

**Brevet de Technicien Supérieur pour le Contrôle  
des Rayonnements Ionisants et Application des  
Techniques de Protection**

**instn**

Institut national des sciences & techniques nucléaires

**Année Scolaire 2015 – 2016**

**Comparaison des logiciels de calculs de dose Microshield et Dosimex  
Application au sein de l'INB 123**



*Laboratoire d'Etudes et de Fabrications expérimentales de Combustibles*

*Avancés*

CEA Cadarache

Tuteur : Héloïse Mignerey

Etudiante : Lesne Amandine

# Remerciements

Je souhaiterais avant tout remercier toutes les personnes qui m'ont permis de réaliser cette année de BTS.

Je remercie l'équipe du LEFCA et particulièrement Messieurs Point Julien et Falorni Vincent pour leur accueil et la confiance qu'ils m'ont m'accordée.

Je réserve des remerciements particuliers à ma tutrice, Madame Héloïse Mignerey pour son aide, ses précieux conseils et qui malgré son emploi du temps chargé, a toujours été présente pour m'apporter les éclaircissements dont j'avais besoin tout au long de l'avancement de ce rapport.

Je remercie l'équipe de l'INSTN pour son accueil dans leurs locaux durant les périodes de formation.

J'aimerais également remercier les personnes que j'ai eu l'occasion de côtoyer tout au long de cette année pour leur convivialité et leur aide pour réunir les informations nécessaires à la réalisation de ce document.

# Liste des abréviations

**ALARA** : As low as reasonably achievable

**Am**: Americium

**ANS**: American Nuclear Society

**BàG** : Boîte à Gant

**BU**: Build up

**DED** : Débit d'équivalent de dose

**DEM** : Démantèlement

**DIMR** : Dossier d'Intervention en Milieu Radiologique

**DPRC** : Dispositif de Prélèvement de Rejets Cheminées

**INB** : Installation Nucléaire de Base

**INBS** : Installation Nucléaire de Base Secrète

**ICPE** : Installation Classée pour la Protection de l'Environnement

**LNHB** : Laboratoire National Henri Becquerel

**MAEG** : Moniteur Aérosols à Effluents Gazeux

**MATSE** : MATières Sans Emploi

**MEX** : Matière EXotique

**Np** : Neptunium

**NU** : Nitrate d'Uranyle

**Pu** : Plutonium

**R&D** : Recherche et développement

**SPR** : Service de Protection contre les Rayonnements Ionisants

**TSN** : Transparence et Sécurité en matière Nucléaire

**U** : Uranium

**ZOE** : Zone d'Ouverture des Emballages

# Sommaire

Remerciements .....	2
Liste des abréviations .....	3
<b>I. INTRODUCTION .....</b>	<b>6</b>
<b>II. PRESENTATION .....</b>	<b>7</b>
A) LE CEA, ACTEUR MAJEUR DE LA RECHERCHE, DU DEVELOPPEMENT ET DE L'INNOVATION .....	7
B) LE CENTRE DE CADARACHE.....	7
C) LE LABORATOIRE D'ETUDES ET DE FABRICATIONS EXPERIMENTALES DE COMBUSTIBLES AVANCES .....	7
<b>III. PRESENTATION DE L'INB 123 – LEFCA .....</b>	<b>8</b>
A) DESCRIPTION .....	8
B) ACTIVITES – PROJETS .....	8
C) SPECTRE DE L'INSTALLATION ET TRANSFORMATIONS NUCLEAIRES .....	9
<b>IV. QUELQUES RAPPELS THEORIQUES .....</b>	<b>10</b>
A) DIFFERENTS TYPES DE RAYONNEMENTS IONISANTS .....	10
B) EFFETS BIOLOGIQUES .....	10
C) DIFFERENTS TYPES D'EXPOSITION : .....	11
D) COMMENT PREVENIR LE RISQUE ?.....	11
<b>V. PARTIE THEORIQUE .....</b>	<b>12</b>
A) PRESENTATION DES LOGICIELS DE CALCULS .....	12
1. <i>Microshield</i> .....	12
a) Généralités .....	12
b) Interface Homme-Machine .....	12
2. <i>Dosimex</i> .....	14
a) Généralités .....	14
b) Interface Homme-Machine .....	14
3. <i>Options</i> .....	16
a) Création d'écran composé et multi-écrans .....	16
b) Définir un spectre gamma manuellement .....	16
c) Calcul de décroissance .....	17
4. <i>Inter-comparaison de l'interface Homme-machine</i> .....	17
a) Géométrie source .....	17
b) Configuration géométrique .....	17
c) Résultats.....	18
d) Temps de calculs.....	18
e) Conclusion .....	19
B) APPAREILS DE MESURES .....	20
1. <i>Fonctionnement des détecteurs à gaz</i> .....	20
a) Régime d'ionisation primaire - fonctionnement des Chambres d'ionisations .....	20
b) Régime de proportionnalité - fonctionnement des compteurs proportionnels .....	20
c) Régime Geiger Müller – fonctionnement des compteurs Geiger Müller.....	20
2. <i>Présentation de quelques radimètres utilisés au LEFCA</i> .....	21
<b>VI. CAS PRATIQUES .....</b>	<b>22</b>
A) SOURCE DISQUE .....	22
1. <i>Caractéristiques de la source</i> .....	22
2. <i>Résultats des mesures "terrains" réalisées avec le FH40</i> .....	22
3. <i>Modélisations</i> .....	22
4. <i>Inter comparaison des résultats terrains et des résultats des logiciels</i> .....	23
B) SOURCE VOLUMIQUE CYLINDRIQUE.....	23
1. <i>Mesures "terrains"</i> .....	23
2. <i>Calculs préliminaires</i> .....	24
a) Données d'entrée .....	24
b) Activité de la source.....	24
c) Dimensions de la source.....	25
3. <i>Modélisations</i> .....	25

a)	Source en Uranium.....	26
b)	Source en PuO <sub>2</sub> .....	27
c)	Source en PuO <sub>2</sub> « diluée » .....	28
d)	Conclusions.....	29
C)	INTERPRETATION DES RESULTATS .....	30
1.	<i>Spectre d'émission</i> .....	30
2.	<i>Transmission</i> .....	31
3.	<i>Calcul du débit de fluence</i> .....	32
4.	<i>Facteur d'accumulation de dose</i> .....	32
a)	Modèle pour calculer le build up.....	33
b)	Choix du build-up .....	34
5.	<i>Maillage de la source</i> .....	34
<b>VII.</b>	<b>CONCLUSION .....</b>	<b>36</b>
Annexes.....		38
Annexe 1 :	Les grandeurs utilisées en radioprotection.....	38
Annexe 2 :	Grandeurs de la CIPR 51 .....	39
Annexe 3 :	Influence de l'atténuation dans l'air.....	40
Annexe 4 :	Détermination des conditions de modélisation pour la source disque.....	41
Annexe 5 :	Fiche GMN .....	43
Annexe 6 :	Spectre d'émission de l' <sup>241</sup> Am.....	44
Annexe 7 :	Notion d'angle solide.....	45
Références .....		46

# **I. Introduction**

Chaque installation nucléaire, en fonction des radionucléides présents, présente des risques d'exposition spécifiques. Afin d'évaluer ces risques et optimiser les protections à mettre en place, il est parfois nécessaire d'utiliser des logiciels générant des codes de calcul. Microshield et Dosimex-G sont deux logiciels utilisant des codes de calculs déterministes basés sur la méthode d'atténuation en ligne droite.

