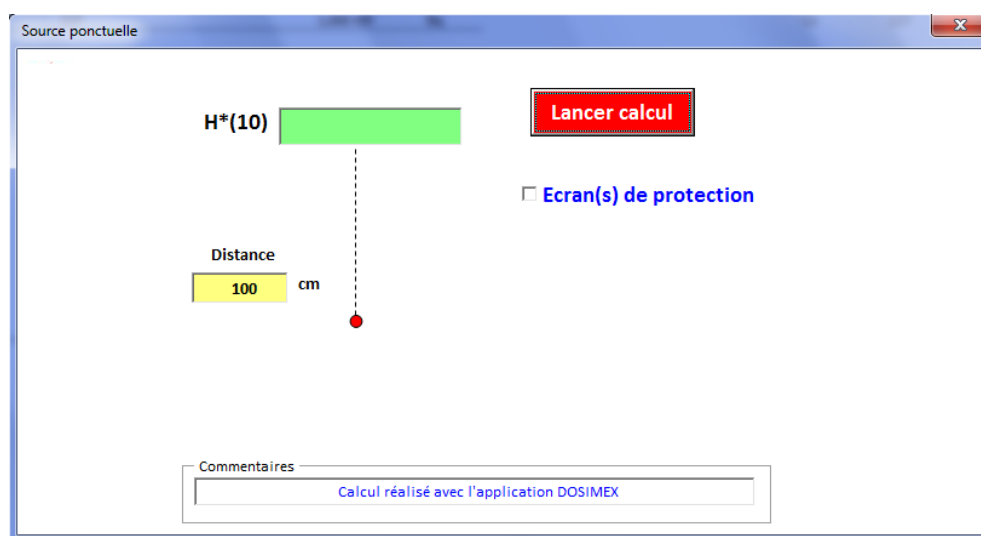
B. A PARTIR DE LA VERSION 2.0

Les listes de matériaux « Taylor » et « Berger » ont été fusionnées. L'utilisateur n'a plus besoin de choisir. Les matériaux jusqu'à « Azote » utilisent le Build-up de Taylor (référence ANSI/ANS 6.4.3 (1991) et les matériaux qui suivent utilisent le build-up simplifié de Berger. **La boîte de dialogue précédente n'existe plus.**

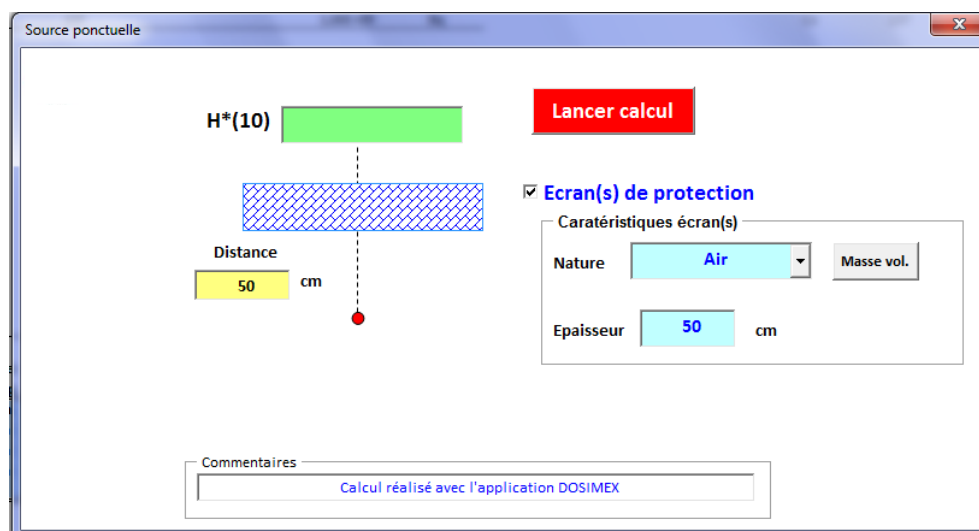
A noter que les matériaux construits à partir de l'option « nouveau matériau » utilisent eux aussi le BU de Berger. Y compris pour des matériaux existants dans la liste « BU de Taylor ». Ainsi un calcul avec un écran de plomb choisi dans la liste prédéfinie donnera un résultat différent avec un plomb construit avec l'option « nouveau matériau », avec une même masse volumique (*constat remonté par des utilisateurs*)

❖ Exemple de calcul avec la géométrie « source ponctuelle » :

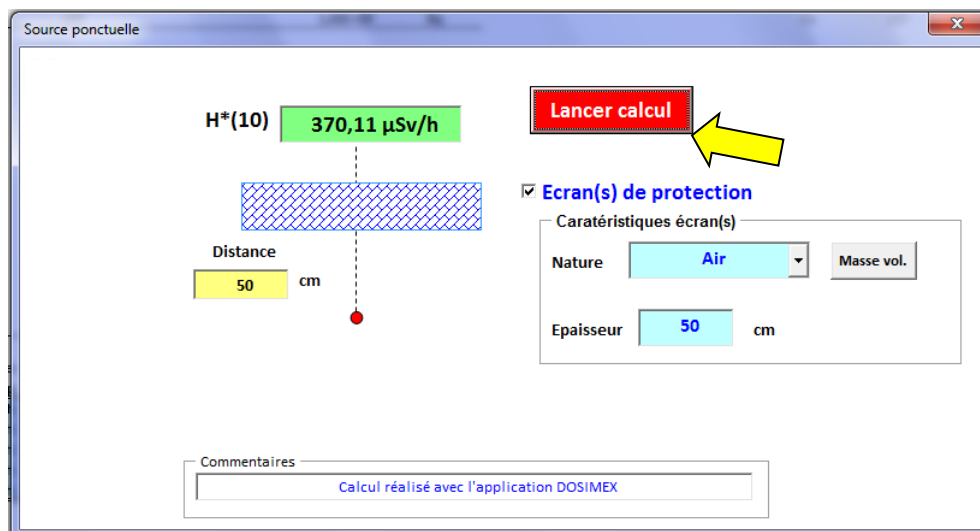
Par défaut l'application vous propose d'effectuer un calcul **dans le vide** à une distance de 100cm.



Vous pouvez modifier la distance et également intervertir entre la source de rayonnement et le point de mesure un écran de protection, comme dans ce cas de figure correspondant à un calcul dans l'air pour une source situé à 50cm.



En cliquant sur le bouton « *Lancer calcul* » l'application effectue le calcul associé à votre configuration :



II.2.4 LES RÉSULTATS DE CALCUL

La valeur affichée dans la boîte de dialogue correspond au **débit d'équivalent de dose ambiant $H^*(10)$** . L'ensemble des grandeurs radiométriques réglementaires essentielles (CIPR 74) sont indiqués sur la feuille de synthèse :

- Débit de kerma dans l'air $\dot{K}_a$
- Débit d'équivalent de dose ambiant $\dot{H}^*(10)$
- Débit d'équivalent de dose individuelle $\dot{H}_p(10)$
- Débit d'équivalent de dose cristallin $\dot{H}_p(3)$ (cf rapport CEA, voir dossier validation)
- Débit d'équivalent de dose directionnel $\dot{H}'(0,07)$
- Débit de dose efficace en antéro-postérieur E(AP) (version 2.2)

Les valeurs sont données à la fois avec prise en compte du build-up et sans prise en compte du build-up.

Vous trouverez également sur cette feuille de synthèse :

- Le spectre gamma utilisé
- Le listing des radionucléides saisis
- Leurs activités respectives
- La nature du build-up utilisé
- La distance source-détecteur
- Le type de matrice source, géométrie et matériau
- L'épaisseur et la nature des écrans

DOSIMEX-GX 2.2 a

CALCUL DEBIT DE DOSE GAMMA ET X

CALCUL ACTIVITE VS DED

OPTIONS

Choix base de données RN

Manuel sources gamma

V

Source		Terme source		Spectre gamma			
Radionucléide	Ponctuelle	Activité		Radionucléide	Isotope	E(keV)	I (%)
Cs	137	1.00E+09	Bq	Cs	137	33 keV	6.9 %
				Cs	137	662 keV	84.99 %

Condition d'exposition:

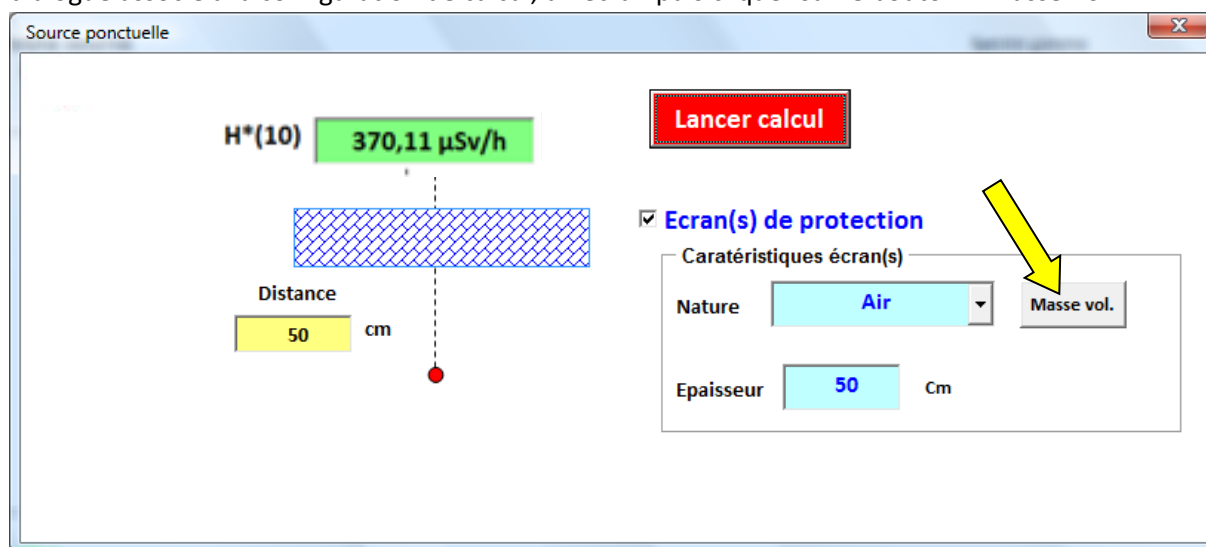
Distance source/point de mesure: 100cm

Source ponctuelle sans écran

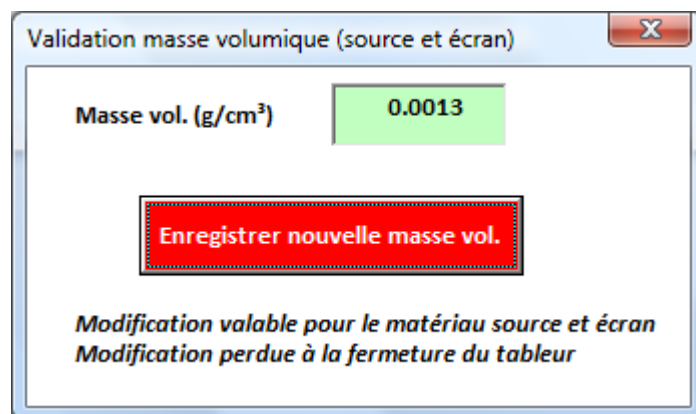
	Avec Build-up	Sans Build-up	Build-up moyen
Kerma	76.92 µGy/h	76.92 µGy/h	1
$H^*(10)$	92.48 µSv/h	92.48 µSv/h	
$H'(0.07)$	92.62 µSv/h	92.62 µSv/h	
$H_p(10)$	93.34 µSv/h	93.34 µSv/h	
$H_p(3)$	91.5 µSv/h	91.5 µSv/h	
E (AP)	76.9 µSv/h	76.9 µSv/h	

II.2.5 CONFIGURATION DES ÉCRANS

Il est possible de modifier la densité des écrans utilisés. Pour cela, sélectionnez, dans la fenêtre de dialogue associée à la configuration de calcul, un écran puis cliquer sur le bouton « Masse Vol. ».



Une boîte de dialogue vous indique alors la valeur de la masse volumique actuellement saisie pour ce matériau, vous pouvez alors la modifier et enregistrer cette nouvelle valeur.

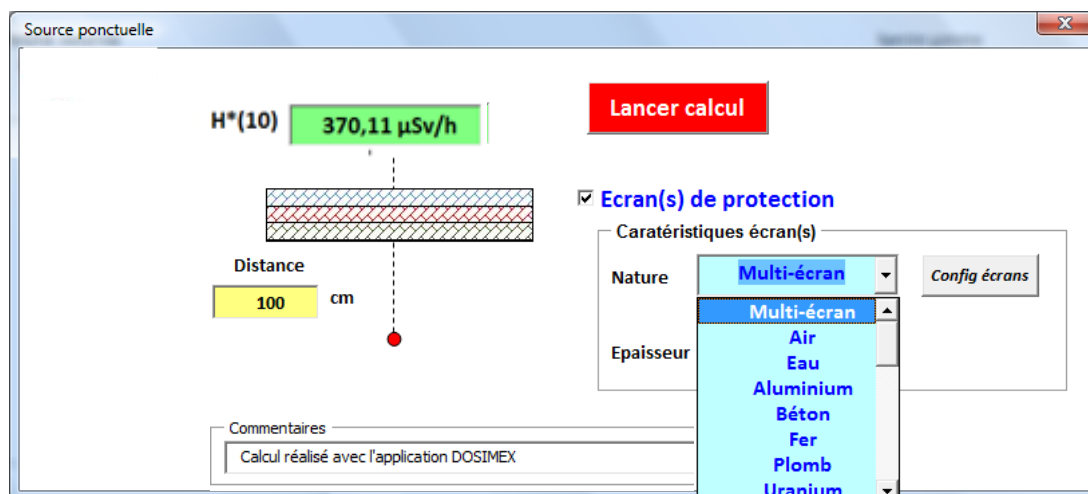


Remarques :

- ❖ Comme dans le cas de la modification de la base de données, vos modifications de masse volumique ne seront pas conservées à la fermeture de l'application.
- ❖ Pendant toute la durée de l'utilisation de l'application, la nouvelle masse volumique sera utilisée pour l'ensemble des calculs.

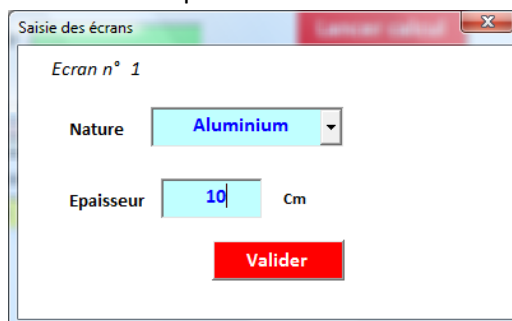
II.2.6 ECRAN-MULTI-COUCHES

Il est également possible de créer, après avoir choisi un écran multicouches constitué par une succession de matériaux divers et d'épaisseurs diverses. Pour cela, vous devez sélectionner « *Multi-écran* » dans la nature du matériau :

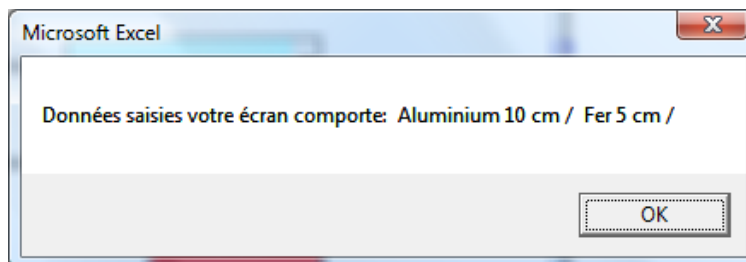


Par défaut le multi-écran est constitué de 100cm d'air.

Pour le configurer suivant vos besoins, cliquez sur le bouton « *Config. Ecrans* » et saisissez un à un la nature et l'épaisseur de chacun des écrans qui le constitue :



Au fur et à mesure que vous saisissez les écrans, le numéro de l'écran indiqué en haut à gauche de la boîte de dialogue « *Saisie des écrans* » s'incrémentes. A chaque nouvelle saisie l'application vous rappelle la constitution de l'écran multicouche :



Lorsque vous avez saisi l'ensemble des écrans constituant votre écran multicouches, fermez la fenêtre « *Saisie des écrans* ».

Dans cette configuration de calcul, bien que la fenêtre épaisseur soit apparente, vous ne pourrez plus en modifier la valeur.



Source ponctuelle

$H^*(10)$ **49,22E+00 nSv/h** **Lancer calcul**

Distance **100** cm

☒ **Ecran(s) de protection**

Caractéristiques écran(s)

Nature **Multi-écran** **Config écrans**

Epaisseur **18** cm

Commentaires
Calcul réalisé avec l'application DOSIMEX

La feuille de synthèse vous indiquera alors que le calcul a été effectué dans le cas d'un multi écran et vous précisera en bas de page la composition de ce multi écran.

Type de Build-up	Taylor		
Condition d'exposition:	Source ponctuelle avec écran de Multi-écran de 18cm		
Distance source/point de mesure:	100cm		
	Avec Build-up	Sans Build-up	Build-up moyen
Kerma	40,95E+00 nGy/h	16,12E+00 nGy/h	2,54
$H^*(10)$	49,22E+00 nSv/h	19,38E+00 nSv/h	
$H'(0,07)$	49,26E+00 nSv/h	19,39E+00 nSv/h	
$H_p(10)$	49,69E+00 nSv/h	19,56E+00 nSv/h	
$H_p(3)$	48,64E+00 nSv/h	19,15E+00 nSv/h	

de: Aluminium 10 cm/ Fer 5 cm/ Plomb 3 cm/

Remarque :

A chaque fois que vous cliquez sur le bouton « config.écran », l'écran saisi est détruit et remplacé à défaut par 100cm d'air si vous ne choisissez rien.

II.2.7 CONTRIBUTION ÉNERGIES ET RN À LA DOSE DANS LE MODÈLE PONCTUEL

Option valable uniquement dans le modèle ponctuel :

Dans le cas d'une source multi-radionucléides, la contribution de chaque RN au DED total est indiqué dans la feuille de synthèse

Dans l'exemple ci-dessous avec 1 MBq de Co 60 et 10 MBq de Cs 137 . On voit alors le poids prépondérant attendu du Cs 137 en l'absence d'écran :

Terme source

Source Radionucléide	Ponctuelle	Activité	contribution DeD total
Co 60		1.00E+09 Bq	27.39 %
Cs 137		1.00E+10 Bq	72.61 %

On voit alors ces poids évoluer en présence d'écran, dans l'exemple ci-dessous avec 5 cm de plomb :

Source Radionucléide	Ponctuelle	Activité	contribution DeD total
Co 60		1.00E+09 Bq	85.46 %
Cs 137		1.00E+10 Bq	14.54 %

De plus la boîte de dialogue fait apparaitre le facteur d'atténuation moyenné sur l'ensemble du spectre :

Source ponctuelle

$H^*(10)$ **33.27 μ Sv/h**

Facteur d'atténuation **3.83E+01**

Distance **100** cm

☒ **Ecran(s) de protection**

Caractéristiques écran(s)

Nature **Plomb** Masse vol.