Dans le cadre du Brevet de Technicien Supérieur « Contrôle des Rayonnements Ionisants et Applications Techniques de Protection », j'ai eu l'occasion de réaliser mon stage au sein de l'INB 123 – Laboratoire d'Etudes et de Fabrications Expérimentales de Combustibles Avancés au CEA Cadarache. Cette installation présente un risque d'exposition essentiellement lié à la présence d'américium dans son terme source.

L'objectif de ce rapport est de comparer Microshield et Dosimex-G afin de déterminer le logiciel le plus approprié pour la radioprotection d'installations présentant les mêmes risques que le LEFCA.

Pour ce faire, je commencerais par une brève présentation de l'installation et des risques liés aux rayonnements ionisants, puis j'effectuerais une présentation des logiciels qui permettra une première comparaison des interfaces Homme - machine. Je réaliserais une seconde comparaison des logiciels par rapport à des mesures faites sur deux types de sources à l'aide d'un appareil de radioprotection. Enfin, je terminerais par l'interprétation des écarts obtenus entre les résultats obtenus pour chaque logiciel et conclurais sur le logiciel à utiliser dans une installation telle que le LEFCA en termes de fiabilité des résultats et de facilité d'utilisation.

## **II. Présentation**

### **A) Le CEA, acteur majeur de la recherche, du développement et de l'innovation**

Créé en 1945, le Commissariat à l'Energie Atomique et aux énergies alternatives est un organisme de recherche scientifique français. Il intervient dans les domaines de la défense, la sécurité, l'énergie nucléaire, la recherche technologique pour l'industrie et la recherche fondamentale et depuis 2010, des énergies alternatives. [1]

Implanté sur dix centres répartis en France, le CEA développe également de nombreux partenariats avec les autres organismes de recherche, les collectivités locales et les universités.



Figure 1

### **B) Le centre de Cadarache**

Créé en 1959, Cadarache est un des plus importants centres de recherche et développement technologiques pour l'énergie en Europe. Ses activités sont réparties autour de plusieurs plateformes de recherche et développement technologiques essentiellement pour l'énergie nucléaire mais aussi pour les nouvelles technologies pour l'énergie et les études sur l'écophysiologie végétale et la microbiologie. [2]

De nombreux échanges et collaborations ont été développés dans le cadre de programmes de recherche européens et internationaux pour l'énergie nucléaire, de l'enseignement et la création de laboratoires mixtes.

Cadarache dispose de compétences et installations de renommée internationale :

- 21 INB
- 1 INBS dédiée à la propulsion nucléaire pour la Marine Nationale
- 35 ICPE



Figure 2 : Centre du CEA Cadarache

### **C) Le Laboratoire d'Etudes et de Fabrications expérimentales de Combustibles Avancés**

Créé en 1981, le LEFCA, ou INB 123, est un laboratoire qui permet de réaliser les études nécessaires à l'interprétation et à la compréhension du comportement des combustibles en réacteur, sur l'uranium et transuraniens (Pu, Am, Np) sous forme d'alliages, de céramiques ou de composites. Les capsules et assemblages expérimentaux destinés aux essais d'irradiation y sont également fabriqués. De plus, l'installation est en charge du reconditionnement et du traitement de stabilisation de matières uranifères et plutonifères.



Figure 3 : Cellule du LEFCA



Figure 4 : Pastilles de combustible nucléaire

### **III. Présentation de l'INB 123 – LEFCA**

#### **A) Description**

Le LEFCA est situé dans une zone protégée renforcée avec deux installations de l'Etablissement AREVA NC. Le bâtiment comporte 3 étages : un sous-sol semi-enterré, un-rez-de-chaussée et des galeries techniques à l'étage.

L'étage technique abrite les moyens de contrôle de rejet radiologique : MAEG et DPRC

Au sous-sol sont regroupées l'essentiel des activités d'exploitation. Il est composé notamment :

- du sas « camion », principale voie d'accès des matières nucléaires dans l'installation,
- de la zone ZOE, utilisée pour la réception et l'expédition de matière,
- d'un local entreposage de fûts de déchets,
- d'un magasin « poudre » (entreposage de matières nucléaires) et d'un magasin « aiguilles » (entreposage des éléments combustibles),
- d'une zone de transit, utilisée principalement pour l'entreposage de déchets ou BâG en attente d'évacuation.

Il abrite de plus, un local de radiographie X des éléments combustibles et de pots de matière.

L'entrée principale de l'installation est située au rez-de-chaussée. Par l'intermédiaire des vestiaires, le personnel peut accéder à la zone centrale du bâtiment où sont répartis :

- douze cellules dans lesquelles sont réalisées l'essentiel des activités d'expérimentation,
- le local PC CHAUD où sont regroupés les organes de visualisation, enregistrement et commande de la téléalarme,
- le bureau de radioprotection. [4]

Réparties dans les douze cellules, l'INB comporte 69 BâG constituant la première barrière de confinement. Les matières nucléaires y sont manipulées soit à l'état massif (*blocs de plusieurs grammes destinés à des essais de caractérisation mécanique*), soit sous forme de poudre.

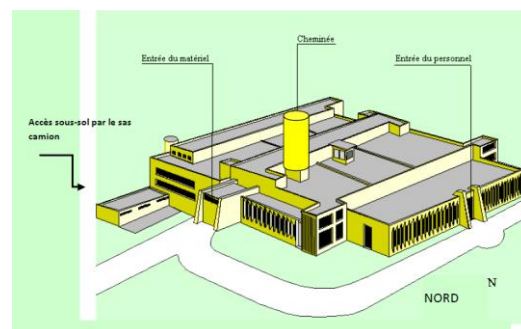


Figure 5 : Schéma de l'INB 123

#### **B) Activités – Projets**

Le projet MATSE a été mis en place pour assurer la gestion des MATières Sans Emploi au CEA. Ce projet inclut le projet MEX, mis en place en 2007, au LEFCA.

Le projet MEX concerne la reprise et le retraitement de conteneurs de matières plutonifères et uranifères, solides ou liquides (nitrate d'uranyle), en provenance de différentes installations du centre de Cadarache, notamment du MCMF et MASURCA. Ce sont des matières sans emploi, dites exotiques, non conformes aux spécifications d'un entreposage de durée indéterminée ou d'un transport sur la voie publique : il est donc nécessaire de reconditionner et de traiter ces matières en vue de les rendre conformes aux règles actuelles de l'entreposage.

Depuis 2013, le CEA a décidé de procéder au transfert des activités de R&D du LEFCA vers l'installation ATALANTE située sur le centre de Marcoule d'ici fin 2017. Par ailleurs, le passage en DEM de l'INB est envisagé pour 2023. [6]



Cependant, suite au transfert des activités en 2017, l'installation poursuivra ses activités relatives :

- au traitement des matières solides (*reconditionnement, caractérisation et entreposage*),
- aux transports externe et interne de matières,

et réalisera :

- le désentreposage de matière (*poudres, pastilles, aiguilles*),
- l'entreposage NU au magasin aiguilles,
- les opérations de préparation au démantèlement des procédés, des BâG (*assainissement, entreposage et conditionnement des déchets de l'installation en attente d'évacuation*).