Epaisseur **5** cm

Lancer calcul

II.3 SPÉCIFICITÉS SUR LES GÉOMÉTRIES SOURCES .

II.3.1 CAS PARTICULIER DES SOURCES VOLUMIQUES

Les sources volumiques sont considérées comme contaminé de manière homogène dans la matrice qui les constitue. Vous devez donc indiquer la nature de cette matrice. Les matériaux constitutifs de la matrice source proposé sont identiques à ceux proposés pour les écrans, en fonction du modèle de build-up choisi.

Pour les sources volumiques, nous proposons généralement 2 points de calcul du débit de dose. Le tableau de synthèse des résultats précise alors les valeurs calculées pour chacun de ces points:

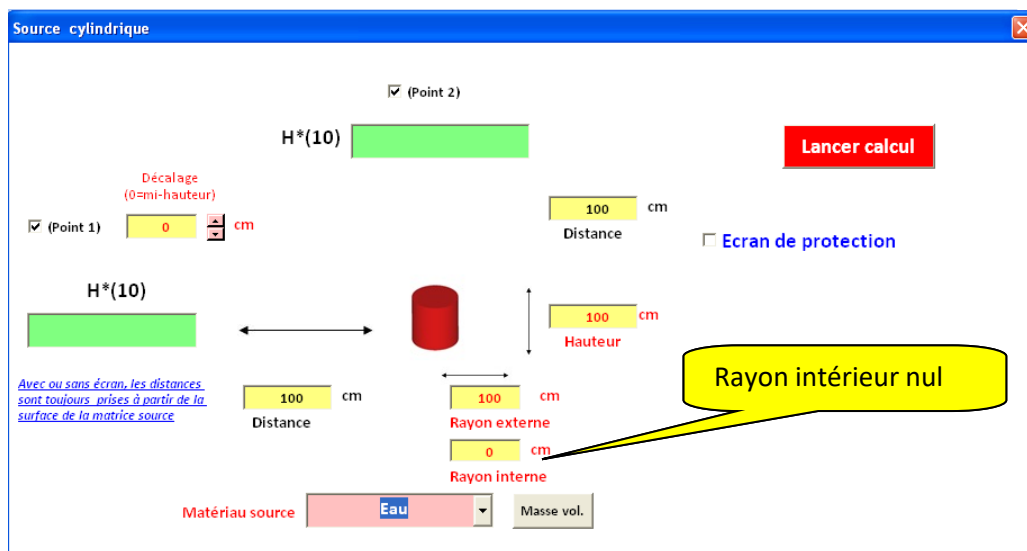
Condition d'exposition		Cylindre R=100 cm / H=100 cm de Eau sans écran		
Distance source/Pt1		100cm		
		Avec Build-up	Sans Build-up	Distance source/Pt2 Build-up moyen
Pt1	Kerma	4,5 µGy/h	2,33 µGy/h	1,93
	H*(10)	5,4 µSv/h	2,8 µSv/h	
	H'(0,07)	5,41 µSv/h	2,8 µSv/h	
	Hp(10)	5,4 µSv/h	2,8 µSv/h	
	Hp(3)	5,34 µSv/h	2,77 µSv/h	
Pt2	Kerma	8,97 µGy/h	4,71 µGy/h	1,91
	H*(10)	10,79 µSv/h	5,65 µSv/h	
	H'(0,07)	10,79 µSv/h	5,65 µSv/h	
	Hp(10)	10,89 µSv/h	5,7 µSv/h	
	Hp(3)	16 µSv/h	8,38 µSv/h	

Il est possible de ne choisir qu'un seul point, ce qui peut être un gain de temps

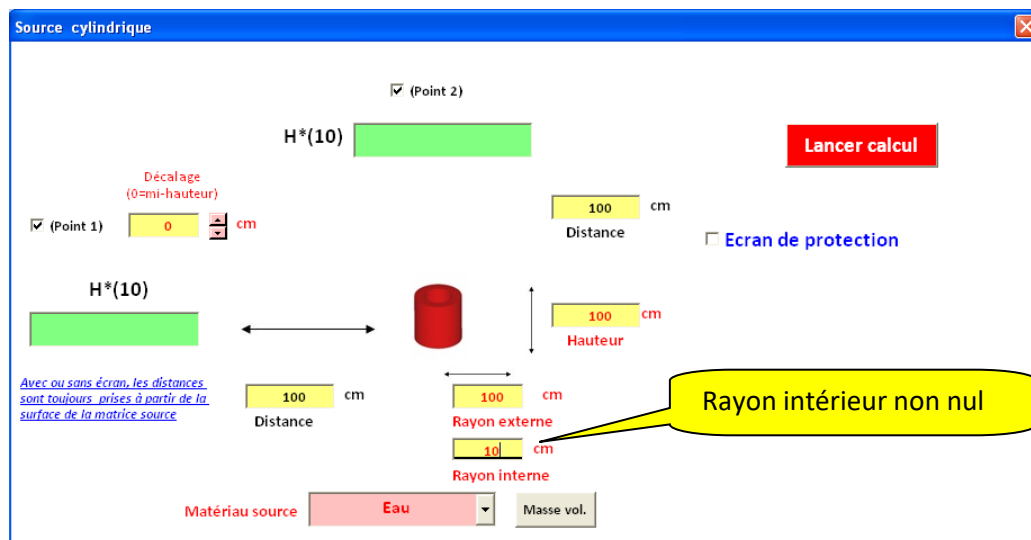
II.3.2 MATRICE SOURCE CYLINDRIQUE A PARTIR DE LA VERSION 2.1 (AVRIL 2017) ET ÉCRAN CYLINDRIQUE

A partir de la version 2.1 il est possible d'utiliser une matrice cylindrique évidée (géométrie "tuyau"). Un nouveaux paramètre apparaît: le rayon intérieur.

Par défaut ce rayon intérieur est égal à 0, permettant de retrouver la matrice source cylindrique



En prenant un rayon intérieur non nul, on définit ainsi une matrice cylindrique évidée :



Le dessin du cylindre reproduit alors un cylindre creux.

Il est aussi possible de choisir dans les deux cas précédents un ou plusieurs écrans cylindriques

Source cylindrique

☒ (Point 2)

$H^*(10)$

Décalage (0=mi-hauteur)

☒ (Point 1) 0 cm

Distance 100 cm

$H^*(10)$

100 cm

Distance 100 cm

Hauteur 100 cm

Rayon externe 100 cm

Rayon interne 10 cm

Matériau source Eau

Masse vol.

Lancer calcul

☒ Ecran de protection

Caratéristiques écran

Nature Plomb

Epaisseur 10 cm

☒ Ecran cylindrique

Choix écran cylindrique simple

Source cylindrique

☒ (Point 2)

$H^*(10)$

Décalage (0=mi-hauteur)

☒ (Point 1) 0 cm

Distance 100 cm

$H^*(10)$

100 cm

Distance 100 cm

Hauteur 100 cm

Rayon externe 100 cm

Rayon interne 10 cm

Matériau source Eau

Masse vol.

Lancer calcul

☒ Ecran de protection

Caratéristiques écran

Nature Multi-écran

Epaisseur 100 cm

☒ Ecran cylindrique

Choix écrans cylindriques multiples

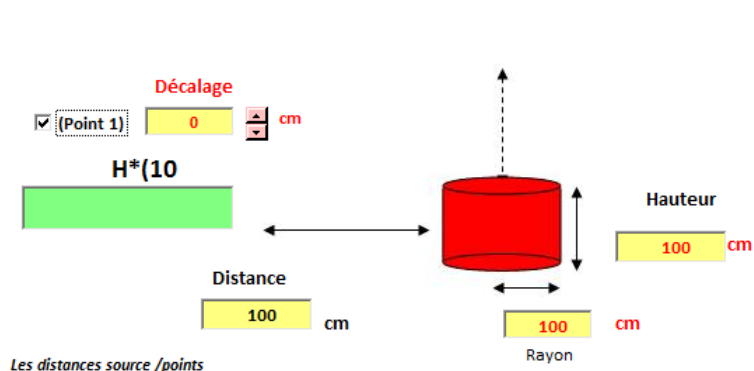
Cette nouvelle géométrie permet de mieux modéliser des géométries de type « Tuyaux » contenant un fluide (cylindre plein) ou par exemple un tuyau contaminé en surface interne en prenant une épaisseur faible en air

II.3.3 FONCTION DÉCALAGE AVEC SOURCE CYLINDRIQUE ET FIL

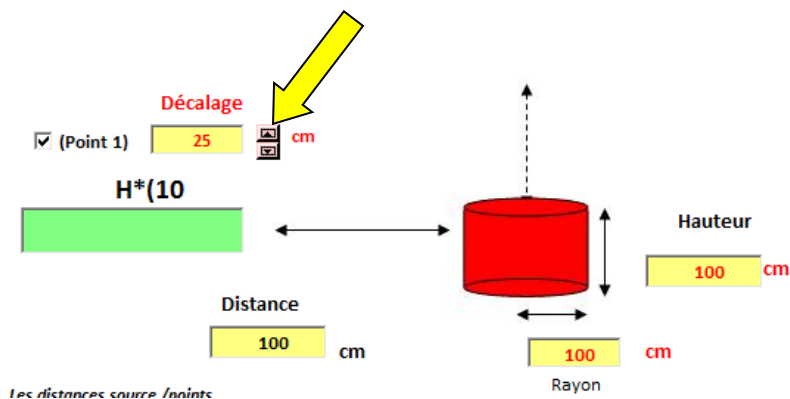
Décalage
0 cm

La fonction « décalage » permet de modifier la position du point situé à côté du cylindre (point 1).

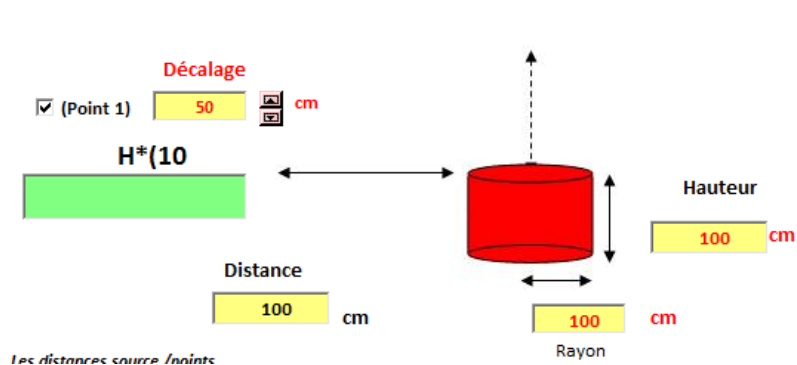
Par défaut la position initiale est la mi-hauteur du cylindre : décalage 0



Il est possible de modifier cette position (« altitude ») en paramétrant un décalage par rapport à la position médiane. Cette modification peut se faire à l'aide de la toupie ou en rentrant manuellement la valeur du décalage

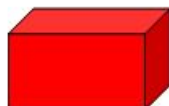


Le décalage maximum est égal à la mi-hauteur du cylindre (ou à la mi-hauteur du fil)



II.3.4 GRADIENT D'ACTIVITÉ VOLUMIQUE AVEC LA SOURCE PARALLÉLÉPIPÈDE

La possibilité de définir une activité volumique variable a été intégrée à la géométrie parallélépipédique, selon l'axe horizontal. Ce type de situation peut se rencontrer par exemple avec des activités induites par une fluence neutronique, ou encore par des processus lents de migrations chimiques dans le matériau (contamination)



Parallélépipède

Cette option ne peut être activée qu'en choisissant une activité en termes d'activité volumique. La valeur choisie est dans tous les cas de figure la valeur correspondant à l'activité volumique maximale $A_{vol.max.}$.

En choisissant l'option « gradient axe horizontal » sur la boîte de dialogue du parallélépipède, on peut définir un gradient exponentiel suivant l'axe horizontal avec deux possibilités :

- ✓ **Gradient positif** : la face mesurée est alors celle qui est la moins active. le gradient est alors définie par : $A_{vol}(x) = A_{vol.min.} \exp(\mu x)$.

L'activité minimale est déterminée à partir de $A_{vol.max.}$ par : $A_{vol.min.} = A_{vol.max.} \exp(-\mu L)$ avec :

- μ : le coefficient d'atténuation (ou de relaxation) de l'activité volumique choisie par l'utilisateur en fonction de données expérimentales (carottages par exemple)
- L : la longueur totale du parallélépipède suivant l'axe horizontal

Le gradient s'exprime alors suivant la relation $A_{vol}(x) = A_{vol.max.} \exp[\mu(x - L)]$

Calcul débit de dose parallélépipède

☒ Gradient axe horizontal option active uniquement avec l'activité volumique

Coefficient d'atténuation de l'activité

0,1 cm-1

☒ Positif

☐ Négatif

(Point 1)

Kerma air

168.45 nGy/h

Distance

100 cm

Hauteur

100 cm

Largeur

100 cm

Longueur

100 cm

Matériau source

Eau

Masse vol.

- ✓ **Gradient négatif** : la face mesurée est alors celle qui est la plus active. le gradient est alors définie par : $A_{vol}(x) = A_{vol,max}.exp(-\mu x)$.

Calcul débit de dose parallélépipède

☒ Gradient axe horizontal option active uniquement avec l'activité volumique

Coefficient d'atténuation de l'activité

0,1 cm-1

☐ Positif

☒ Négatif

(Point 1)

Kerma air

56.32 µGy/h

Distance

100 cm

Hauteur

100 cm

Largeur

100 cm

Longueur

100 cm

Matériau source

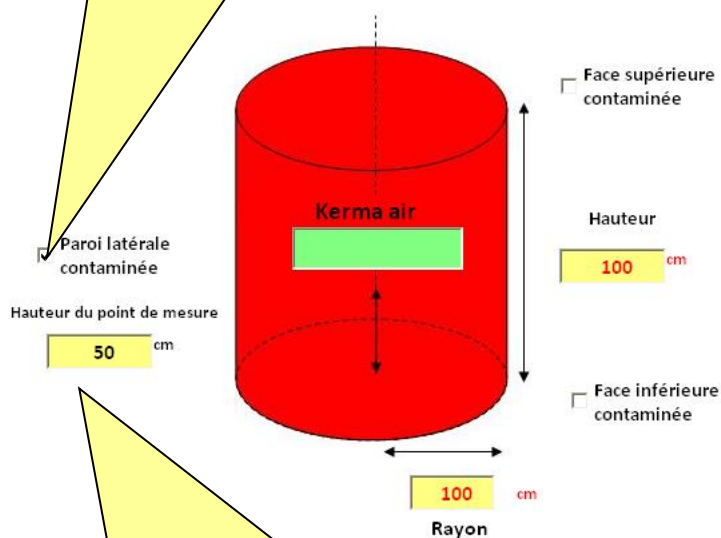
Eau

Masse vol.

II.3.5 CAS PARTICULIERS DES SOURCES TYPE « TUYAU »

Les sources « Cylindre ou parallélépipède contaminé » permettent de calculer des Débits d'équivalents de dose à l'intérieur de

On peut choisir les surfaces contaminées, latérales ou supérieures.
Dans cette optique il est préférable de choisir des activités surfaciques (Bq/cm²)

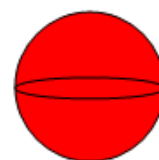


On peut la hauteur du point-dose sur l'axe central interne de la géométrie



II.3.6 PARTICULARITÉS DE LA SOURCE SPHÉRIQUE

Une particularité de la source sphérique est de pouvoir définir soit une matrice sphérique pleine soit une couronne contaminée avec un volume central vide de



• Sphère

$H^*(10)$

Distance cm

Rayon intérieur cm

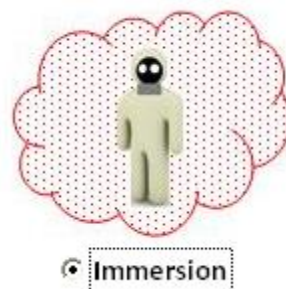
Rayon extérieur cm

Matériau source Masse vol.



II.3.7 IMMERSION DANS UN NUAGE

Cette option, commune avec Dosimex-I 2.1, permet de calculer l'impact radiologique d'exposition externe pour un individu plongée soit dans un volume d'air contaminé avec une activité volumique uniforme, soit un volume d'eau (piscine). En ce sens seule la composante gamma externe est prise en compte. (voir Dosimex-I pour les autres composantes)



Immersion

$H^*(10)$

57,99 $\mu\text{Sv/h}$

Lancer calcul

Hauteur 400 cm

Largeur 500 cm

Longueur 500 cm

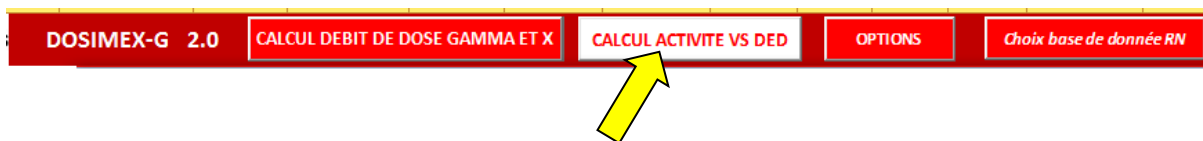
Matériau source Air

Hypothèse: Contamination dans l'ensemble du volume

Air

Eau

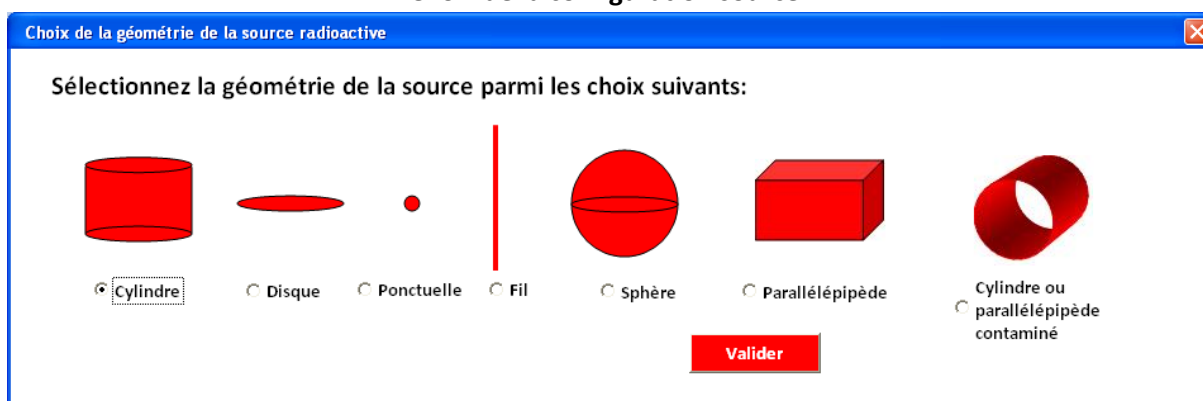
II.4 CALCUL INVERSE ACTIVITÉ VS DÉBIT DE DOSE



Cette option permet de calculer l'activité d'une source radioactive en fonction du débit de dose mesuré en $H^*(10)$ en fonction :

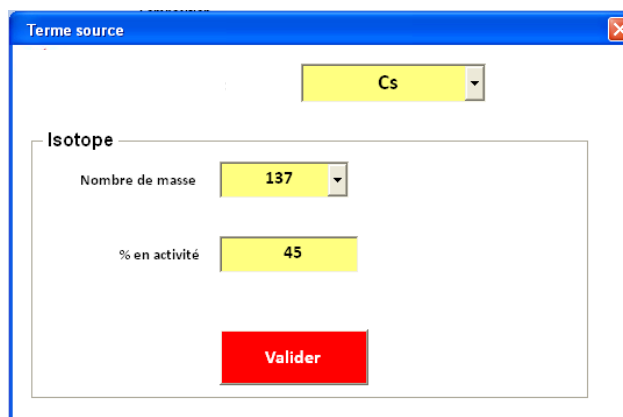
- De la distance source –détecteur
- De la configuration source (géométrie , écran..)
- Du spectre des radionucléides en termes de proportions en activités

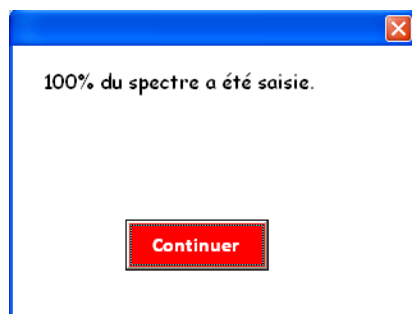
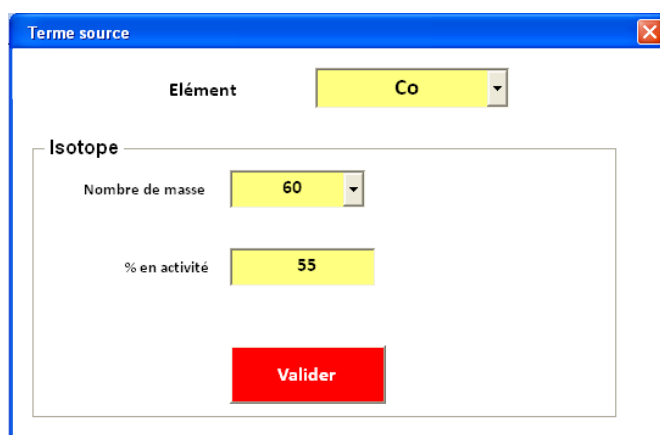
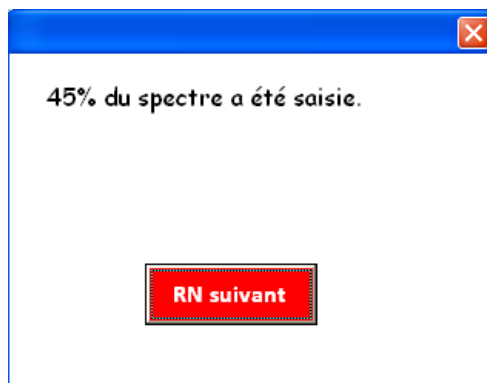
Choix de la configuration source :



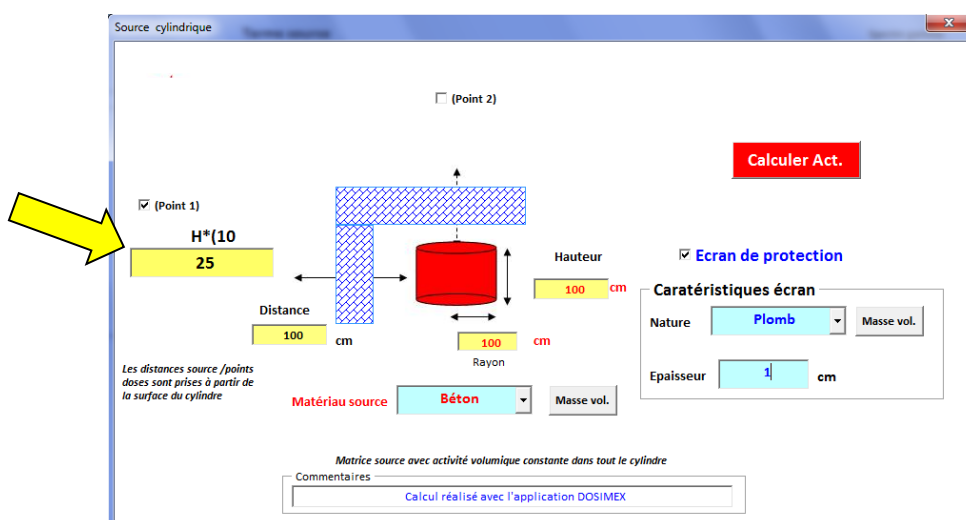
Détermination des radionucléides et de leur proportion en activité ans le spectre :

Exemple pour 45 % en activité d eCs 137 et 55 % en Co 60





Lorsque 100 % du spectre a été saisi, la boîte de dialogue de la source choisie apparaît et permet de rentrer le débit de dose mesurée :



Il est alors possible de lancer le calcul pour obtenir dans un premier temps l'activité totale de la source :

Source cylindrique

Microsoft Excel

L'activité de la source est de 1,16E+10Bq

OK

Calculer Act.

☒ (Point 1)

H*(10) 25

Distance 100 cm

Hauteur 100 cm

Rayon 100 cm

Matériau source Béton

Masse vol.

☒ Ecran de protection

Caratéristiques écran

Nature Plomb

Masse vol.

Epaisseur 1 cm

Les distances source /points doses sont prises à partir de la surface du cylindre

Matrice source avec activité volumique constante dans tout le cylindre

Commentaires

Calcul réalisé avec l'application DOSIMEX

La feuille de synthèse affiche l'activité par radionucléide :

DOSIMEX-G 2.0

CALCUL DEBIT DE DOSE GAMMA ET X

CALCUL ACTIVITE VS DED

OPTIONS

Choix base de donnée RN

Manuel

Validation

Terme source				Spectre gamma			
Source	Radionucléide	Cylindre	Composition	Radionucléide	Isotope	E(keV)	I (%)
Cs	137	5,22E+09	Bq	Cs	137	33 keV	6,9 %
Co	60	6,38E+09	Bq	Cs	137	661,66 keV	84,99 %
				Co	60	1332,49 keV	99,983 %
				Co	60	1173,23 keV	99,85 %
				Co	60	826,1 keV	0,008 %
				Co	60	347,14 keV	0,008 %
				Co	60	2158,57 keV	0,001 %

Condition d'exposition

Cylindre R=100cm / H=100 cm de Béton avec écran de Plomb de 1cm de densité 11,34g/cm³

Distance source/Pt1 100cm

H*(10): 2,50E+01 µSv/h

A: 1,16E+10 Bq

Av: 3,69E+03 Bq/cm³

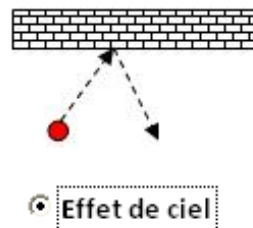
Commentaires

Calcul réalisé avec l'application DOSIMEX

II.5 CALCUL EFFET DE CIEL

II.5.1 MISE EN OEUVRE

L'option « effet de ciel » permet de déterminer le débit d'équivalent de dose générée par la diffusion d'un rayonnement primaire générée par une source ponctuelle constitué d'un ou plusieurs radionucléides sur une plaque d'un matériau déterminé.



Après avoir renseigné les diverses boîtes de dialogues identiques à l'options sources ponctuelle (choix RN, activité), la boîte de dialogue effet de ciel apparaît.

Boîte de dialogue « effet de ciel », calculé ici pour 1TBq de Co 60

Les paramètres pris en compte sont :

- La distance de la source au droit de l'écran
- L'angle entre l'angle d'incidence normal des rayonnements primaires et la position de la source. Cet angle est compris entre 0° (rétrodiffusion vers la source) et 90° (direction parallèle à l'écran)
- La distance sur l'axe de diffusion à laquelle on souhaite calculer le débit de dose du rayonnement diffusé.
- La nature de la plaque
- Son épaisseur
- La surface irradiée, fonction en général d'un angle de collimation (il appartient à l'utilisateur de déterminer cette surface). Cette surface est limitée à $25 \cdot 10^4 \text{ cm}^2$ (25 m²)

- La calcul s'appuie sur la section efficace différentielle de Klein et Nishina(cf annexe H :IRM photon) et rendent compte d'une part de l'atténuation de la fluence primaire dans la plaque irradiée ainsi que de l'absorption des photons diffusée avant émergence de la plaque

Le code donne la valeur du débit d'équivalent de dose dans le faisceau incident au niveau de l'écran ainsi que la valeur du débit généré par la composante diffusée au point souhaité. Cette valeur ne tient pas compte de l'irradiation éventuelle en ligne droite en ce point. Le cas échéant une telle composante peut être calculée directement avec l'option source ponctuelle

Le facteur de diffusion est le rapport du débit généré par la diffusion au débit dans le faisceau primaire.

II.5.2 MÉTHODE MISE EN ŒUVRE PAR DOSIMEX-GX 2.0 POUR LE CALCUL DU RAYONNEMENT DIFFUSÉ.

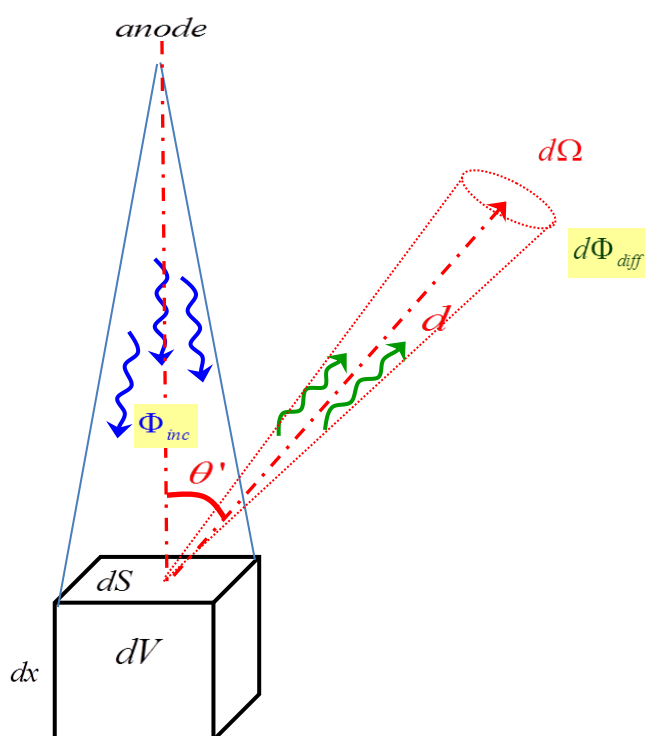


Schéma de principe : diffusion dans un élément de volume.

Les dimensions de la cible étant faibles devant le libre parcours moyen, on peut considérer que la fluence est homogène dans le volume cible de volume élémentaire $dV = dx dS$. Dans ces conditions, on peut montrer que le nombre de photons diffusés dans tout l'espace est égal à :

$$dN_{diff.} = \mu_{Compt.} \Phi_{inc.} dV \quad (1)$$

Avec $\mu_{Compt.}$ le coefficient d'atténuation linéique Compton du matériau pour l'énergie des photons incidents encore égal à $\mu_{Compt.} = n \sigma_{Compt.}$ avec :



- n : la densité de la cible en nombre de noyau
- $\sigma_{Compt.}$: la section efficace Compton (*i.e. tous angles confondus*)

Si la diffusion était isotrope, la fluence diffusée par cet élément de cible à une distance d serait égale à :

$$d\Phi_{diff} = \frac{dN_{diff.}}{4\pi d^2} = n \frac{\sigma_{Compt.}}{4\pi d^2} \Phi_{inc.} dV = n \frac{\sigma_{Compt.}}{4\pi} \Phi_{inc.} dV d\Omega \quad (2a)$$

Soit encore, en tenant compte du fait que $\frac{1}{d^2}$ est égal à l'élément d'angle solide $d\Omega$:

$$d\Phi_{diff} = n \frac{\sigma_{Compt.}}{4\pi} \Phi_{inc.} dV d\Omega \quad (2b)$$

En prenant en compte le caractère non-isotrope de la diffusion Compton au travers de la section efficace différentielle de Klein et Nishina, fonction de l'angle de diffusion et de l'énergie des photons, on peut écrire :

$$\frac{d\sigma_{e-,Compt.}}{d\Omega}(\theta) = \frac{1}{2} r_0^2 \frac{1 + \cos^2 \theta}{1 + \alpha(1 - \cos \theta)^2} \left[1 + \frac{\alpha^2 (1 - \cos \theta)^2}{(1 + \cos^2 \theta)(1 + \alpha(1 - \cos \theta))} \right] \text{ avec } \alpha = \frac{E_\gamma}{m_e c^2}$$

La relation (2b) devient alors :

$$d\Phi_{diff}(\theta) = n \frac{d\sigma_{e-,Compt.}}{d\Omega}(\theta) \Phi_{inc.} d\Omega dV = n \frac{d\sigma_{e-,Compt.}}{d\Omega}(\theta) \Phi_{inc.} d\Omega dx dS \quad (3)$$

Remarque : par rapport au schéma de principe ci-dessus, l'angle θ considéré dans la formule ci-dessus est égal à $\theta = 180^\circ - \theta'$

Le calcul complet du rayonnement diffusé pour une cible de grande dimension (plusieurs libres parcours moyens) se fait en intégrant cette relation sur toutes les énergies du spectre X mais surtout sur toute la surface de la cible et toute la profondeur, en tenant compte de l'absorption du faisceau incident et diffusé.

Cette relation montre, pour des distances assez grandes devant les dimensions de la cible, que la fluence incidente est, entre autre, proportionnelle à la surface irradiée S de la cible.

Le Code DOSIMEX-GX 2.0 met en œuvre ce modèle pour calculer la fluence incidente à un angle et une distance donnée en fonction :

- De la nature de la cible
- De son épaisseur
- De sa surface

Ecran

Nature	Eau	Masse vol.
Epaisseur	200 mm	
Surface	20 cm ²	

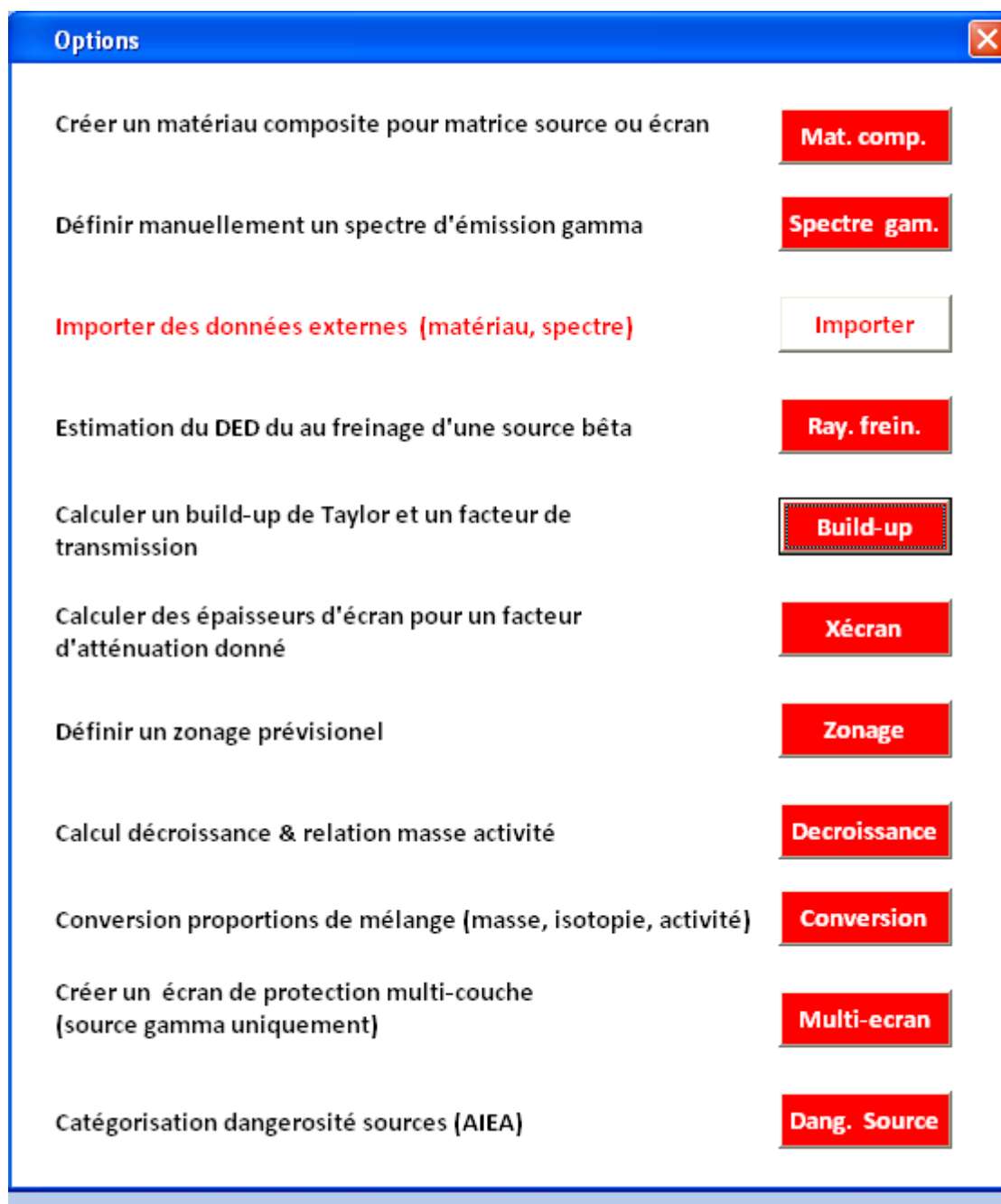


II.6 OPTIONS.

L'application DOSIMEX-G propose également un panel d'options accessible en cliquant sur le bouton actif « Options » :



Une boîte de dialogue vous proposant 11 options s'ouvre :



II.6.1 OPTION « MATÉRIAU COMPOSITE »

Mat. comp.

Le choix de l'option « modèle de build-up de Berger » permet d'utiliser des matériaux quelconques, simple ou composite, tant pour la matrice source que pour les écrans mis en place. La nature du matériau doit être définie au préalable avec l'option « Mat.comp » :

Une boîte de dialogue type tableau de périodique apparait et vous propose de définir la composition chimique de votre écran via les proportions atomiques (*coefficients stœchiométriques*) ainsi que sa masse volumique totale.