Ce transfert conduira à l'arrêt d'environ deux tiers des BâG.

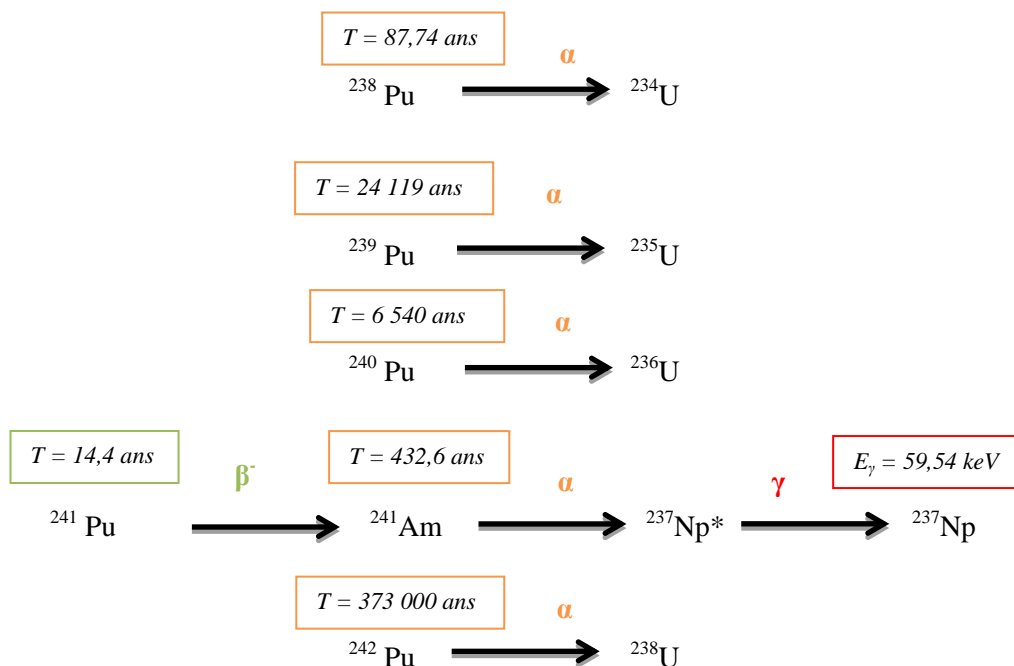
### **C) Spectre de l'installation et transformations nucléaires**

Le spectre de référence de l'installation des matières présentes au LEFCA est défini dans le document en référence [3] :

	<sup>238</sup> Pu	<sup>239</sup> Pu	<sup>240</sup> Pu	<sup>241</sup> Pu	<sup>241</sup> Am	<sup>242</sup> Pu
% masse	2,6	54,7	25,8	7,5	2,0	7,4
% activité	5,3	0,40	0,70	92,7	0,82	0,003
% activité $\alpha$	73,4	5,6	9,6		11,3	0,05

Tableau 1 : Spectre de référence de l'installation

Les modes de désintégration des radionucléides présents dans le spectre de l'installation sont rappelés ci-dessous :



Etant donné les radioéléments présents et les activités de l'installation, les risques radiologiques prédominants sont :

- ❖ l'exposition interne, par la présence de radioéléments principalement émetteurs alpha (dont les énergies sont comprises entre 4,8 et 5,5 MeV),
- ❖ l'exposition externe, essentiellement due au rayonnement gamma de 59,54 keV résultant de la désintégration de l' $^{241}\text{Am}$  en  $^{237}\text{Np}$ ,
- ❖ la criticité, par la présence de matière fissile. [3]

S'y ajoutent des risques particuliers et non radiologiques tels que les risques incendie, chimique et monoxyde de carbone.

## IV. Quelques rappels théoriques

### A) Différents types de rayonnements ionisants

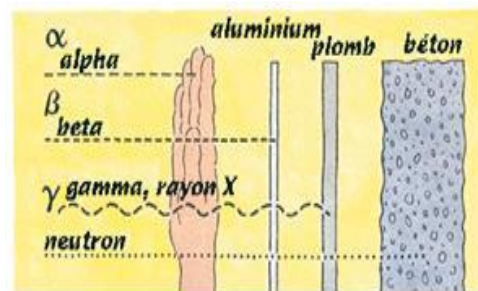
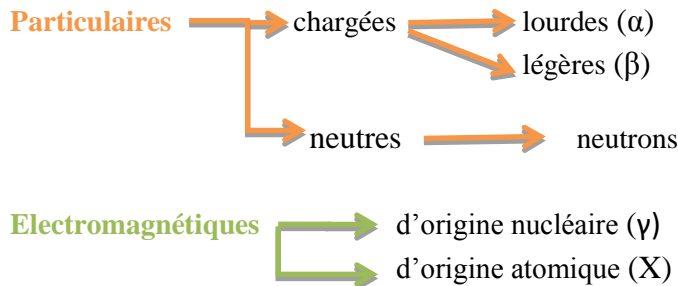


Figure 6 : Pénétration des rayonnements dans la matière

En raison de leur pouvoir d'ionisation élevé, les particules alpha ont un parcours dans la matière très court : une particule alpha d'énergie cinétique comprise entre 4 et 5,5 MeV parcourt environ 4 à 5 cm dans l'air et 50  $\mu\text{m}$  dans les tissus biologiques. Elles ne présentent donc aucun risque d'exposition externe puisque leur parcours dans les tissus biologiques ne permet pas de traverser l'épiderme<sup>1</sup>. Cependant, les particules alpha sont très nocives vis-à-vis du risque de contamination interne : leur parcours étant relativement court, leur transfert linéique d'énergie (TLE) est élevé ce qui induit un transfert d'énergie localisé dans la matière.

Tandis que les particules chargées ont un parcours défini dans la matière, le rayonnement gamma subit quant à lui une atténuation exponentielle<sup>2</sup>. Par conséquent, les rayons  $\gamma$  sont plus pénétrants dans la matière : ils peuvent parcourir plusieurs centaines de mètres en fonction de leur énergie. Cependant, ils ne possèdent ni masse ni charge, et n'ont donc aucun effet avant d'interagir avec un noyau ou un électron. Ces interactions mettent en mouvement des particules chargées, auxquelles les rayonnements  $\gamma$  transmettent toute leur énergie. Ce sont les particules chargées qui déposent alors l'énergie dans la matière.

### B) Effets biologiques

L'énergie déposée par ces rayonnements peut entraîner des modifications de la matière vivante au niveau de l'organisme. En effet, les cellules réparent en permanence les lésions induites par les rayonnements ionisants, dont certaines ressemblent à celles produites normalement par notre métabolisme. Cependant, cette capacité de réparation est limitée et peut être dépassée si la quantité d'énergie absorbée à cause d'un rayonnement est trop intense en un temps trop court.

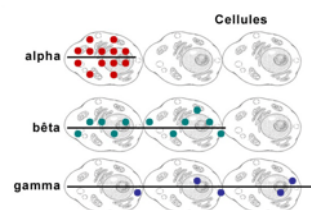


Figure 7

De plus lorsque le TLE est élevé, le taux d'ionisation produit par une seule trace est important et la mortalité cellulaire dépendra alors beaucoup moins du débit de dose : une cellule traversée par un rayonnement  $\alpha$  accumule de nombreuses lésions très localisées, tandis qu'un rayonnement  $\gamma$ , pour une même énergie déposée entraînera moins d'effets biologiques mais parcourra une distance plus grande dans la matière (cf. figure 7).

En conclusion, la gravité des effets biologiques dépend de la nature du rayonnement ( $\alpha$ ,  $\beta$  ou  $\gamma$ ), de la dose absorbée, du temps d'exposition à une source radioactive, de la surface irradiée (localement ou l'organisme entier) mais également de la radiosensibilité des tissus touchés.

<sup>1</sup> La couche protectrice est constituée de cellules mortes d'environ 70  $\mu\text{m}$  d'épaisseur

<sup>2</sup> Non compte tenu de l'accumulation due à la diffusion

### C) Différents types d'exposition :

On distingue :

- ✓ *l'exposition externe*, provoquée par une source radioactive située à distance de l'individu. [7] Cette source peut émettre des rayonnements qui interagissent avec le corps humain en créant des ionisations. L'exposition peut être globale ou partielle.
- ✓ *la contamination externe*, provoquée par un produit radioactif qui s'est déposé sur la peau, les vêtements ou les plans de travail. Elle peut conduire à l'incorporation de radionucléides dans l'organisme.
- ✓ *la contamination interne*, produit lorsqu'un produit radioactif a pénétré dans l'organisme par inhalation, ingestion ou par voie cutanée. Ce phénomène d'incorporation conduit à l'exposition interne.

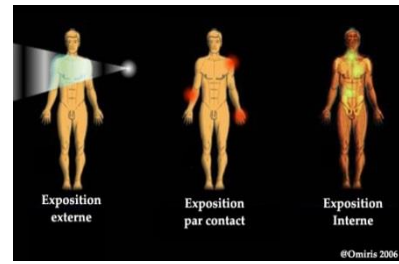


Figure 8

### D) Comment prévenir le risque ?

La prévention du risque est essentiellement basée sur l'évaluation et la maîtrise de l'exposition à tous les niveaux. Pour cela, la mise en œuvre de la radioprotection est primordiale. Cette dernière est définie dans **LA LOI TSN DU 13 JUIN 2006** comme « *l'ensemble des règles, des procédures et des moyens de prévention et de surveillance visant à empêcher ou à réduire les effets nocifs des rayonnements ionisants sur les personnes et l'environnement.* » Un des grands principes de la radioprotection consiste à limiter l'ensemble des doses reçues aussi bas que raisonnablement possible (ALARA)

Dans le cas d'une exposition externe, l'irradiation ne dure que le temps d'exposition à la source. Pour s'en protéger, il faut donc limiter le temps d'exposition, mettre en place des écrans de protection et/ou mettre une distance suffisante entre la source et la personne.

Au LEFCA, le risque d'exposition externe est dû essentiellement à la présence de l'  $^{241}\text{Am}$  dans le spectre de l'installation. En effet, ce radionucléide émet un rayonnement gamma de 59,54keV contribuant à la dose des salariés et particulièrement aux niveaux des extrémités lors de travail en BâG.

A la différence de l'exposition externe, où la dose reçue peut être maîtrisée par les principes « temps, écran, distance », la présence de radionucléides dans l'organisme, suite à une contamination interne, va conditionner la dose engagée reçue par le salarié. En effet, l'exposition diminue progressivement en fonction de la décroissance radioactive et de l'élimination biologique du radioélément [8]. Il est donc indispensable de mettre en œuvre toutes les dispositions permettant d'éviter tout risque de contamination dans les installations possédant des sources radioactives non scellées. En raison de la présence d'émetteurs alpha dans le terme source de l'installation et notamment de Pu sous forme de poudre (très volatile), il existe également un risque d'exposition interne au LEFCA. Ainsi, l'évaluation du risque est essentielle en vue de proscrire ce dernier en situation normale d'exploitation.

Pour mesurer l'impact sanitaire d'une exposition sur l'organisme, deux grandeurs sont employées en radioprotection :

- la dose équivalente à l'organe ( $H_T$ ), qui permet d'estimer le risque pour un organe spécifique,
- la dose efficace (E), qui permet d'estimer le risque organisme entier pour un individu [9]

Ces grandeurs, exprimées en sievert (Sv), sont appelées grandeurs de protection. Elles ne sont pas mesurables mais peuvent être déterminées à partir de grandeurs physiques à l'aide de coefficients de conversion, et peuvent être estimées à partir de grandeurs opérationnelles. La dose reçue peut être évaluée soit par des mesures sur le terrain avec les appareils adaptés, soit par des logiciels générant des codes de calculs spécifiques tels que ceux présentés dans ce rapport (Cf. annexe 1).

## V. Partie théorique

### A) Présentation des logiciels de calculs

Toute manipulation susceptible d'induire un risque radiologique doit être formalisée, au préalable, par un DIMR. Ce document comporte le prévisionnel et l'objectif, réalisé après optimisation des conditions d'intervention, des doses collectives et individuelles, imposés par la réglementation. C'est dans le cadre de la réalisation du prévisionnel et de l'objectif dosimétrique que les agents de radioprotection sont amenés à effectuer des modélisations radiologiques.

Certains logiciels permettent le calcul de grandeurs physiques ou opérationnelles en un point. Ils utilisent des codes de calcul grâce auxquels nous pouvons connaître les débits d'équivalent de dose en fonction de la nature et de l'activité des sources de rayonnements, ainsi que des conditions géométriques (écran, distance...). Via la modélisation d'une source ou d'un objet émetteur de rayonnements ionisants, ces logiciels rendent possible le lien entre la radioprotection théorique et la radioprotection de terrain.

#### 1. Microshield

##### a) Généralités

Développé par la société Grove-software [10], Microshield est un logiciel basé sur un code de calcul déterministe utilisant la méthode d'atténuation en ligne droite. C'est un logiciel fréquemment utilisé en radioprotection car il permet notamment d'évaluer la dose absorbée en un point à une certaine distance d'une source de rayonnements ionisants.

Il peut être utilisé pour :

- analyser les moyens de protection et estimer l'exposition provenant des rayonnements gamma en utilisant 16 configurations géométriques communes personnalisables
- concevoir des protections et conteneurs radiologiques
- évaluer l'exposition aux rayonnements des personnes et matériaux
- choisir des protections temporaires dans le cadre de travaux de maintenance
- déduire l'intensité d'une source à partir de mesures dans le cadre de l'élimination des déchets
- minimiser l'exposition des personnes
- enseigner les principes de protection contre les rayonnements

(Microshield User's Manual Version 7) [11]

Microshield est un logiciel actuellement mis à disposition du SPR du CEA de Cadarache.

##### b) Interface Homme-Machine

L'utilisateur choisit la géométrie de la source, puis détermine sur la fenêtre suivante, les dimensions de la source, les points de mesures et les écrans de protections.