Création nouveau matériau

Nom de l'écran: Eau_maison Masse volumique (g/cm3): 1,1

Saisissez dans le tableau de Mendeleiev la formule chimique principale de l'élément à créer.
Pour cela indiquez sous le symbole de l'atome correspondant le coefficient stœchiométrique correspondant

Ex: Pour H₂O saisissez sous H le chiffre 2 et sous O le chiffre 1

Tableau de Mendeleiev (éléments H à Lu) avec des cases pour saisir les coefficients stœchiométriques.

edp sciences

Enregistrer le nouveau matériau dans la base de données

Ne fonctionne qu'avec l'option build-up de Berger
Matériau perdu à la fermeture du tableur

A la fermeture de cette boîte de dialogue, votre matériau sera accessible pour toutes les configurations de calcul (hors générateur X) utilisant le build-up de Berger.



II.6.2 OPTION « DEFINIR MANUELLEMENT UN SPECTRE D'ÉMISSION GAMMA »

Spectre

Raie	Energie gamma (keV)	Intensité gamma (%)
1		
2		
3		
4		
5		

Saisissez le symbole du radionucléide (X), son nombre de masse (A). Définissez ensuite le spectre d'émission de 1 à 5 raies possibles en précisant énergie(s) et intensité(s) d'émission et validez en l'enregistrant. Plusieurs spectres –types peuvent être saisis successivement. Les radionucléides saisis seront placés en fin de la base de données de radionucléide en cours d'utilisation.

Si le radionucléide à enregistrer présente plus de 5 raies gamma, enregistrer vos 5 premières données puis réitérer l'opération en saisissant le même symbole et le même nombre de masse. Pour que votre radionucléide soit correctement pris en compte par la suite, ne saisissez les informations relatives à un nouveau radionucléide qu'après avoir totalement renseigné le premier.

II.6.3 IMPORTATION DE DONNEES MATERIAU OU TABLES D'EMISSION A PARTIR D'UN FICHIER EXTERNE

Importer



Base de données externe pour Dosimex-GX
Créer un matériau
Créer une table d'émission gamma

L'objectif de ce fichier est de mémoriser les données créées dans Dosimex-GX avec les options "spectre gam." et "mat.comp" (voir manuel)

Ces options ont été déportées dans ce fichier non crypté enregistrable

Important : pour pouvoir être enregistré, ce fichier BDD_EXT_GX.xls doit impérativement être ouvert avant tout code Dosimex (GX et autres)

Mode d'emploi :

- Lancer les applications "Créer un matériau" ou "Créer une tables d'émission gamma" ci-dessus suivant les besoins
- Le mode d'utilisation de ces applications est strictement identiques aux options correspondantes dans Dosimex-GX (voir manuel § 6.2)
- **Enregistrer le fichier avant de le fermer**
- Ouvrir Dosimex-GX
- Lancer l'application "importer" accessible dans la boîte de dialogue "Options"
- Cette application ouvre l'explorateur de fichier
- Rechercher le fichier BDD_EXT_GX.xls dans cette fenêtre de navigation et l'ouvrir
- Cette action importe automatiquement les données enregistrées ici vers Dosimex-GX
- Ces données sont alors immédiatement utilisables dans Dosimex-GX
- Important : en quittant Dosimex-GX, fichier crypté non -enregistrable, ces données disparaissent.
- Pour les retrouver, il suffira de les importer à nouveau

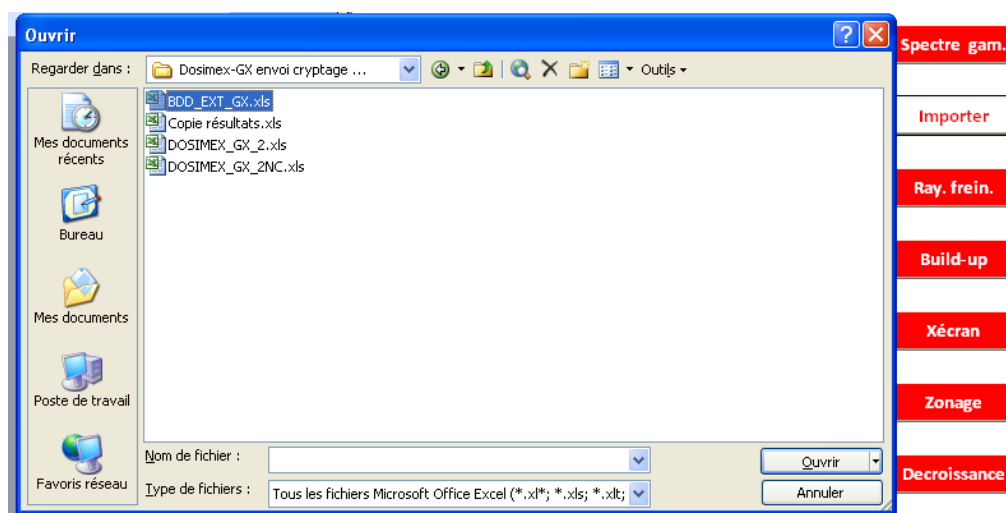
L'objectif de ce fichier **BDD_EXT_GX.xls** est de mémoriser les données créées dans Dosimex-GX avec les options "spectre gam." et "mat.comp" définies précédemment.

Ces options ont été déportées dans ce fichier non crypté enregistrable

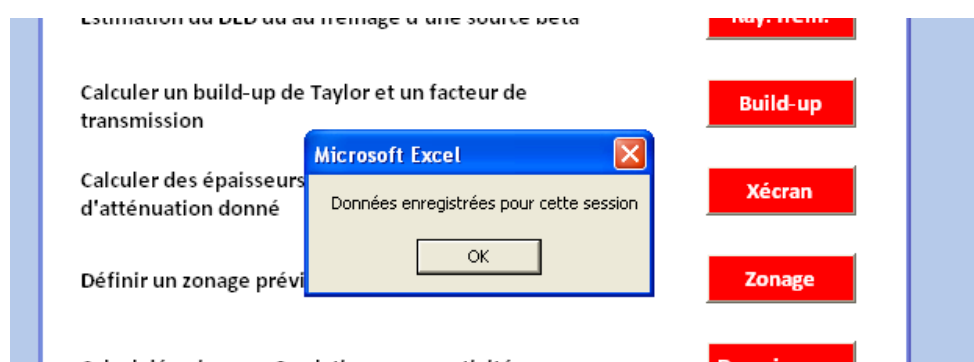
Important : pour pouvoir être enregistré, ce fichier BDD_EXT_GX.xls doit impérativement être ouvert avant tout code Dosimex (GX et autres)

Mode d'emploi :

- Lancer les applications "**Créer un matériau**" ou "**Créer une tables d'émission gamma**" qui ont été déportés dans ce fichier (*même si elles existent toujours dans Dosimex-GX 2.1*)
- Le mode d'utilisation de ces applications est strictement identique aux options correspondantes dans Dosimex-GX
- **Enregistrer le fichier puis le fermer**
- Ouvrir Dosimex-GX
- Lancer l'application "importer" accessible dans la boîte de dialogue "Options"
- Cette application ouvre l'explorateur de fichier :



- Rechercher le fichier **BDD_EXT_GX.xls** dans cette fenêtre (*dossier Dosimex-GX dans le pack opérationnel*) de navigation et l'ouvrir
- Cette action importe automatiquement les données enregistrées ici vers Dosimex-GX



- Ces données sont alors immédiatement utilisables dans Dosimex –GX
- **Important : en quittant Dosimex-GX, fichier crypté non -enregistrable, ces données disparaissent.**
- Pour les retrouver, il suffira de les importer à nouveau à partir de **BDD_EXT_GX.xls**

Nota : vous pouvez dupliquer ce fichier autant que vous le souhaitez en les mémorisant dans des dossiers annexes.

II.6.4 OPTION « CALCUL DU DÉBIT DE DOSE DU AU RAYONNEMENT DE FREINAGE D'UNE SOURCE BÊTA »



Cette option permet de calculer le débit de dose du au rayonnement de freinage généré dans un matériau jouant le rôle d'absorbeur d'électrons (en vert) par l'émission bêta d'une source. L'épaisseur de l'absorbeur est telle que la conversion électron/X est totale, ce qui revient à dire qu'aucun électron n'émerge de cet absorbeur. La valeur de la dose obtenue est ainsi uniquement une dose « X ». La boîte de dialogue ne prend pas en compte d'épaisseurs d'écran primaire inférieure à la portée maximale des électrons, calculée lorsque l'opérateur choisi la nature de l'écran

Dans le cas inverse, pour un absorbeur d'épaisseur inférieure à la portée maximale des électrons, il faut utiliser le code DOSIMEX-B pour calculer la dose « bêta ».

L'application détermine le spectre bêta de la source de rayonnement, puis le spectre X de freinage pour enfin déterminer le débit de dose du au rayonnement de freinage. Il est possible de mettre en place un écran secondaire (en bleu) pour calculer l'atténuation du rayonnement X de freinage. Dans le cas d'un émetteur β^+ , cette application prend en compte l'émission des photons d'annihilation de 511 keV.

Il y a deux possibilités pour déterminer l'émetteur Bêta :

- 1) Soit une liste déroulante proposant l'essentiel des radionucléides pris en compte dans le guide Pratique (*Delacroix et al.*)

Remarque : le code ne calculant qu'à partir d'une seule composante, le spectre d'émission est approximé par un Qmax moyen.

- 2) Soit en rentrant manuellement les caractéristiques de la composante b β ta :
- Béta – ou +
 - Qmax
 - Intensité d'émission

Estimation DED rayonnement de freinage

Choix

☒ Sources personnalisés ☐ Radionucléides enregistrés

Caractéristiques de la source bêta

Z du radionucléide

Energie bêta max (keV)

Intensité d'émission (%)

Activité (Bq)

Nature de l'absorbant d'électron

Ep. absorbant (cm)

(L'épaisseur d'absorbant proposée correspond au parcours maximum des électrons dans le matériau choisi)

Distance (cm)

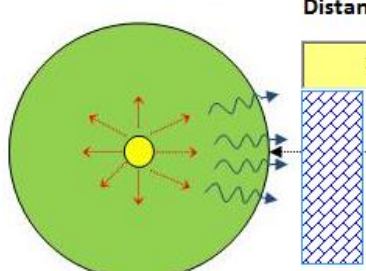
H*(10)

☒ Ecran de protection vs ray. frein.

Caratéristiques écran

Nature

Epaisseur cm





Lors de l'utilisation de cette option, une feuille de synthèse est éditée présentant les éléments associés à la simulation :

DOSIMEX-G 2.0
CALCUL DEBIT DE DOSE GAMMA ET X
CALCUL ACTIVITE VS DED

Terme source

Source

Source bêta - de Z= 39

Source gainée de 0,4cm de Aluminium

A/I beta

1E12Bq / 100%

Type de build-up: Taylor

Configuration avec écran de Eau de 10cm

	Avec Build-up	Sans Build-up	Build-up moyen
Kerma	608,58 $\mu\text{Gy/h}$	208,98 $\mu\text{Gy/h}$	2,91
H*(10)	783,39 $\mu\text{Sv/h}$	269,21 $\mu\text{Sv/h}$	
H'(0,07)	772,19 $\mu\text{Sv/h}$	265,36 $\mu\text{Sv/h}$	
Hp(10)	806,64 $\mu\text{Sv/h}$	277,2 $\mu\text{Sv/h}$	
Hp(3)	768,19 $\mu\text{Sv/h}$	263,98 $\mu\text{Sv/h}$	

II.6.5 OPTION « BUILD-UP »

Build-up

Cette option permet un calcul de build-up (BU), du facteur de transmission (F), et le produit des 2, pour des configurations simples, équivalentes à une source ponctuelle monoénergétique (**limité de 10 keV à 15 MeV**) pour un ou deux écrans accolés.

Calcul Build-up et atténuation

Energie gamma: 661 keV

Nature de l'écran: Eau

Epaisseur de l'écran: 50 cm

☒ 2ème écran accolé

Nature de l'écran: Plomb

Epaisseur de l'écran: 1 cm

Calculer

Ecran 1: 4.28 Ecran 2: 1.20

Nbre longueur de relaxation $n=\mu x$

Facteur de transmission $F = e^{-\mu x}$: 4.15E-03

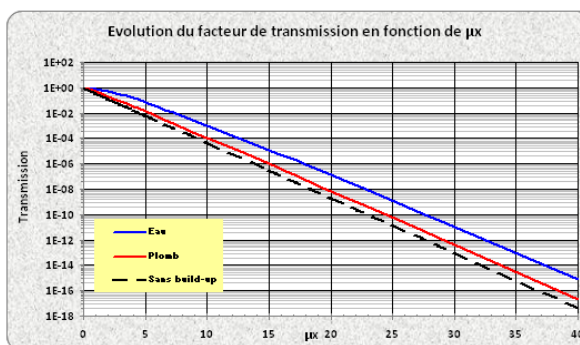
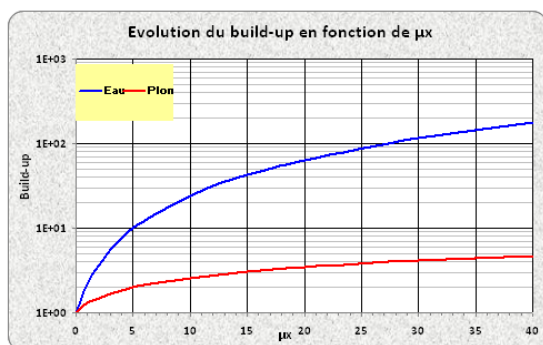
Build-up (B): 10.87

Facteur de transmission corrigé $Ft=B \times F$: 4.51E-02

Facteur d'atténuation $Fa=1/Ft$: 22.16

La feuille de synthèse indique alors les courbes et tableaux d'évolution du build-up de Taylor du facteur de transmission.

661 keV		Eau		Plomb	
μx	Transmission (F)	X (cm)	Build-up (B)	X (cm)	Build-up (B)
0	1.00E+00	0.00E+00	1.00E+00	0.00E+00	1.00E+00
1	3.68E-01	1.17E+01	2.14E+00	8.30E-01	1.30E+00
2	1.35E-01	2.33E+01	3.70E+00	1.67E+00	1.50E+00
3	4.98E-02	3.50E+01	5.57E+00	2.50E+00	1.69E+00
4	1.83E-02	4.67E+01	7.69E+00	3.34E+00	1.84E+00
5	6.74E-03	5.83E+01	9.97E+00	4.17E+00	1.98E+00
10	4.54E-05	1.17E+02	2.41E+01	8.34E+00	2.59E+00
15	3.06E-07	1.75E+02	4.24E+01	1.25E+01	3.08E+00
20	2.06E-09	2.33E+02	6.39E+01	1.67E+01	3.48E+00
30	9.36E-14	3.50E+02	1.15E+02	2.50E+01	4.11E+00
40	4.25E-18	4.67E+02	1.76E+02	3.34E+01	4.63E+00





II.6.6 OPTION « CALCULER DES ÉPAISSEURS D'ÉCRANS POUR UN FACTEUR D'ATTÉNUATION DONNÉ »

Xécran

Cette option permet de définir, pour une énergie donnée et un matériau donnée, l'épaisseur d'écran nécessaire pour obtenir un facteur d'atténuation quelconque choisi par l'opérateur ($1/2$, $1/10$... $1/n$ etc..).

Deux épaisseurs d'écran sont calculées, la première, résultant du calcul classique d'atténuation en exponentielle, ne tenant pas compte du build-up, et la seconde, invariablement supérieure à la précédente, tenant compte du build-up. Il est possible d'utiliser les deux modèles de build-up, Taylor et Berger. L'intérêt, avec le build-up de Berger, étant de pouvoir utiliser cette option avec un écran composite défini dans l'option « Matériau composite »

Exemple de calcul d'écran dixième pour 1332 keV dans le plomb avec le modèle de Taylor:

Calcul libre parcours moyen

Energie gamma: 1332 keV

Nature de l'écran: Plomb

Facteur d'atténuation à atteindre 1/: 10

Calculer

Libre parcours moyen (lpm): 1.611 cm

X1/10 sans build-up: 3.71 cm

X1/10 avec build-up: 4.78 cm

Modèle de build-up: ☒ Taylor ☐ Berger

II.6.7 OPTION « DEFINIR UN ZONAGE PRÉVISIONNEL »

Zonage

Cette option permet de définir les distances correspondantes aux différentes zones radiologiques pour une source ponctuelle (1 ou plusieurs radionucléides possibles) avec ou sans écran de protection. Les calculs (solveur) tiennent compte de l'atténuation et du build-up dans l'air.

Le zonage prend en compte les dernières modifications apportées par le décret 2018/437 du 7 juin 2018.

Exemple pour 40 Ci d'Iridium 192 avec un écran de 3 cm de plomb.

Définir un zonage

cf décret 2018/437 du 4 juin 2018

Calcul zonage

H*(10) contact source (+protection) en mSv/h

ED H*(10) : **1.44E+03**

Distance dans l'air(m)

Conditions spécifiques

Zone contrôlée rouge : 1.14E-01m
Délimitation de la zone au limite physique du local
Accès interdit sans accord du chef d'installation
Pointage nominatif pour accéder en zone auprès du
Zone interdite au CDD et interimaire
Port de la dosimétrie passive et opérationnelle

Zone contrôlée orange : 8.06E-01m
Franchissement fortuit de la zone interdit
Pointage nominatif pour accéder en zone auprès du
Port de la dosimétrie passive et opérationnelle
Zone interdite au CDD et interimaire

Zone contrôlée jaune : 7.21E+00m
Port de la dosimétrie passive et opérationnelle

Zone contrôlée verte : 1.32E+01m
Port de la dosimétrie passive et opérationnelle

Zone surveillée bleue : 4.22E+01m
Port de la dosimétrie passive
* 39H par semaine et 4 semaines de travail par mois conduisent
à une exposition de 78μSv en 1 mois de travail

Une première option supplémentaire permet de connaître la distance d'une zone pour une valeur choisie du débit de dose :

☒ **Valeur personnalisée (μSv/h)**

10

1.14E+01m

Une seconde option permet de définir une zone d'opération au *prorata temporis* :

☒ **Zone d'opération**

DED moyen

25μSv/h

3.60E+00m

Durée opération (h)

8

Durée du tir (h)

2

II.6.8 OPTION « DECROISSANCE »

Decroissance

Après avoir choisi un radionucléide, on obtient une première information : sa période en seconde (s), heure(h), jours (j) ou année (A) suivant le cas (exemple ici avec le Fluor 18)

Le premier onglet « Calcul » permet de calculer une correction de décroissance En rentrant l'activité initiale et la durée de décroissance



Sur le même onglet il est possible de convertir une masse (g ou kg) en activité (Bq)

Relation masse vers activité

masse

1E-12

☐ g

☒ kg

Calculer

Activité

3,52E+09Bq



Calcul

Calcul inverse

Calcul nbre de jours

Intégration débit dose en décroissance

Le second onglet « Calcul inverse » permet de calculer une correction de décroissance « en sens inverse », c'est-à-dire de remonter à l'activité initiale d'une source ayant décru

Calcul recroissance

Activité
finale

100E3

Durée

15

☐ s

☐ J

☒ h

☐ A

Calculer

Activité
initiale

2,94E+07

Sur le même onglet il est possible de convertir une activité (Bq) en masse (g ou kg)

Relation activité vers masse

Activité

300E7

☒ Bq

☐ Ci

Calculer

masse (g)

8,52E-10 g



Calcul Calcul inverse **Calcul nbre de jours** Intégration débit dose en décroissance

L'onglet « Calcul nbre de jours » permet de convertir une différence de date en jours, utilisable avec les onglets précédents. Initialement les champs contiennent la date actuelle (« fonction « aujourd'hui » d'Excel »)

Date initiale

01/01/96

Date finale

02/09/2015 16:17:55

Calcul différence

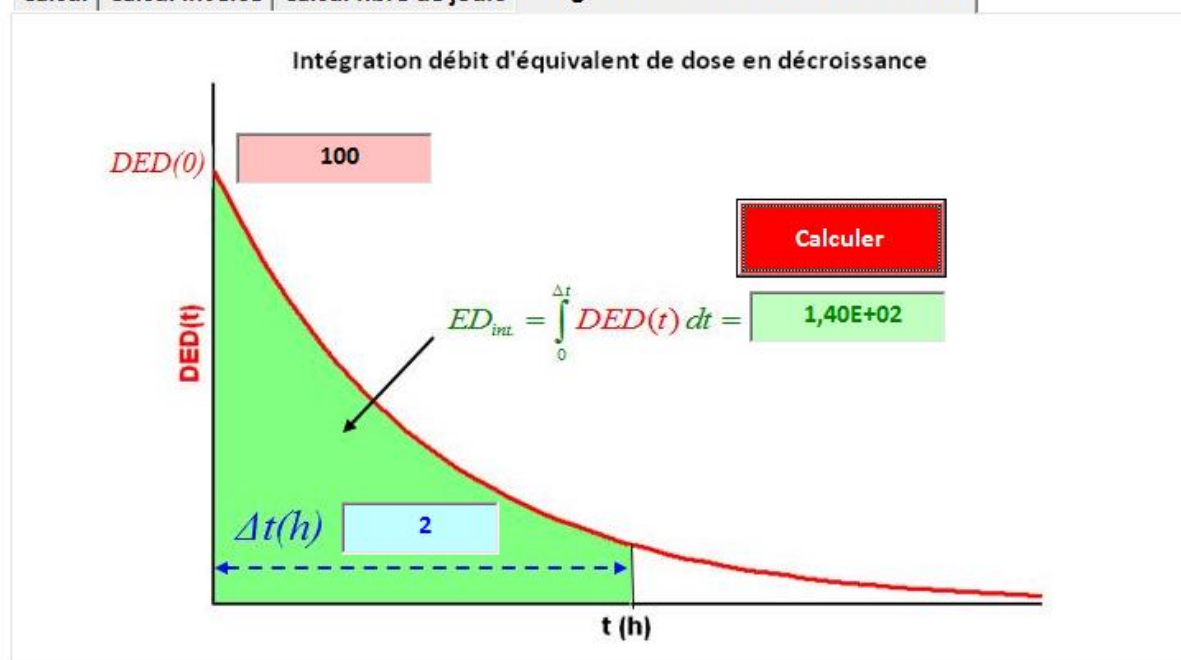
Delta en jours

7,18E+03 J

Le dernier onglet permet de connaître la dose équivalente intégrée sur une durée en prenant en compte la décroissance de la source. La durée considérée est exprimée en heure décimale, de telle sorte que si le débit de dose est considéré en $\mu\text{Sv/h}$, alors la dose intégrée sera exprimée en μSv .



Calcul Calcul inverse Calcul nbre de jours **Intégration débit dose en décroissance**





II.6.9 OPTION « CONVERSION DE PROPORTIONS DE MÉLANGES »

Conversion

A. PRINCIPES CALCULS MÉLANGE DE K ÉLÉMENTS

Notation :

- ω_i : proportion en masse $\left(\sum_i \omega_i = 100\% \right)$
- I_i : proportion isotopique $\left(\sum_i I_i = 100\% \right)$
- Act_i : proportion en masse $\left(\sum_i Act_i = 100\% \right)$
- ✓ T_i : période en s et $\lambda_i = \ln(2)/T_i$ en s^{-1}
- ✓ A_i : nombre de masse

$$\text{Cas 1 : } I_i \text{ connue} \Rightarrow \begin{cases} \omega_i = \frac{I_i A_i}{\sum_k I_k A_k} \\ Act_i = \frac{\lambda_i I_i}{\sum_k \lambda_k I_k} \end{cases}$$

$$\text{Cas 2 : } \omega_i \text{ connue} \Rightarrow \begin{cases} \text{calcul 1 : } I_i = \frac{\omega_i / A_i}{\sum_k \omega_k / A_k} \\ \text{Puis calcul 2 : } Act_i = \frac{\lambda_i I_i}{\sum_k \lambda_k I_k} \end{cases}$$

$$\text{Cas 3 : } Act_i \text{ connue} \Rightarrow \begin{cases} \text{calcul 1 : } \omega_i = \frac{Act_i A_i / \lambda_i}{\sum_k Act_k A_k / \lambda_k} \\ \text{Puis calcul 2 : } I_i = \frac{\omega_i / A_i}{\sum_k \omega_k / A_k} \end{cases}$$

B. MISE EN ŒUVRE

Exemple avec le mélange massique de l'Uranium naturel

Choisir tout d'abord la nature des proportions de mélanges : Isotopie, masse ou activité

Convertisseur de pourcentage

Nature des proportions connues

☐ % en Activité ☐ % isotopique ☒ % massique

Elément

Isotope

%

Période (s) A

Pourcentage saisie 0 %
Pourcentage restant 100 %

Lorsque le pourcentage total saisi atteint 100 %, les proportions pour les 2 autres types de mélanges sont affichés dans la feuille de synthèse

Choisir ensuite le premier radionucléide et son taux de mélange

Valider ce choix

Convertisseur de pourcentage

Elément

Isotope

%

Période (s) A

Pourcentage saisie 99,275 %
Pourcentage restant 0,725 %

Lorsque le pourcentage total saisi atteint 100 %, les proportions pour les 2 autres types de mélanges sont affichés dans la feuille de synthèse

Après validation le choix sur la nature du mélange disparaît, pour éviter toute erreur de manipulation

La proportion saisie et la proportion restant à saisir sont affichées pour faciliter l'ensemble de l'opération

Convertisseur de pourcentage

Elément: U

Isotope: 235

%: 0,719

Période (s): 61,71E+11 A: 235

Ajouter

Pourcentage saisi: 99,994 %
Pourcentage restant: 0,006 %

Lorsque le pourcentage total saisi atteint 100 %, les proportions pour les 2 autres types de mélanges sont affichés dans la feuille de synthèse

Saisir le second radionucléide,, sa proportion puis valider

Convertisseur de pourcentage

Nature des proportions connues: ☐ % en Activité ☐ % isotopique ☒ % massique

Elément: U

Isotope: 234

%: 0,006

Période (s): 21,52E+08 A: 234

Ajouter

Pourcentage saisi: 100 %
Pourcentage restant: 0 %

Lorsque le pourcentage total saisi atteint 100 %, les proportions pour les 2 autres types de mélanges sont affichés dans la feuille de synthèse

Saisir le dernier radionucléide.

La saisie s'arrête lorsque la somme des proportions atteint 100 %.
En cas de dépassement des 100 %, un message d'alerte apparaît et permet d'ajuster

Les résultats des conversions pour les autres types de mélange s'affiche alors sur la feuille de synthèse :

RN	Lambda	A	% en Act	% en isot	% en masse
U238	49,14E-19	2,38E+02	46,17E+00	99,27E+00	99,28E+00
U235	31,20E-18	2,35E+02	21,50E-01	72,81E-02	71,90E-02
U234	89,47E-15	2,34E+02	51,68E+00	61,02E-04	60,00E-04



II.6.10 OPTION MULTI-ÉCRAN

Multi-ecran

Cette option permet de définir un multi-écran préalablement à un calcul de dose gamma. Son principe d'utilisation est identique à celle décrite précédemment (§ I.2.E)

II.6.11 OPTION « CATÉGORISATION DANGÉROSITÉ DES SOURCES »

Dang. Source

Cette option permet de définir la classe de dangerosité d'une source selon les critères de l'AIEA (AIEA/Safety guide/RS-C-1.9 http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1227_web.pdf)

Catégorisation des sources selon AIEA

Source radioactive détenue: Am241

(Classées par dangerosité décroissante)

Activité: 1

Unités: ☐ Bq ☐ kBq ☐ MBq ☐ GBq ☒ TBq ☐ Ci

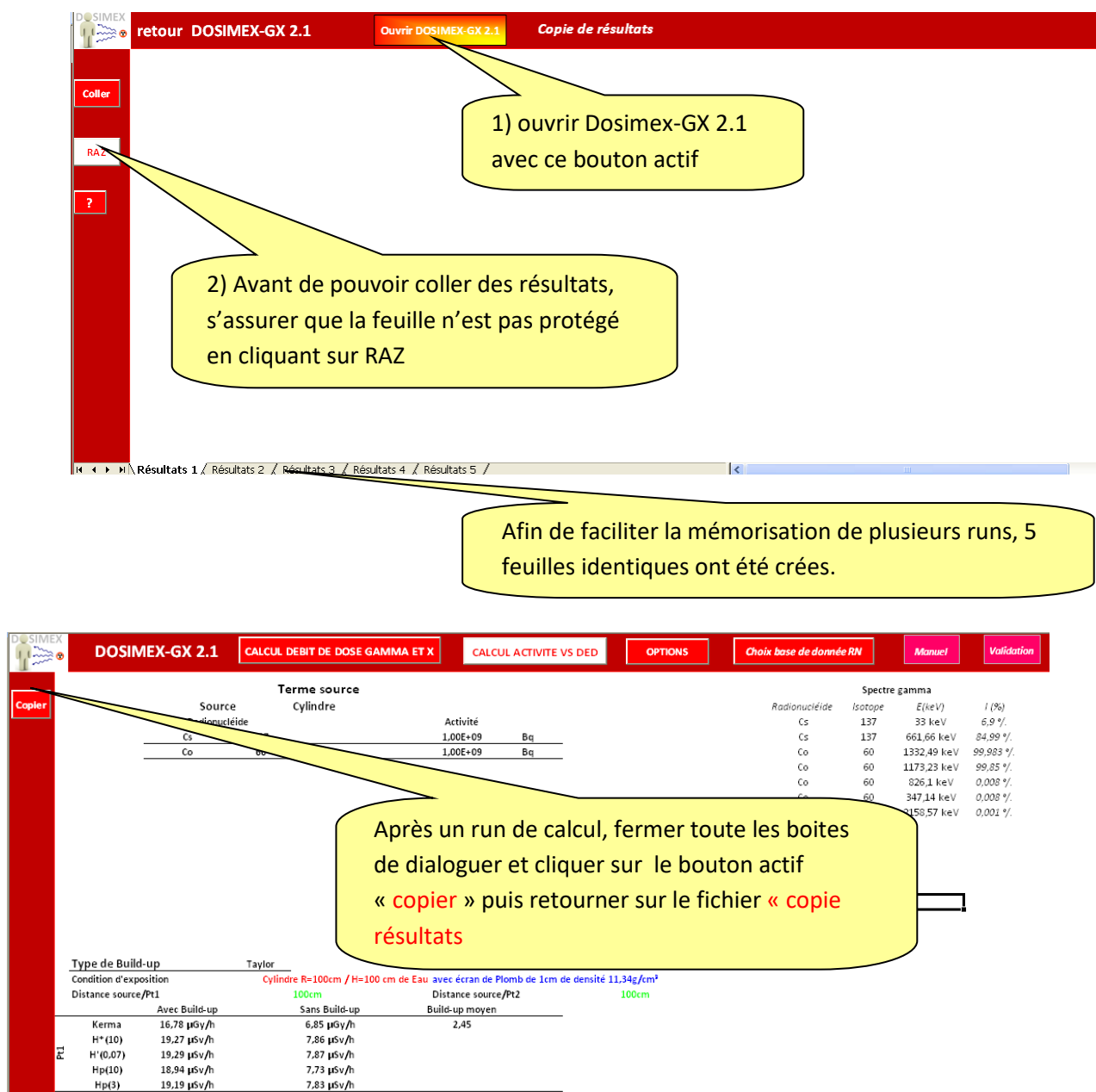
Classement

Catégorie 2: Source très dangereuse

Afin de faciliter l'enregistrement des résultats, un fichier spécifique a été créé : »**Copie résultats.xls** »
Ce fichier non crypté doit impérativement être ouvert avant tout fichier crypté du pack Dosimex pour pouvoir être enregistrable. Dans le cas inverse il sera ouvert en « lecture seule » non enregistrable.

Un lien spécifique permet alors d'ouvrir directement Dosimex-GX 2.1. Pour cela le fichier **Copie résultats.xls** d'origine doit rester dans le dossier « Dosimex-GX », mais il peut être enregistré sous un autre nom dans le répertoire de votre choix après acquisition de résultats.

II.7.1 CAS DES RÉSULTATS SANS GRAPHE



retour DOSIMEX-GX 2.1 Ouvrir DOSIMEX GX 2.1 Copie de résultats

Coller

RAZ

?

Terme source				Spectre gamma			
Source	Radionucléide	Cylindre	Activité	Radionucléide	Isotope	E(keV)	I (%)
Cs	137		1.00E+09 Bq	Cs	137	33 keV	6.9 %
Co	60		1.00E+09 Bq	Cs	137	661.66 keV	84.99 %
				Co	60	1332.49 keV	99.983 %
				Co	60	1173.23 keV	99.85 %
				Co	60	826.1 keV	0.008 %
				Co	60	347.14 keV	0.008 %
				Co	60	2158.57 keV	0.001 %

Cliquer sur le bouton actif « coller » pour récupérer les résultats dans un format identique.

Type de Build-up: Taylor

Condition d'exposition: Cylindre R=100cm / H=100 cm de Eau avec écran de Plomb de 1cm de densité 11.34g/cm³

Distance source/Pt1: 100cm Distance source/Pt2: 100cm

Avec Build-up: Sans Build-up

Kerma: 16.78 µSv/h 6.85 µSv/h 2.45

La feuille est alors protégée en écriture . Pensez à introduire des commentaires si nécessaires dans la boîte de dialogue de Dosimex –GX avant de lancer le calcul

Commentaire

Calcul réalisé avec l'application DOSIMEX

II.7.2 CAS DES RÉSULTATS AVEC GRAPHE

La fonction « copier » ne peut pas transférer directement un graphique à partir d'un fichier crypté vers un fichier non crypté. Pour sauvegarder un graphique (*Options Build-up et modélisation générateur X*) il est nécessaire de les transférer manuellement suivant la procédure suivante :

DOSIMEX-GX CALCUL DEBIT DE DOSE GAMMA ET X CALCUL ACTIVITE VS DED OPTIONS Choix base de données RN Manuel Validation An Ra

Copier

Terme source

Sou. Générateur

Tension / intensité

100kV / 1mA / Anode W (12")

Energie X (keV)

31.81 keV

Energie X (keV)

9.93 keV

Fluence X totale

8.56E+08/cm²/s

Type de Build-up: Berger

Avec Build-up

Kerma: 12540.52 m

H* (10): 1784.75 m

H* (0.07): 239.75 m

Hp (10): 239.75 m

Hp (3): 239.75 m

1) cliquez sur « copier »

2) copier manuellement le graphique (Ctrl+ C)

Spectre X primaire et diffusé

Zone de graphique

X/cm²/s/keV

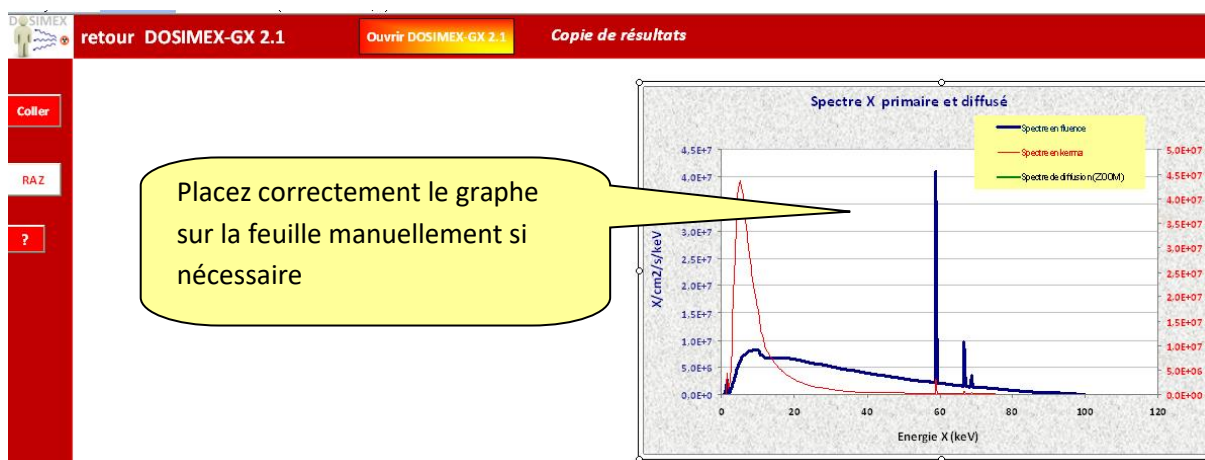
Energie X (keV)

Spectre en fluence

Spectre en kerma

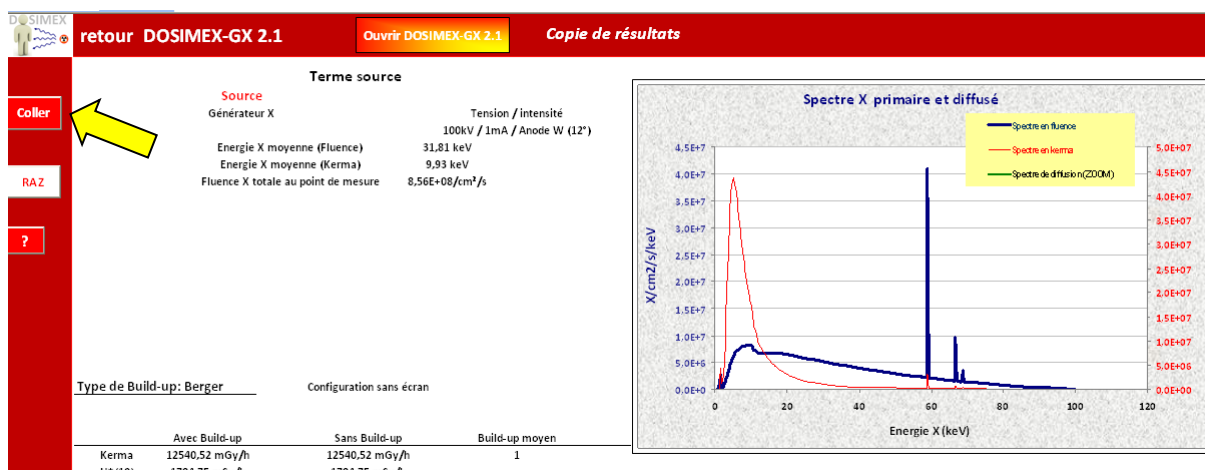
Spectre de diffusion (ZOOM)