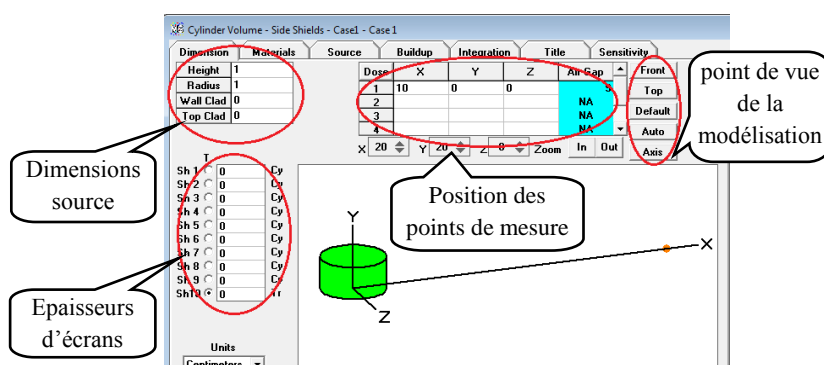


Figure 10 : Configuration géométrique (Fenêtre 2)

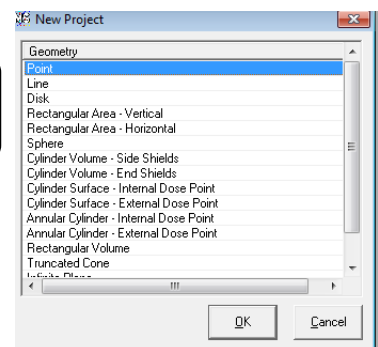


Figure 9 : Choix de la géométrie de la source (Fenêtre 1)

Par défaut, Microshield place un point de mesure à 10 cm du centre de la base de la source. Pour une source de 1 cm de hauteur et de même rayon, le point de mesure est ainsi à 9 cm dans l'air (correspond à l'« air gap<sup>3</sup> » : Cf. figure 10).

L'utilisateur détermine ensuite les matériaux de la source et des écrans, et leurs densités. A l'aide de l'onglet « Source », il définit le terme source (radionucléide(s), activité, nombre de raies).

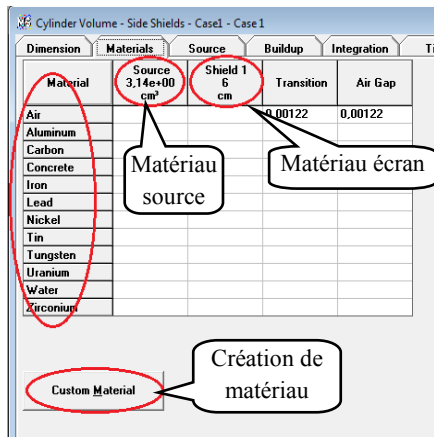


Figure 11: Choix des matériaux (Fenêtre 3)

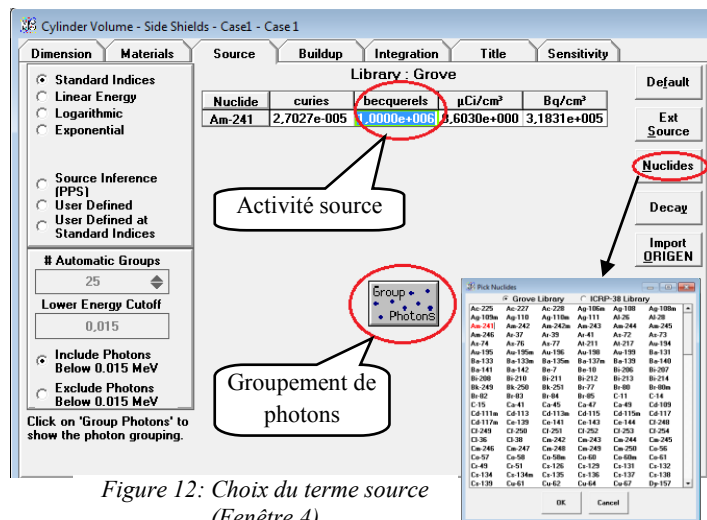


Figure 12: Choix du terme source (Fenêtre 4)

Pour terminer, l'utilisateur choisit le matériau générant le facteur d'accumulation, puis clique sur « Run case » pour lancer le calcul. Une fenêtre regroupant tous les paramètres de la modélisation s'ouvre, il peut enregistrer, imprimer ou fermer cette page, puis doit cliquer sur « Dose Equivalent » pour afficher les résultats.

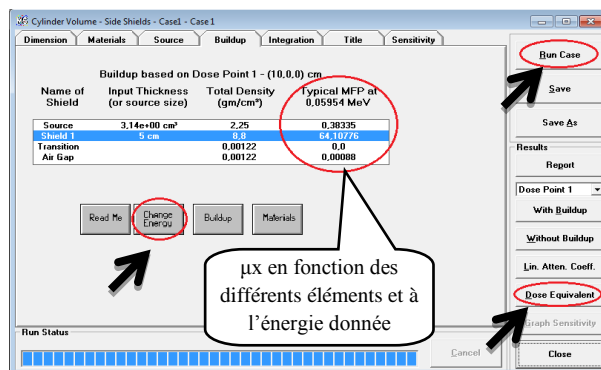


Figure 13: Choix du matériau générant le build up (Fenêtre 5)

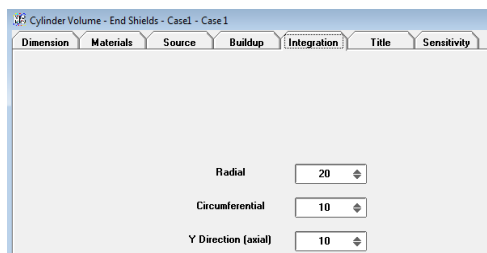
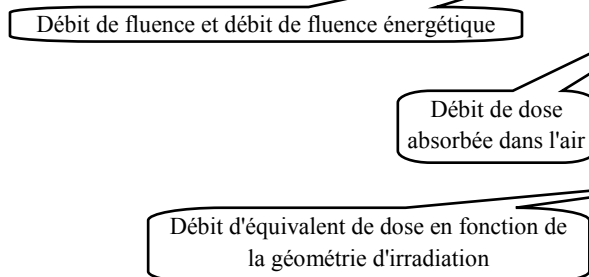


Figure 14: Paramètres d'intégration de la source

Pour les sources volumiques, l'utilisateur peut également déterminer le maillage de la source (découpage de la source en plusieurs sources : Cf. page 34)

Le logiciel présente les résultats de la manière suivante :