Retournez sur le fichier « Copie résultats » puis copier le graphe manuellement : Ctrl +V sur une feuille vide (*fonction RAZ à effectuer si nécessaire préalablement à la manip précédente*)



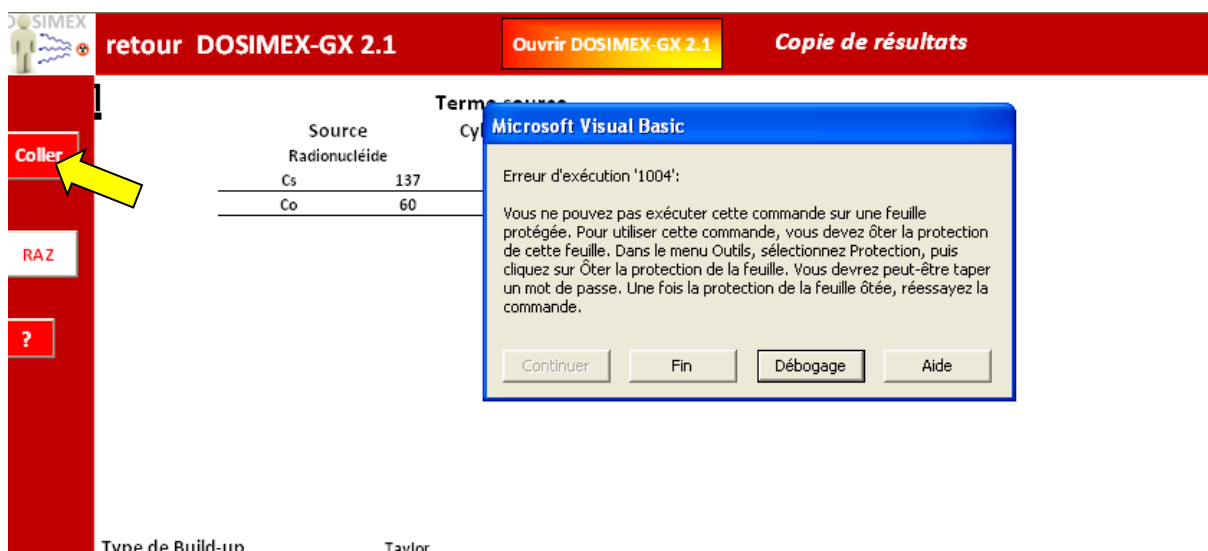
Attention : la copie du graphe dans cette configuration est plus longue que dans une utilisation normale entre fichiers non cryptés

Retournez ensuite sur Dosimex-GX (lien disponible sur le fichier) puis effectuez un copier –collé comme dans le cas précédent (copie sans graphe). Le texte vient alors se superposer au graphe déjà présent.



Conseil : gardez la version d'origine du fichier « Copie résultats » et enregistrer les résultats sous un autre nom et éventuellement dans un autre dossier. Cela vous permettra de garder des feuilles vierges permettant de coller immédiatement des résultats

Si vous essayer de copier des résultats sur une feuille déjà rempli, le fichier Excel sera alors mis en erreur :



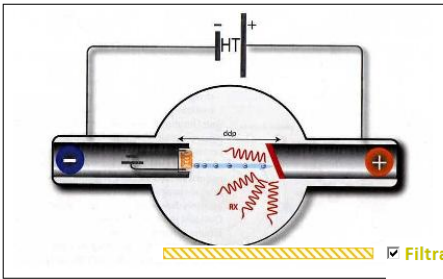


Générateur X

Alimentation

HT utilisation (kV)

Intensité (mA)



☒ Filtration inhérente

☐ Filtration additionnelle

Filtration inhérente

Nature

Epaisseur mm

Ecran

Nature Masse vol.

Epaisseur mm

☒ Ecran

Distance m

Lancer calcul

kerma air

☐ Unité d'affichage en kerma.h-1

Facteur d'atténuation (hors BU) Débit de dose calculé derrière l'écran Le spectre présenté est le spectre avant écran

Partie III. SOURCES GAMMA SPÉCIFIQUES

III.1 SOURCES UOX ET MOX

III.1.1 DONNÉES SOURCES

Ces données ont été fournies par Gilles BAROUCH, du Service de Protection Radiologique du CEA/Cadarache

OBJECTIFS : Evaluer les débits d'équivalent de dose générés par des combustibles type UOX et MOX après irradiation et refroidissement.

DONNEES INITIALES : Deux types de combustibles REP ont été étudiés, un UOX et un MOX, pour lesquels on considère les spectres isotopiques initiaux suivants:

Proportions massiques types UOX		
U234 %	U 235 %	U 238 %
0,05%	4,95%	95,00%

Proportions massiques types MOX					
Pu238	Pu239	Pu240	Pu241	Pu242	Am241
1,62%	58,16%	22,43%	11,10%	5,59%	1,10%

III.1.2 METHODE DE CALCUL

✓ **Phase 1 :** calcul d'irradiation neutronique à 99 groupes effectué avec le code APOLLO1

Dans les deux cas, des campagnes d'irradiation de 10 GWj/t suivies d'un arrêt de 90 jours ont été simulées jusqu'à obtenir :

- 120 GWj/tonne pour l'UOX
- 90 GWj/tonne pour le MOX

✓ **Phase 2 :** calcul de refroidissement à 6 mois, 1 an, 3 ans puis enfin 5 ans à l'aide du code d'évolution CESAR-4 p

III.1.3 RESULTATS COMBUSTIBLE UOX

UOX - Activité totale des produits de fission (TBq/tonne) (1/2)				
ISOTOPE	Refr 6 mois	Refr 1 an	Refr 3 ans	Refr 5 ans
ZN 72	2,95E-29	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
GA 72	4,24E-29	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
AS 77	6,41E-33	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
SE 79	2,22E-03	2,22E-03	2,22E-03	2,22E-03
BR 82	1,77E-35	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
KR 85	7,29E+02	7,06E+02	6,20E+02	5,45E+02
RB 86	2,02E-01	2,34E-04	3,77E-16	6,31E-28
RB 87	2,15E-06	2,15E-06	2,15E-06	2,15E-06
SR 89	1,52E+03	1,25E+02	5,50E-03	2,45E-07
SR 90	6,48E+03	6,41E+03	6,11E+03	5,82E+03
Y 90	6,48E+03	6,41E+03	6,11E+03	5,83E+03
Y 91	3,11E+03	3,61E+02	6,25E-02	1,10E-05
ZR 93	1,95E-01	1,95E-01	1,95E-01	1,95E-01
ZR 95	6,84E+03	9,52E+02	3,46E-01	1,27E-04
NB 93M	4,74E-02	5,05E-02	6,22E-02	7,29E-02
NB 95	1,35E+04	2,07E+03	7,69E-01	2,83E-04
MO 99	6,53E-16	7,91E-36	0,00E+00	0,00E+00
TC 99	1,45E+00	1,45E+00	1,45E+00	1,45E+00
TC 99M	6,25E-16	7,58E-36	0,00E+00	0,00E+00
RU103	3,08E+03	1,25E+02	3,19E-04	8,31E-10
RU106	2,74E+04	1,95E+04	4,98E+03	1,28E+03
RH103M	3,07E+03	1,25E+02	3,19E-04	8,30E-10
RH105	2,50E-33	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
RH106	2,74E+04	1,95E+04	4,98E+03	1,28E+03
PD107	2,15E-02	2,15E-02	2,15E-02	2,15E-02
AG108M	1,21E-06	1,21E-06	1,20E-06	1,20E-06
AG110M	6,52E+03	3,94E+03	5,18E+02	6,84E+01
AG111	3,59E-04	1,59E-11	0,00E+00	0,00E+00
CD113	1,67E-15	1,67E-15	1,67E-15	1,67E-15
CD113M	7,51E+00	7,33E+00	6,62E+00	5,97E+00
CD115	7,55E-23	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
CD115M	6,08E+00	3,59E-01	4,18E-06	4,95E-11
IN115	5,31E-13	5,32E-13	5,32E-13	5,32E-13
SN121	1,01E-01	1,01E-01	9,81E-02	9,57E-02
SN121M	1,31E-01	1,30E-01	1,26E-01	1,23E-01
SN123	2,15E+01	8,09E+00	1,60E-01	3,19E-03
SN125	7,01E-04	1,45E-09	2,17E-32	0,00E+00
SN126	9,96E-02	9,96E-02	9,96E-02	9,96E-02
SB122	6,44E-19	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
SB124	1,65E+01	2,03E+00	4,50E-04	1,01E-07
SB125	5,64E+02	4,98E+02	3,02E+02	1,83E+02
SB126	1,01E-01	9,96E-02	9,96E-02	9,96E-02

UOX - Activité totale des produits de fission (TBq/tonne) (1/2)				
ISOTOPE	Refr 6 mois	Refr 1 an	Refr 3 ans	Refr 5 ans
SB127	2,20E-11	1,29E-25	0,00E+00	0,00E+00
TE123	5,48E-13	6,35E-13	6,81E-13	6,82E-13
TE123M	4,08E+00	1,42E+00	2,06E-02	3,01E-04
TE125M	1,29E+02	1,15E+02	6,98E+01	4,23E+01
TE127	1,77E+02	5,57E+01	5,33E-01	5,14E-03
TE127M	1,81E+02	5,68E+01	5,44E-01	5,24E-03
TE129M	5,18E+01	1,21E+00	3,42E-07	9,87E-14
TE132	6,78E-13	1,04E-29	0,00E+00	0,00E+00
I 129	3,95E-03	3,95E-03	3,95E-03	3,95E-03
I 131	5,73E-03	8,78E-10	3,75E-37	0,00E+00
XE131M	3,34E-02	9,04E-07	4,01E-25	0,00E+00
XE133	2,92E-06	1,05E-16	0,00E+00	0,00E+00
XE133M	2,55E-22	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
CS134	2,51E+04	2,12E+04	1,08E+04	5,52E+03
CS135	5,98E-02	5,98E-02	5,98E-02	5,98E-02
CS136	5,51E-01	3,78E-05	7,19E-22	1,44E-38
CS137	1,27E+04	1,25E+04	1,20E+04	1,14E+04
BA137M	1,20E+04	1,19E+04	1,13E+04	1,08E+04
BA140	2,88E+00	1,45E-04	8,01E-22	0,00E+00
LA140	3,31E+00	1,67E-04	9,22E-22	0,00E+00
CE141	1,14E+03	2,35E+01	3,99E-06	6,90E-13
CE142	7,02E-12	7,02E-12	7,02E-12	7,02E-12
CE143	4,31E-36	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
CE144	2,30E+04	1,48E+04	2,50E+03	4,23E+02
PR143	4,81E+00	4,44E-04	2,78E-20	1,83E-36
PR144	2,30E+04	1,48E+04	2,50E+03	4,23E+02
ND144	2,38E-10	2,41E-10	2,46E-10	2,47E-10
ND147	2,34E-01	2,42E-06	2,30E-26	0,00E+00
PM147	5,31E+03	4,66E+03	2,75E+03	1,62E+03
PM148	3,85E+00	1,82E-01	8,53E-07	4,08E-12
PM148M	7,29E+01	3,43E+00	1,61E-05	7,71E-11
PM149	3,16E-21	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
SM147	1,93E-07	2,09E-07	2,56E-07	2,84E-07
SM148	8,80E-12	8,80E-12	8,80E-12	8,80E-12
SM149	9,06E-13	9,06E-13	9,06E-13	9,06E-13
SM151	2,53E+01	2,52E+01	2,48E+01	2,44E+01
SM153	1,95E-24	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
EU152	1,07E+00	1,05E+00	9,42E-01	8,49E-01
EU154	1,10E+03	1,06E+03	9,02E+02	7,70E+02
EU155	5,32E+02	4,96E+02	3,75E+02	2,84E+02
EU156	8,61E+00	2,13E-03	6,95E-18	2,37E-32
TB160	2,47E+01	4,32E+00	3,91E-03	3,57E-06
TB161	9,82E-07	1,16E-14	0,00E+00	0,00E+00
HO166M	4,62E-03	4,62E-03	4,62E-03	4,61E-03
TOTAL	2,11E+05	1,42E+05	6,69E+04	4,64E+04

UOX - Source gamma des produits de fission (gamma/sec/tonne)				
GROUPE (keV)	Refroidi 6 mois	Refroidi 1 an	Refroidi 3 ans	Refroidi 5 ans
10	4,78E+14	3,06E+14	5,80E+13	1,32E+13
18	2,74E+11	2,56E+11	1,94E+11	1,46E+11
25	3,39E+14	4,94E+13	6,65E+12	2,26E+12
38	2,65E+15	1,87E+15	6,22E+14	3,23E+14
53	4,48E+13	2,94E+13	1,25E+13	8,08E+12
68	6,89E+10	4,73E+06	8,99E-11	1,80E-27
88	4,92E+14	3,62E+14	1,51E+14	9,40E+13
108	1,10E+14	1,03E+14	7,75E+13	5,86E+13
135	3,56E+15	2,08E+15	6,43E+14	3,59E+14
175	3,80E+13	3,34E+13	2,02E+13	1,23E+13
250	9,39E+13	7,58E+13	6,18E+13	5,20E+13
350	7,15E+12	4,76E+12	2,12E+12	1,09E+12
425	4,97E+13	2,21E+13	5,23E+12	1,40E+12
480	3,36E+15	6,28E+14	2,82E+14	1,56E+14
555	1,17E+16	9,04E+15	3,60E+15	1,58E+15
650	3,88E+16	3,38E+16	2,14E+16	1,53E+16
750	4,20E+16	2,14E+16	9,43E+15	4,88E+15
900	2,77E+15	2,35E+15	1,32E+15	7,92E+14
1165	1,66E+15	1,35E+15	7,20E+14	4,53E+14
1415	8,33E+14	6,89E+14	3,36E+14	1,69E+14
1580	4,50E+13	2,98E+13	7,61E+12	1,95E+12
1830	3,99E+13	2,37E+13	5,80E+12	1,48E+12
2250	1,90E+14	1,23E+14	2,25E+13	4,25E+12
2750	4,13E+12	2,86E+12	7,26E+11	1,85E+11
3250	4,25E+11	3,02E+11	7,73E+10	1,98E+10
TOTAL	1,09E+17	7,44E+16	3,88E+16	2,43E+16

III.1.4 RESULTATS COMBUSTIBLE MOX

MOX - Activité totale des produits de fission (TBq/tonne) (1/2)				
ISOTOPES	Refroidi 6 mois	Refroidi 1 an	Refroidi 3 ans	Refroidi 5 ans
ZN 72	2,81E-29	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
GA 72	4,03E-29	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
AS 77	6,00E-33	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
SE 79	2,77E-02	2,77E-02	2,77E-02	2,77E-02
BR 82	8,90E-36	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
KR 85	4,25E+02	4,11E+02	3,61E+02	3,18E+02
RB 86	6,83E-02	7,91E-05	1,28E-16	2,13E-28
RB 87	1,03E-06	1,03E-06	1,03E-06	1,03E-06
SR 89	1,44E+03	1,19E+02	5,21E-03	2,32E-07
SR 90	3,17E+03	3,14E+03	2,99E+03	2,85E+03
Y 90	3,17E+03	3,14E+03	2,99E+03	2,85E+03
Y 91	2,97E+03	3,44E+02	5,97E-02	1,05E-05
ZR 93	1,18E-01	1,18E-01	1,18E-01	1,18E-01
ZR 95	6,70E+03	9,33E+02	3,39E-01	1,25E-04
NB 95	1,32E+04	2,03E+03	7,53E-01	2,77E-04
MO 99	6,44E-16	7,80E-36	0,00E+00	0,00E+00
TC 99	1,28E+00	1,28E+00	1,28E+00	1,28E+00
TC 99M	6,16E-16	7,47E-36	0,00E+00	0,00E+00
RU103	3,02E+03	1,22E+02	3,13E-04	8,15E-10
RU106	2,94E+04	2,09E+04	5,35E+03	1,37E+03
RH103M	3,02E+03	1,22E+02	3,13E-04	8,14E-10
RH105	2,72E-33	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
RH106	2,94E+04	2,09E+04	5,35E+03	1,37E+03
PD107	2,57E-02	2,57E-02	2,57E-02	2,57E-02
AG110M	7,14E+03	4,31E+03	5,67E+02	7,49E+01
AG111	2,85E-04	1,26E-11	0,00E+00	0,00E+00
CD113	1,33E-14	1,33E-14	1,33E-14	1,33E-14
CD113M	6,58E+00	6,41E+00	5,79E+00	5,23E+00
CD115	7,51E-23	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
CD115M	5,54E+00	3,27E-01	3,81E-06	4,51E-11
IN115	1,10E-12	1,10E-12	1,10E-12	1,10E-12
SN121	2,09E+00	2,08E+00	2,03E+00	1,98E+00
SN121M	2,70E+00	2,68E+00	2,61E+00	2,55E+00
SN123	2,06E+01	7,75E+00	1,54E-01	3,06E-03
SN125	6,76E-04	1,40E-09	2,09E-32	0,00E+00
SN126	9,56E-02	9,56E-02	9,56E-02	9,56E-02
SB122	3,73E-19	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
SB124	1,03E+01	1,27E+00	2,80E-04	6,27E-08
SB125	5,71E+02	5,04E+02	3,05E+02	1,85E+02
SB126	9,66E-02	9,56E-02	9,56E-02	9,56E-02
SB127	2,13E-11	1,26E-25	0,00E+00	0,00E+00
TE123	2,59E-13	2,88E-13	3,03E-13	3,03E-13