Results (Summed over energies)	Units	Without Buildup	With Buildup
Photon Fluence Rate (flux)	Photons/cm²/sec	3.852e-001	1.614e+001
Photon Energy Fluence Rate	MeV/cm²/sec	2.299e-002	9.631e-001
Exposure and Dose Rates:			
Exposure Rate in Air	mR/hr	4.600e-005	1.928e-003
Absorbed Dose Rate in Air	mGy/hr	4.016e-007	1.683e-005
	mrad/hr	4.016e-005	1.683e-003
Deep Dose Equivalent Rate	(ICRP 51 - 1987)		
o Parallel Geometry	mSv/hr	7.050e-007	2.954e-005
o Opposed	"	3.662e-007	1.534e-005
o Rotational	"	3.480e-007	1.458e-005
o Isotropic	"	3.424e-007	1.435e-005
Shallow Dose Equivalent Rate	(ICRP 51 - 1987)		
o Parallel Geometry	mSv/hr	7.010e-007	2.937e-005
o Opposed	"	4.840e-007	2.028e-005
o Rotational	"	4.840e-007	2.028e-005
o Isotropic	"	3.579e-007	1.500e-005
Effective Dose Equivalent Rate	(ICRP 51 - 1987)		
o Anterior/Posterior Geometry	mSv/hr	5.539e-007	2.321e-005
o Posterior/Anterior	"	3.955e-007	1.657e-005
o Lateral	"	2.350e-007	9.845e-006
o Rotational	"	3.320e-007	1.391e-005
o Isotropic	"	2.710e-007	1.136e-005

Figure 15: Résultats (Fenêtre 6)

<sup>3</sup> L'« air gap » correspond à la distance entre la surface extérieure du dernier écran et le point dose, le long de l'axe de mesure

## 2. Dosimex

### a) Généralités

Dosimex est un logiciel qui se présente sous la forme de quatre tableurs permettant la simulation de différentes situations radiologiques :

- exposition externe par des émetteurs gamma (Dosimex-G), bêta (Dosimex-B) et neutron (Dosimex-N) ;
- exposition interne et calcul de transfert atmosphérique (Dosimex-I)

Il permet le calcul de grandeurs physiques et opérationnelles en un point en fonction des caractéristiques de la source (nature et activité des radionucléides, dimension et matrice source, présence d'écran,...) pour la plupart des types de rayonnements.

Dans le cadre de ce rapport, nous utiliserons principalement le code Dosimex-G pour les calculs associés à des sources gamma et générateur X. Rattaché à la base de données de radionucléides du LNHCB, ce dernier fonctionne sur un modèle déterministe basé sur un calcul d'atténuation en ligne droite dans la matrice source et dans le(s) écran(s) éventuel(s).

### b) Interface Homme-Machine

L'utilisateur choisit la géométrie de la source, puis détermine le terme source et la formule à utiliser dans le calcul du facteur d'accumulation. Il définit ensuite les dimensions de la source, les écrans de protection et les points de mesure.

Sélectionnez la géométrie de la source parmi les choix suivants:

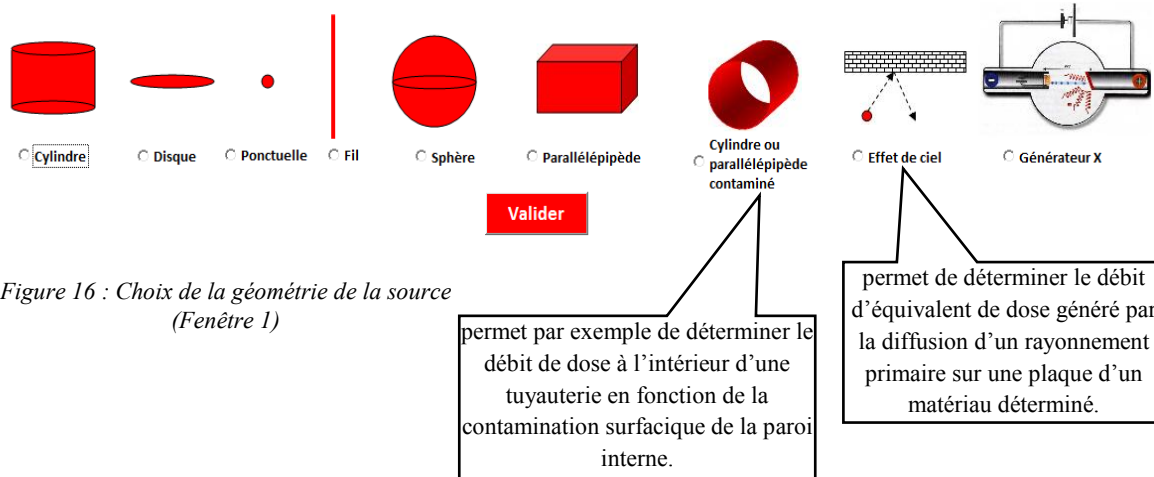


Figure 17 : Choix du terme source (Fenêtre 2)

Figure 18: Choix de la formule build up (Fenêtre 3)



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

Matrice source avec activité volumique constante dans tout le cylindre

Figure 19 : Configuration géométrique (Fenêtre 4)

Par défaut, l'application propose d'effectuer un calcul dans le vide à 100 cm de la surface de la source.

Terme source			
Source	Radionucléide	Activité	Bq
Am	241	3.00E+03	Bq

Spectre gamma			
Radionucléide	Isotope	E(keV)	I (%)
Am	241	59,54 keV	36,023 %
Am	241	14,44 keV	33,069 %
Am	241	27,27 keV	3,285 %
Am	241	104,44 keV	0,054 %
Am	241	298,87 keV	0,002 %
Am	241	683,17 keV	0,001 %

Type de Build-up	Berger
Condition d'exposition	Cylindre R=3cm / H=5 cm de Uranium avec écran de Aluminium de 1cm de densité 2.7g/cm³
Avec Build-up	Sans Build-up
	Distance source/Pt2
	Build-up moyen
	2.85

Pt2	Kerma	16,66E-03 nGy/h	58,51E-04 nGy/h
	H*(10)	28,92E-03 nSv/h	10,15E-03 nSv/h
	H'(0,07)	26,73E-03 nSv/h	93,79E-04 nSv/h
	Hp(10)	31,40E-03 nSv/h	11,02E-03 nSv/h
	Hp(3)	27,67E-03 nSv/h	97,10E-04 nSv/h

Comptes rendus: Calcul réalisé avec l'application DOSIMEX

Figure 20 : Résultats (Fenêtre 5)

Résultats en débit de Kerma et débits d'équivalents de dose

Spectre d'émission de la source

Configurations géométriques

Facteur d'accumulation moyen

### 3. Options

Les deux logiciels offrent un panel d'options, tels que la création de matériau et de multi-écrans, le calcul de décroissance de source ainsi que la définition manuelle d'un spectre gamma.

La fenêtre d'option de Dosimex-G rend possible l'estimation du DeD dû au freinage d'une source  $\beta$ , de calculer un build up de Taylor et un facteur de transmission, de calculer des épaisseurs d'écrans pour un facteur d'atténuation donné, de définir un zonage prévisionnel ou encore de catégoriser la dangerosité de sources.

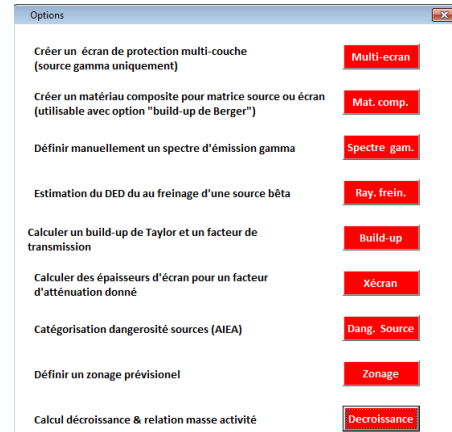


Figure 21 : Fenêtre d'options de Dosimex-G

#### a) Création d'écran composé et multi-écrans

Les deux logiciels proposent vingt-six matériaux prédéfinis, mais il est possible de créer des matériaux composés. Le matériau créé peut être utilisé tant pour la matrice source que pour les écrans.