MOX - Activité totale des produits de fission (TBq/tonne) (2/2)				
ISOTOPES	Refroidi 6 mois	Refroidi 1 an	Refroidi 3 ans	Refroidi 5 ans
TE123M	1,35E+00	4,72E-01	6,84E-03	9,99E-05
TE125M	1,31E+02	1,16E+02	7,06E+01	4,28E+01
TE127	1,74E+02	5,48E+01	5,24E-01	5,05E-03
TE127M	1,78E+02	5,59E+01	5,35E-01	5,16E-03
TE129M	5,05E+01	1,18E+00	3,34E-07	9,63E-14
TE132	6,73E-13	1,03E-29	0,00E+00	0,00E+00
I 129	3,64E-03	3,64E-03	3,64E-03	3,64E-03
I 131	5,66E-03	8,67E-10	3,71E-37	0,00E+00
XE131M	3,33E-02	9,00E-07	3,99E-25	0,00E+00
XE133	2,90E-06	1,04E-16	0,00E+00	0,00E+00
XE133M	2,54E-22	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
CS134	1,39E+04	1,17E+04	5,99E+03	3,06E+03
CS135	1,12E-01	1,12E-01	1,12E-01	1,12E-01
CS136	6,17E-01	4,24E-05	8,06E-22	1,61E-38
CS137	9,87E+03	9,76E+03	9,32E+03	8,90E+03
BA137M	9,35E+03	9,24E+03	8,83E+03	8,43E+03
BA140	2,89E+00	1,46E-04	8,03E-22	0,00E+00
LA140	3,33E+00	1,68E-04	9,25E-22	0,00E+00
CE141	1,13E+03	2,33E+01	3,95E-06	6,85E-13
CE142	4,87E-12	4,87E-12	4,87E-12	4,87E-12
CE143	4,26E-36	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
CE144	2,29E+04	1,47E+04	2,48E+03	4,20E+02
PR143	4,79E+00	4,43E-04	2,77E-20	1,82E-36
PR144	2,29E+04	1,47E+04	2,48E+03	4,20E+02
ND144	9,81E-11	1,01E-10	1,06E-10	1,06E-10
ND147	2,29E-01	2,37E-06	2,25E-26	0,00E+00
PM147	7,33E+03	6,43E+03	3,79E+03	2,23E+03
PM148	7,53E+00	3,55E-01	1,67E-06	7,97E-12
PM148M	1,42E+02	6,72E+00	3,16E-05	1,51E-10
PM149	2,47E-21	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
SM147	2,65E-07	2,87E-07	3,52E-07	3,91E-07
SM148	5,81E-12	5,81E-12	5,81E-12	5,81E-12
SM149	3,40E-12	3,40E-12	3,40E-12	3,40E-12
SM151	1,06E+02	1,06E+02	1,04E+02	1,03E+02
SM153	1,24E-24	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
EU152	9,15E+00	8,92E+00	8,03E+00	7,24E+00
EU154	1,56E+03	1,50E+03	1,28E+03	1,09E+03
EU155	1,77E+03	1,65E+03	1,25E+03	9,46E+02
EU156	1,94E+00	4,79E-04	1,56E-18	5,33E-33
TB160	2,41E+01	4,20E+00	3,80E-03	3,47E-06
TB161	7,83E-07	9,22E-15	0,00E+00	0,00E+00
TOTAL	1,95E+05	1,27E+05	5,35E+04	3,47E+04

MOX - Source gamma des produits de fission (gamma/sec/tonne)				
GROUPE (keV)	Refroidi 6 mois	Refroidi 1 an	Refroidi 3 ans	Refroidi 5 ans
10	4,558E+11	3,246E+11	8,302E+10	2,127E+10
18	4,420E+12	3,061E+12	7,790E+11	1,989E+11
25	1,904E+14	1,240E+14	2,276E+13	4,320E+12
38	3,921E+13	2,499E+13	6,225E+12	1,593E+12
53	4,805E+13	3,196E+13	8,171E+12	2,093E+12
68	5,257E+14	4,288E+14	2,034E+14	1,017E+14
88	1,665E+15	1,368E+15	7,980E+14	5,574E+14
108	2,163E+15	1,858E+15	1,154E+15	7,814E+14
135	3,293E+16	1,400E+16	5,751E+15	3,035E+15
175	2,665E+16	2,315E+16	1,489E+16	1,099E+16
250	9,701E+15	7,276E+15	2,618E+15	1,059E+15
350	3,164E+15	4,984E+14	2,174E+14	1,227E+14
425	6,868E+13	2,435E+13	5,602E+12	1,494E+12
480	7,922E+12	5,631E+12	3,311E+12	2,392E+12
555	1,440E+14	1,164E+14	9,679E+13	8,223E+13
650	3,841E+13	3,377E+13	2,047E+13	1,241E+13
750	3,803E+15	2,331E+15	8,637E+14	5,492E+14
900	2,064E+14	1,925E+14	1,454E+14	1,100E+14
1165	6,343E+14	4,958E+14	2,536E+14	1,714E+14
1415	7,725E+10	5,306E+06	1,008E-10	2,020E-27
1580	6,149E+13	4,536E+13	2,543E+13	1,856E+13
1830	2,684E+15	1,919E+15	6,969E+14	3,998E+14
2250	3,367E+14	5,187E+13	8,085E+12	3,160E+12
2750	5,158E+11	4,811E+11	3,637E+11	2,751E+11
3250	4,652E+14	2,967E+14	5,375E+13	1,119E+13
TOTAL	8,553E+16	5,428E+16	2,784E+16	1,801E+16

III.2 SPECTRE TYPE PRODUITS DE FISSION S060

Spectre isotopique : (ref APM DDCO NTDMED 03058)

RN	A	% activité
Am	241	8,65E-03
Ce	144	1,43E-118
Pr	144	1,43E-118
Co	60	2,33E-20
Cs	134	2,85E-47
Cs	137	1,36E-04
Eu	154	8,80E-14
I	129	5,18E-07
Mn	54	3,96E-110
Mo	93	5,17E-07
Nb	94	9,57E-10
Pu	238	2,89E-03
Pu	239	3,76E-02
Pu	240	2,41E-02
Pu	241	2,81E-05
Pu	242	1,46E-05
Ru	106	6,44E-01
Sb	125	1,62E-02
Sn	121-m	3,52E-05
Tc	99	1,81E-05
U	234	7,09E-05
U	235	3,37E-06
U	238	6,75E-05
Y	90	7,31E-02
Zr	93	2,78E-06

Table d'émission complète :

RN	A	E	Intensité intrinsèque	% activité	intensité mélange
Am	241	60 keV	3,60E+01	1,40E-02	5,043E-01
Am	241	14 keV	3,31E+01	1,40E-02	4,630E-01
Am	241	27 keV	3,29E+00	1,40E-02	4,599E-02
Am	241	104 keV	5,41E-02	1,40E-02	7,575E-04
Am	241	299 keV	2,33E-03	1,40E-02	3,264E-05
Am	241	683 keV	7,61E-04	1,40E-02	1,066E-05
Ce	144	90 keV	2,12E+01	8,64E-03	1,830E-01
Ce	144	696 keV	1,34E+00	8,64E-03	1,161E-02
Pr	144	696 keV	1,34E+00	8,64E-03	1,161E-02
Pr	144	836 keV	5,90E-03	8,64E-03	5,098E-05
Cs	134	596 keV	1,23E+02	1,21E-03	1,487E-01
Cs	134	796 keV	9,42E+01	1,21E-03	1,140E-01
Cs	134	33 keV	8,30E-01	1,21E-03	1,004E-03
Cs	134	276 keV	3,50E-02	1,21E-03	4,235E-05
Cs	137	662 keV	8,50E+01	1,38E-01	1,173E+01
Eu	154	93 keV	6,61E+01	2,87E-03	1,897E-01
Eu	154	731 keV	2,54E+01	2,87E-03	7,285E-02
Eu	154	614 keV	8,78E+00	2,87E-03	2,521E-02
Eu	154	250 keV	7,12E+00	2,87E-03	2,044E-02
Eu	154	452 keV	1,26E+00	2,87E-03	3,613E-03
I	129	36 keV	2,06E+01	5,18E-07	1,069E-05
Mn	54	835 keV	1,00E+02	6,98E-04	6,978E-02
Mo	93	17 keV	6,33E+01	5,49E-07	3,475E-05
Mo	93	31 keV	5,00E-04	5,49E-07	2,745E-10
Nb	94	703 keV	9,79E+01	9,67E-10	9,467E-08
Pu	238	16 keV	1,06E+01	3,15E-02	3,348E-01
Pu	238	44 keV	3,97E-02	3,15E-02	1,251E-03
Pu	238	100 keV	7,45E-03	3,15E-02	2,347E-04
Pu	238	153 keV	9,30E-04	3,15E-02	2,930E-05
Pu	238	111 keV	6,17E-05	3,15E-02	1,944E-06
Pu	238	200 keV	3,92E-05	3,15E-02	1,235E-06
Pu	238	742 keV	5,10E-06	3,15E-02	1,607E-07



Pu	239	12 keV	4,70E+00	3,79E-02	1,781E-01
Pu	239	52 keV	2,81E-02	3,79E-02	1,064E-03
Pu	239	109 keV	2,22E-02	3,79E-02	8,395E-04
Pu	239	39 keV	1,00E-02	3,79E-02	3,790E-04
Pu	239	394 keV	3,00E-03	3,79E-02	1,139E-04
Pu	240	45 keV	4,47E-02	2,49E-02	1,113E-03
Pu	240	104 keV	7,23E-03	2,49E-02	1,800E-04
Pu	241	107 keV	1,27E-03	2,81E-05	3,565E-08
Pu	242	17 keV	8,70E+00	1,46E-05	1,270E-04
Pu	242	45 keV	3,75E-02	1,46E-05	5,475E-07
Pu	242	104 keV	2,40E-03	1,46E-05	3,504E-08
Ru	106	511 keV	2,06E+01	6,44E-01	1,328E+01
Ru	106	622 keV	1,07E+01	6,44E-01	6,905E+00
U	235	13	2,32E+01	3,37E-06	7,803E-05
U	234	15,75 keV	1,04E+01	7,09E-05	7,338E-04
U	238	15,75 keV	7,50E+00	6,75E-05	5,063E-04
Zr	93	16,936 keV	1,29E+00	2,78E-06	3,582E-06
Sn	121-m	28 keV	1,72E+01	3,52E-05	6,068E-04
Zr	93	3,08E+01	5,57E-04	2,78E-06	1,548E-09
Sb	125	34 keV	1,96E+01	1,62E-02	3,179E-01
Sn	121-m	36 keV	2,34E+00	3,52E-05	8,237E-05
U	235	38,488991	1,06E-01	3,37E-06	3,566E-07
U	238	49,55 keV	6,20E-02	6,75E-05	4,185E-06
U	234	53,2 keV	1,23E-01	7,09E-05	8,721E-06
U	235	67,98993	2,44E-01	3,37E-06	8,236E-07
U	234	92,064 keV	6,68E-03	7,09E-05	4,736E-07
U	235	96,30316	1,33E+01	3,37E-06	4,483E-05
U	238	110,2 keV	1,25E-02	6,75E-05	8,410E-07
U	234	120,9 keV	3,42E-02	7,09E-05	2,425E-06
U	235	149,85356	1,63E+01	3,37E-06	5,498E-05
Sb	125	179 keV	7,81E+00	1,62E-02	1,266E-01
U	235	185,8021	5,82E+01	3,37E-06	1,960E-04
U	235	205,2988	6,28E+00	3,37E-06	2,116E-05
U	235	251,63438	1,80E-01	3,37E-06	6,061E-07
U	235	290,58938	6,40E-02	3,37E-06	2,155E-07
U	235	367,38661	9,42E-02	3,37E-06	3,175E-07



Sb	125	434 keV	4,22E+01	1,62E-02	6,837E-01
Y	90	511	6,38E-03	7,31E-02	4,664E-04
Sb	125	616 keV	3,59E+01	1,62E-02	5,817E-01
Ru	106	751 keV	1,00E-03	6,44E-01	6,440E-04
Nb	94	871 keV	9,99E+01	9,67E-10	9,660E-08
Ru	106	874 keV	4,31E-01	6,44E-01	2,773E-01
Eu	154	875 keV	1,46E+01	2,87E-03	4,195E-02
Eu	154	1002 keV	2,88E+01	2,87E-03	8,278E-02
Cs	134	1039 keV	9,91E-01	1,21E-03	1,199E-03
Ru	106	1067 keV	1,90E+00	6,44E-01	1,226E+00
Cs	134	1168 keV	1,79E+00	1,21E-03	2,168E-03
Co	60	1173 keV	9,99E+01	3,19E-03	3,185E-01
Ru	106	1194 keV	7,02E-02	6,44E-01	4,521E-02
Eu	154	1271 keV	3,68E+01	2,87E-03	1,055E-01
Co	60	1332 keV	1,00E+02	3,19E-03	3,189E-01
Ru	106	1349 keV	1,19E-02	6,44E-01	7,670E-03
Cs	134	1365 keV	3,02E+00	1,21E-03	3,648E-03
Pr	144	1387 keV	6,79E-03	8,64E-03	5,867E-05
Ce	144	1388 keV	6,40E-03	8,64E-03	5,530E-05
Ce	144	1489 keV	2,79E-01	8,64E-03	2,411E-03
Pr	144	1489 keV	2,79E-01	8,64E-03	2,412E-03
Eu	154	1491 keV	8,32E-01	2,87E-03	2,387E-03
Ru	106	1553 keV	1,78E-01	6,44E-01	1,149E-01
Eu	154	1597 keV	1,82E+00	2,87E-03	5,233E-03
Ru	106	1777 keV	5,86E-02	6,44E-01	3,771E-02
Ru	106	1982 keV	2,79E-02	6,44E-01	1,800E-02
Pr	144	2006 keV	1,44E-03	8,64E-03	1,244E-05
Ru	106	2122 keV	4,00E-02	6,44E-01	2,574E-02
Ce	144	2186 keV	7,00E-01	8,64E-03	6,048E-03
Pr	144	2186 keV	7,00E-01	8,64E-03	6,048E-03
Y	90	2186,254	1,40E-06	7,31E-02	1,023E-07
Pr	144	2368 keV	4,20E-05	8,64E-03	3,629E-07
Ru	106	2369 keV	5,96E-02	6,44E-01	3,840E-02
Ru	106	2542 keV	5,24E-03	6,44E-01	3,375E-03
Pr	144	2654 keV	2,00E-04	8,64E-03	1,728E-06
Ru	106	2705 keV	7,23E-03	6,44E-01	4,656E-03

Pr	144	2843 keV	1,10E-04	8,64E-03	9,504E-07
Ru	106	2852 keV	2,80E-03	6,44E-01	1,803E-03
Ru	106	3041 keV	1,38E-03	6,44E-01	8,887E-04
Tc	99	90 keV	0,00058	1,81E-05	1,050E-08

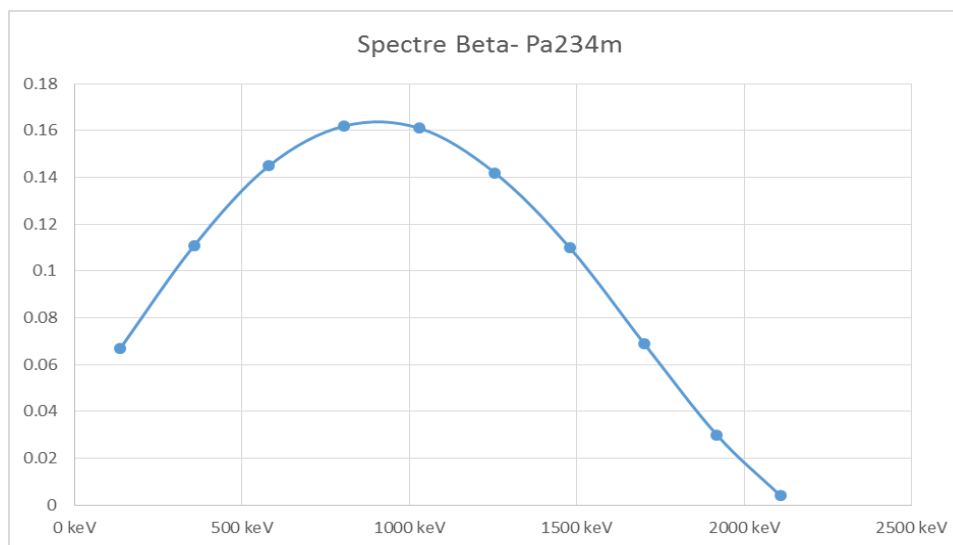
On retrouve pour l'essentiel le Cs 137 (13,8 %) et le Ru-Rh 106 (64,4 %). . Pour ne rien négliger l'ensemble des émissions gamma de tous les radionucléides du spectre So 60 a été pris en compte dans un spectre condensé en énergie sur 12 groupes :

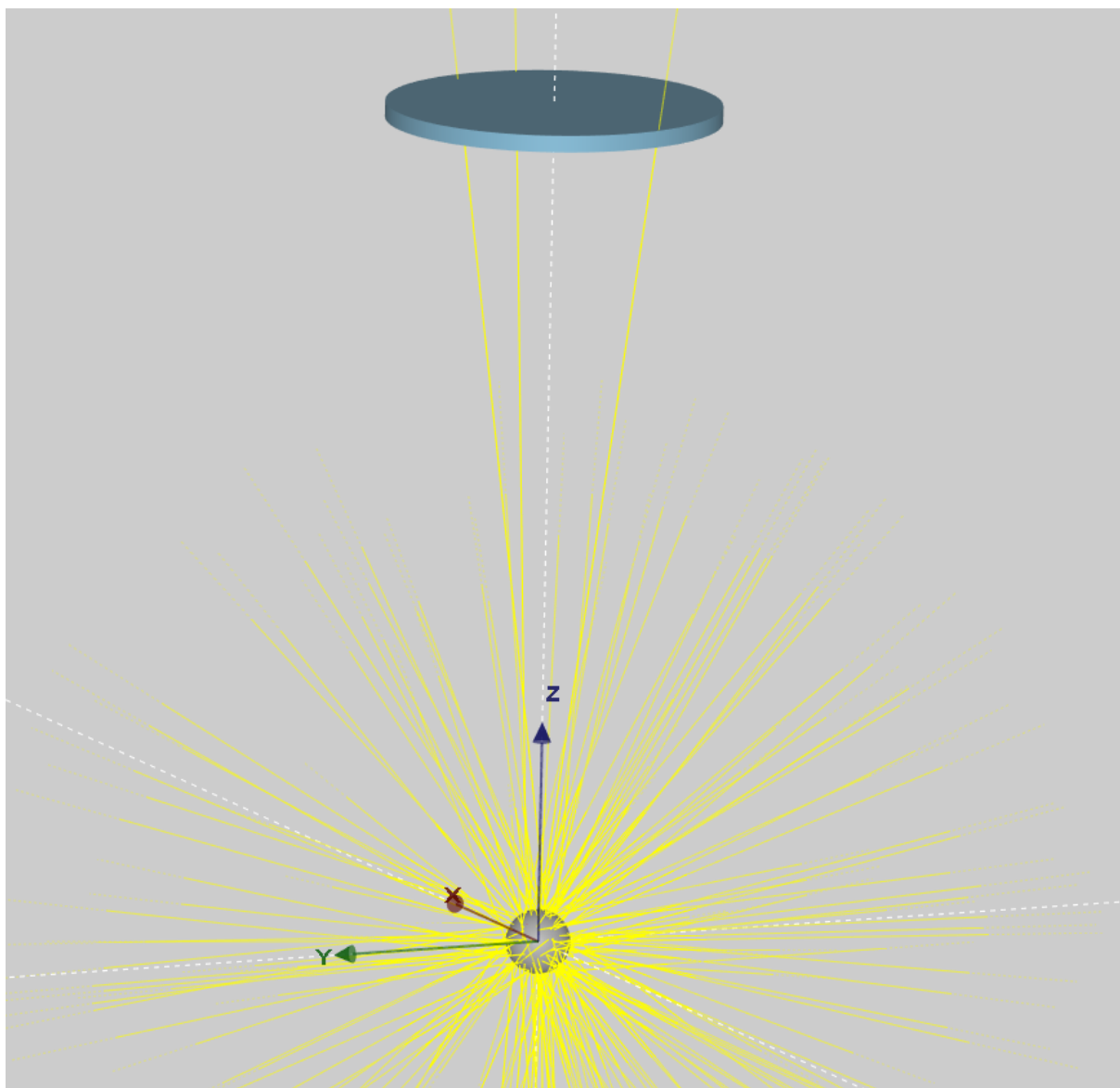
Spectre gamma type condensé enregistré avec Dosimex-GX 2.0 (cf fin de liste élément : [Pr . fission spectre –type # SO 60](#))

Energie	Intensité (%)
20 keV	1,35E+00
73 keV	8,79E-01
189 keV	1,47E-01
509 keV	1,41E+01
646 keV	1,93E+01
788 keV	2,57E-01
874 keV	3,19E-01
1134 keV	2,10E+00
1535 keV	1,39E-01
1964 keV	9,36E-02
2383 keV	4,18E-02
2781 keV	7,35E-03

III.3 URANIUM APPAUVRI + RAYONNEMENT DE FREINAGE

E (keV)	Intensité
137 keV	0.067
358 keV	0.111
581 keV	0.145
806 keV	0.162
1031 keV	0.161
1255 keV	0.142
1479 keV	0.11
1701 keV	0.069
1918 keV	0.03
2108 keV	0.004





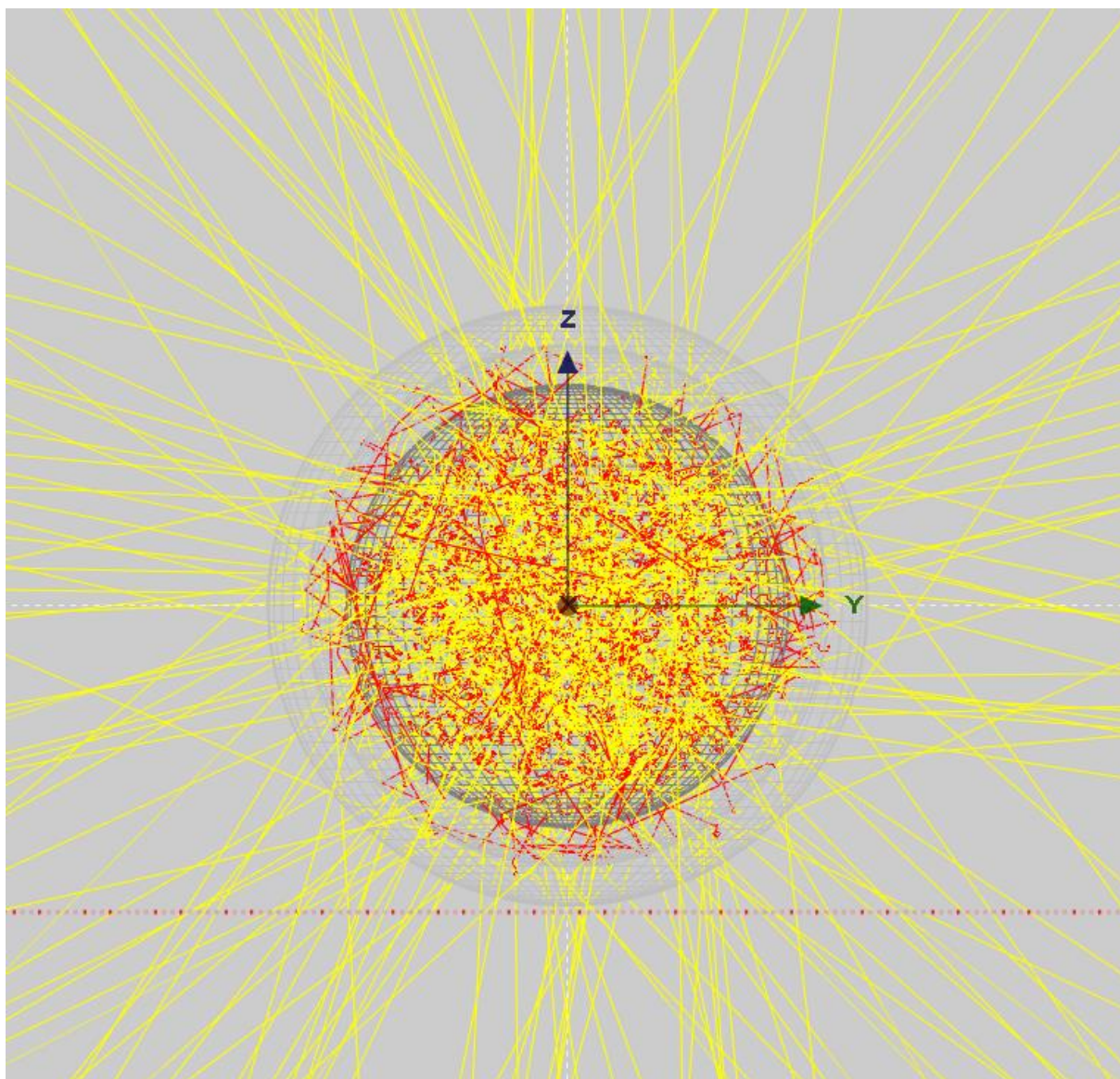
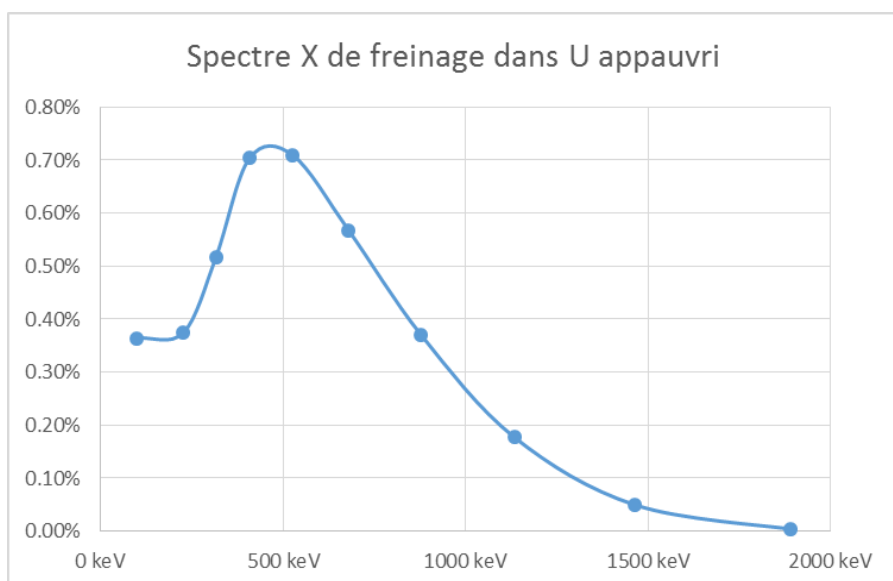


Table d'émission X freinage U appauvri	
E	Intensité
98 keV	0.36%
227 keV	0.37%
316 keV	0.52%
408 keV	0.70%
527 keV	0.71%
680 keV	0.57%
878 keV	0.37%
1133 keV	0.18%
1463 keV	0.05%
1889 keV	0.00%



III.4 SPECTRE TYPE COMBUSTIBLES UO₂ DE RETRAITEMENT

L'objectif de cette étude est d'établir une cartographie d'équivalent de dose autour d'un système d'entreposage de crayon combustibles neufs suivant le spectre isotopique et le temps de décroissance.

1) ANALYSES DES SPECTRES ISOTOPIQUE

Nous considérerons 10 spectres isotopiques différents :

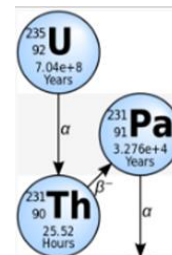
- 2 spectres Uranium métal sans descendants, avec 0,7 % d'U5 et 2,5 % d'U5
- 2 spectres métal avec descendants, avec 0,7 % d'U5 et 2,5 % d'U5 et rayonnement de freinage.
- 4 spectres correspondant aux deux précédents avec une contamination par l'Uranium 232, pour deux durées de recroissance.

Pour les spectres isotopiques métal nous considéreront que l'U4 est à l'équilibre avec l'U8 pour un enrichissement à 0,7 % (naturel) et avec une activité 3,5 fois supérieure à l'U8 pour un enrichissement à 2,5 % d'U5.

Pour les spectres isotopiques avec descendants, nous prendrons en considération :

➤ URANIUM 2355 :

Le thorium 231 seulement, la filiation étant bloqué par la longue période du Pa234 : la montée à l'équilibre du Th231 est rapide en raison d'une période de 25 h. La contribution du Th 231 à l'équilibre vs U5 est significative en source ponctuelle sans écran : 43 % du DED mais chute à 5 % derrière un écran d'acier de 1 mm.

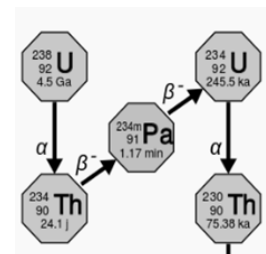


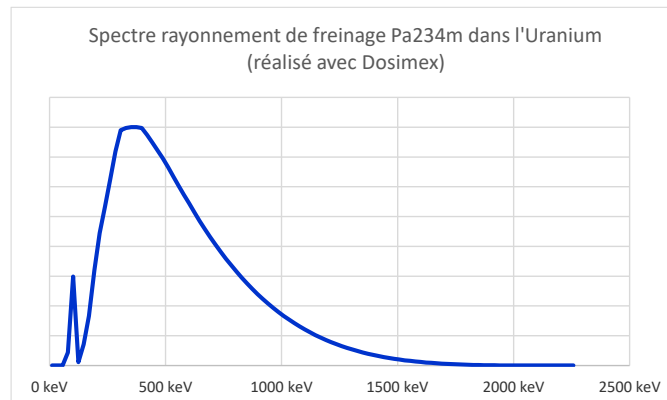
Remarque : tous les noyaux lourds dans ce domaine présentent des émissions X, notamment XL, de faible énergie, de l'ordre de 16 keV, avec des intensités élevées, souvent supérieures à 10 % (65 % par exemple pour le Th 231). Ces intensités élevées contribuent fortement au DED en sources ponctuelles, mais disparaissent rapidement en présence de matière par écrantage (acier) où par auto-absorption dans la matrice U-Gd (libre parcours moyen X de 16 keV : 30 μ m dans l'acier et 10 μ dans l'uranium)

➤ URANIUM 238 :

Les seuls descendants à prendre en compte sont le Thorium 234, de période 24 jours, le Protactinium 234m et le Protactinium 234 à l'équilibre avec le Th234, obtenu par transition isomérique du Pa234m avec un rapport de branchement de 0,15%. Malgré cette faible valeur, le Pa234, émetteur gamma particulièrement élevé, participe à hauteur de 5 % à l'équivalent de dose.

Pour le Pa 234 m le rayonnement de freinage des β^- émis est intégré à la table d'émission. Ce rayonnement de freinage est prépondérant en termes de dose. Le Pa234m est un émetteur gamma assez faible car sa transition principale β (97 %) se fait sur le fondamental de l'U5 avec un $Q_{\beta \max}$ de 2269 keV.





Après discrétisation ce spectre a été intégré aux spectres de l'uranium métal avec descendants. On notera la discontinuité liée à un effet de K-edge dans la matrice Uranium

➤ URANIUM 232

La présence d'uranium 232 peut être un problème. En effet dans sa filiation on rencontre le Thallium 208 qui possède une table d'émission hors du commun, avec entre autres une émission gamma à 2614 keV pour une intensité intrinsèque de 99,7%, ramenée dans la filiation à 36 % en raison d'un rapport de branchement.

L'analyse des spectres expérimentaux montre la présence effective d'Uranium 232, en particulier avec le pic à 2614 keV. L'évolution d'un facteur 4 pour ce pic entre le spectre à 180 jours (16%) et le spectre à 1095 jours (63%) est cohérent avec une croissance du Thallium 208, de période courte (3 mn), en équilibre avec le Thorium 228 qui impose sa période de 1,9 ans à tous les descendants.

Les valeurs de l'intensité du pic à 2614 keV dans ces spectres expérimentaux permettent de déterminer une masse d'uranium 232 de l'ordre de 1.10^{-6} g dans un crayon, soit une concentration de l'ordre de $0,5 \cdot 10^{-9}$ ppb (*part per billion*). Malgré une si faible proportion massique, l'activité en U2 pour un crayon est égale à $8,14.10^5$ Bq vs $2.24E+07$ Bq pour l'U8 à 0,7% d'U5. L'énergie de 2614 keV et l'intensité d'émission élevée font de l'uranium 232 un contributeur non négligeable à la dose

Remarque : avec une matrice très épaisse, au sens des libres parcours moyens des photons, le processus d'auto-absorption est élevé. On peut montrer que pour des photons d'énergie donnée, une matrice épaisse est équivalente à la tranche superficielle d'épaisseur égale au libre parcours moyen et non absorbante. Dans la matrice UO₂-Gd le libre parcours moyen des photons de 186 keV de l'U5 est égal à 0,05 cm, et celui du photons de 2614 keV de l'U2 est égal à 3,7 cm.

➤ TABLES D'EMISSIONS

Nous avons créé 10 tables d'émissions spécifiques (*cf annexe 2*) :

- 2 tables pour l'Uranium métal sans ses premiers descendants pour les deux taux d'U5 possibles : **U-métal 0,7% U5** et **U métal 2,5% U5**. Ces 2 tables représentent le cas le plus optimiste en termes de dose
- 2 tables pour l'Uranium métal à l'équilibre avec ses premiers descendants et intégrant le spectre de rayonnement de freinage du au Pa234m
- 4 tables pour l'Uranium métal à l'équilibre avec ses premiers descendants, intégrant le spectre de rayonnement de freinage du au Pa234m ainsi que 0,5 ppb d'Uranium 232 pour les deux taux d'U5 possibles ainsi que pour les deux durées de recroissance du Thallium 208 , 180 jours et 1094 jours
- 2 tables à partir des spectres installation (voir annexe) : L'analyse comparative ci-dessous permet de penser que le spectre de rayonnement de freinage continu n'a sans doute pas été intégré

La comparaison du potentiel dosant (*pourcentage normalisé au plus dosant*) pour chaque spectre a été estimé sur une configuration simple :

- Source ponctuelle avec écran de 0,06 cm en acier (coupure des X) pour tester les couches superficielles
- Source ponctuelle avec un écran de 1 cm de UO2 pour tester les couches plus profondes (*effet de durcissement du spectre*). :

		Classement relatif	
	Spectre	1 mm acier	1 cm UO2
A1	U-métal 0,7% U5	6%	0.02%
A2	U métal 2,5% U5	22%	0.06%
B1	U-E 0,7% +ray. frei.	62%	67.87%
B2	U-E 2,5% + ray. frei.	78%	66.95%
C1	U-E 0,7 % +rf +U2 180 j	68%	76.35%
C2	U-E 0,7 % +rf +U2 1095 j	85%	100.00%
C3	U-E 2,5% +rf +U2 180 j	84%	75.32%
C4	U-E 2,5% +rf +U2 1095 j	100%	98.63%
D1	FRAM UNE 180 j	69%	32.47%
D2	FRAM UNE 1095 j	84%	54.98%

On constate que les résultats sont cohérents :

Faible poids U5 et U8 sans descendants

Poids majeur du rayonnement de freinage : +700% en moyenne vs U métal

Poids significatif de la présence d'U2 : +10 % pour la recroissance sur 180 jours et +35% sur 1095 j

Par contre les spectre installations (FRAM) sont trop faibles par rapport aux spectres précédents complets (*U + descendants + rayonnement de freinage+ U2*). La présence dans ces spectres des pics du thallium étant avérés (2614 keV), l'hypothèse la plus vraisemblable est que ces spectres n'intègrent pas la composante continue de freinage.

Pour cette raison nous utiliserons comme spectre de référence le plus dosant, à savoir le spectre C4 :

U-E 2,5% +rf +U2 1095 j

Après condensation en énergie pour la simplification des calculs, ces spectres ont été intégrés à la base de données de Dosimex-GX 3.0. Ils ont été normalisés pour 1 Bq d'Uranium 238

Terme source

Elément

U

Isotope

Nombre de masse

Activité

métal 2,5%U5
U-E 0,7% +rf
U-E 2,5% +rf
U-E 0,7% +rf+U2 180
U-E 0,7%+rf +U2 1095
U-E 2,5% +rf+U2 180
U-E 2,5%+rf +U2 1095
FRAM UNE 180 j

☒ Bq
☐ kBq
☐ MBq
☐ Bq/cm³
☐ Ci

Pour 1 MBq taper 1E6
Pour 1 GBq taper 1E9
Pour 1 TBq taper 1E12
....etc



U-métal 0,7% U5	
16 keV	19,64%
53 keV	0,20%
98 keV	0,65%
185 keV	3,61%
291 keV	0,02%

U métal 2,5% U5	
16 keV	50,34%
54 keV	0,53%
98 keV	2,35%
185 keV	13,36%
291 keV	0,06%

U-E 0,7% +ray. Frei.	
16 keV	23,00%
82 keV	11,16%
185 keV	5,81%
399 keV	3,87%
688 keV	2,72%
1005 keV	2,25%
1623 keV	0,28%

U-E 2,5% + ray. frei.	
16 keV	65,00%
85 keV	14,07%
182 keV	15,60%
399 keV	3,88%
688 keV	2,72%
1005 keV	2,25%
1623 keV	0,28%

U-E 0,7 % +rf +U2 180 j	
16 keV	23.87%
82 keV	11.45%
187 keV	6.22%
393 keV	4.05%
656 keV	2.39%
917 keV	2.49%
1286 keV	0.53%
2614 keV	0.34%

U-E 0,7 % +rf +U2 1095 j	
16 keV	24.65%
81 keV	12.22%
195 keV	7.18%
387 keV	4.23%
639 keV	3.19%
915 keV	2.58%
1294 keV	0.56%
2614 keV	0.99%

U-E 2,5% +rf+U2 180 j	
16 keV	64.80%
83 keV	14.56%
182 keV	16.13%
392 keV	4.09%
656 keV	2.39%
917 keV	2.49%
1286 keV	0.53%
2614 keV	0.34%

U-E 2,5% +rf +U2 1095 j	
16 keV	65.58%
83 keV	15.33%
186 keV	17.09%
386 keV	4.27%
639 keV	3.19%
915 keV	2.58%
1294 keV	0.56%
2614 keV	0.99%

FRAM UNE 180 j	
18 keV	185.81
150 keV	41.45
510 keV	0.08
731 keV	0.99
1146 keV	1.08
1754 keV	0.15
2600 keV	0.19

FRAM UNE 1095 j	
18 keV	186.05
152 keV	42.80
521 keV	0.22
694 keV	1.70
1146 keV	1.12
1729 keV	0.18
2600 keV	0.76