Ci-contre, la fenêtre de création d'un matériau de chaque logiciel.

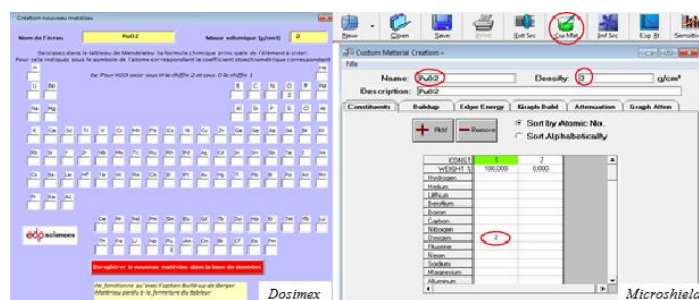


Figure 22 : Fenêtre de création d'un matériau composite Dosimex-G (à gauche) et Microshield (à droite)

Le matériau créé avec Dosimex-G n'est utilisable qu'avec la méthode de Berger

Il est également possible de créer un écran multicouche constitué d'une succession de matériaux et d'épaisseurs divers.

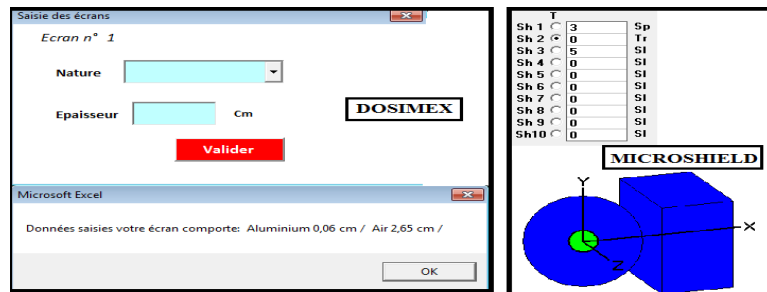


Figure 23 : Fenêtre de création d'un écran multicouche Dosimex-G (à gauche) et Microshield (à droite)

#### b) Définir un spectre gamma manuellement

L'utilisateur peut définir manuellement le spectre gamma d'un radionucléide.

Microshield offre la possibilité d'entrer jusqu'à 25 raies d'énergies, tandis qu'avec Dosimex-G, il n'est possible de définir le spectre que par groupe 5 raies d'énergies<sup>4</sup>. L'importation de sources externes est également possible avec les deux logiciels.

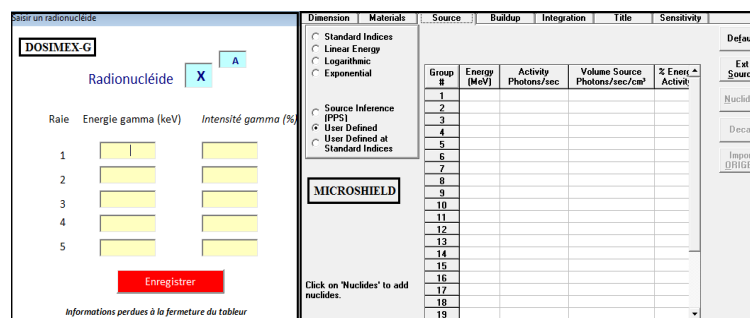


Figure 24 : Fenêtre de création d'un spectre gamma Dosimex-G (à gauche) et Microshield (à droite)

<sup>4</sup> En entrant les autres raies sous le même nom de radionucléide, celles-ci sont compilées en un seul spectre.



### c) Calcul de décroissance

La décroissance d'une source peut être calculée au moyen des deux logiciels.

Pour cela, l'utilisateur importe une source avec Microshield, ou entre directement le radionucléide avec Dosimex-G, et à partir du nombre de jours entre la date d'étalonnage ( $t = 0$ ) et la date de la mesure ( $t$ ), les deux logiciels calculent l'activité de la source à la date  $t$  selon la formule :

$$A(t) = A(0)e^{-\lambda t}$$

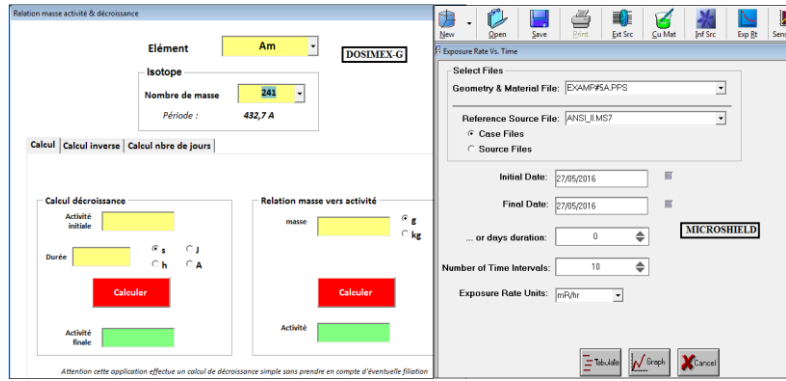


Figure 25 : Fenêtre de calcul de décroissance de source Dosimex-G (à gauche) et Microshield (à droite)



Avec Microshield, cette option est également possible pendant la modélisation : sur l'onglet « Source », une fois l'activité entrée, la décroissance de la source peut être prise en compte en cliquant sur « Decay » (Cf. figure 12). La fenêtre présentée en figure 26 s'ouvre alors. Une fois le calcul effectué, les filiations sont automatiquement prises en compte.

Figure 26 : Calcul de décroissance avec Microshield

## 4. Inter-comparaison de l'interface Homme-machine

### a) Géométrie source

Les deux logiciels proposent les mêmes géométries de base : *source ponctuelle, cylindre, disque, sphère, parallélépipède et fil*. Cependant, le choix est visuellement plus aisé avec Dosimex-G qu'avec Microshield. En effet, la photo ci-contre nous montre que pour une source cylindrique Microshield propose six géométries différentes en fonction de l'axe du point de mesure.

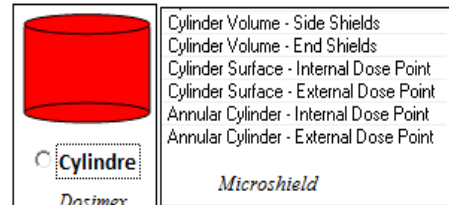


Figure 27 : Source cylindrique Dosimex-G (à gauche) et Microshield (à droite)

Dosimex-G propose en plus des géométries de base, trois géométries spécifiques : cylindre ou parallélépipède contaminé, effet de ciel, générateur X (Cf. figure 16)

### b) Configuration géométrique

En ce qui concerne la géométrie de la simulation, l'avantage de Microshield est son plan en trois dimensions qui permet d'une part, une visualisation de la modélisation sous plusieurs angles et d'autre part, le positionnement des points de mesure selon plusieurs coordonnées ( $x$  ;  $y$  ;  $z$ ) (Cf. figure 10). Toutefois, le logiciel ne permet pas de faire des calculs à une distance de la source inférieure à 1 cm : un message avertit l'utilisateur afin qu'il reste vigilant vis-à-vis des résultats obtenus à cette distance (Cf. annexe 3). De plus, il est possible de positionner des écrans entourant la source (« Wall clad » et « Top clad » : Cf. figure 10) et ainsi de modéliser par exemple, des emballages ou conteneurs.

Avec Dosimex-G, seules deux mesures sont réalisables : l'une perpendiculaire à l'axe de révolution, et l'autre dans l'axe de révolution (Cf. figure 19). Le logiciel effectue par défaut, un calcul dans le vide à 100 cm de la surface de la source et ne prend pas en compte la forme de la source : les écrans sont empilés devant celle-ci. Si l'utilisateur veut placer son point de mesure dans l'air, il doit ajouter un écran en air. Néanmoins, l'atténuation dans l'air peut être négligée (Cf. annexe 3).

### c) Résultats

La lecture des résultats sur Microshield peut sembler complexe à la première utilisation. Le logiciel utilise des grandeurs issues de la CIPR 51 qui n'ont jamais été reprises ni par la CIPR 60 ni par la CIPR 103 [13] (Cf. annexe 2) :

- débit de fluence et débit de fluence énergétique
- débit de dose absorbée dans l'air (*absorbed dose rate in air*)
- débit d'équivalent de dose en profondeur (*deep dose equivalent rate*)
- débit d'équivalent de dose pour les rayonnements peu pénétrants (*shallow dose equivalent rate*)
- débit d'équivalent de dose estimant la dose efficace E (*effective dose equivalent rate*).

Les débits d'équivalents de dose sont donnés en fonction de la géométrie d'irradiation, et calculés en multipliant les débits de fluence par des coefficients de conversions tabulés dans la publication 51 de la CIPR de 1987 (Cf. figure 15).

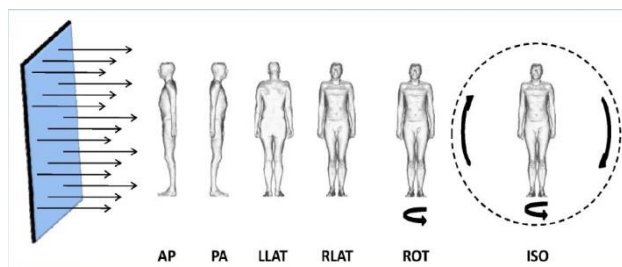


Figure 28 : Géométries d'irradiation

Cependant, la CIPR a émis de nouvelles publications et notamment en 1996, la CIPR 74 dont nous utilisons aujourd'hui les coefficients de conversions.

Concernant l'équivalent de dose corps entier, il y a un écart notable entre  $H^*_{(10)}$  de la CIPR 74 et  $H_{(AP)}$  de la CIPR 51 utilisée dans Microshield, surtout aux faibles énergies (Cf. figure 29). Il est ainsi préférable d'utiliser le résultat de débit de dose absorbée dans l'air. [12]

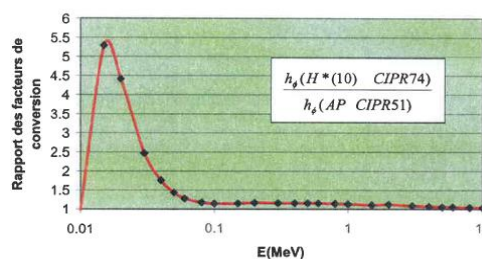


Figure 29 : Rapport des facteurs de conversion tabulés dans la CIPR74 et la CIPR51 en fonction de l'énergie

La lecture des résultats est plus aisée avec Dosimex-G. En effet, celui-ci donne un premier résultat  $H^*_{(10)}$  (Cf. figure 19), puis l'utilisateur accède à une page de synthèse (Cf. figure 20) regroupant toutes les caractéristiques de la modélisation ainsi que les résultats en :

- débit de kerma dans l'air K
- débit d'équivalent de dose ambiant  $H^*_{(10)}$
- débit d'équivalent de dose directionnel  $H'_{(0,07)}$
- débit d'équivalent de dose individuel  $H_{p(10)}$  et  $H_{p(3)}$

NB : Pour la suite du rapport, les résultats Microshield utilisés sont les grandeurs « Deep dose equivalent rate – parallel geometry », grandeur approchée de  $H^*_{(10)}$  et « Shallow dose equivalent rate – parallel geometry », grandeur approchée de  $H'_{(0,07)}$ . [13]

### d) Temps de calculs

Les temps de calculs du logiciel Microshield sont généralement rapides. Ils peuvent être rallongés si le nombre de points de mesure et le maillage de la source sont maximums mais restent toutefois de l'ordre d'une minute.

Les temps de calculs du logiciel Dosimex-G varient en fonction de la géométrie de la source et des configurations géométriques de la modélisation (points de mesure, écrans...). Pour les géométries planes, les temps de calcul restent en général assez rapides. Ces durées peuvent devenir rédhibitoires lorsque l'on modélise une source volumique avec les deux points de mesure et que des écrans sont placés entre la source et les points de mesure.

	Dosimex-G	MicroShield
Avantages	<p><b>Simple d'utilisation</b> Interface ludique, Français</p> <p><b>Possibilité de modéliser des sources de rayonnements spécifiques utiles en installation nucléaire</b> générateur X, effet de ciel, cylindre contaminé</p> <p><b>Options variées</b> calcul du rayonnement de freinage d'une source <math>\beta</math>, calcul de BU, définition de zonage...</p> <p><b>Résultats explicites</b> Kair, <math>H^*_{(10)}</math>, <math>H'_{(0,07)}</math>, <math>Hp_{(10)}</math> et <math>Hp_{(3)}</math>, cette dernière valeur étant importante au vu de l'évolution de la réglementation (limitation dosimétrie cristallin limité à 20 mSv/h)</p>	<p><b>Plan en 3 dimensions</b> Positionnement des points de mesure autour de la source</p> <p><b>Plusieurs mesures possibles</b> Jusqu'à six mesures possibles pour une modélisation</p> <p><b>Modélisation d'emballage ou conteneur</b> Ecrans entourant la source</p> <p><b>Vieillessement d'un spectre pouvant être directement utilisé comme terme source</b> Filiations automatiquement pris en compte lors de calcul de décroissance de source</p> <p><b>Rapidité des calculs</b></p> <p><b>Spectre modifiable</b> Sans changer les conditions de mesure du calcul précédent</p>
Inconvénients	<p><b>Temps de calcul long dans certaines configurations</b></p> <p><b>Nouvelle modélisation pour chaque spectre</b> Impossibilité de modifier le spectre après avoir réalisé des calculs</p> <p><b>Définition du spectre d'émission d'un RN par groupe de 5 raies d'énergie</b></p>	<p><b>Utilisation peu intuitive</b> Temps d'adaptation nécessaire, maîtrise de l'anglais</p> <p><b>Possibilité d'erreur dans les calculs due au choix de l'utilisateur</b> longueurs de relaxation pour le calcul du BU, maillage des sources volumiques manuel</p> <p><b>Résultats non explicites</b> Estimation des grandeurs opérationnelles à partir de coefficients de conversion de la CIPR 51</p>

Tableau 2 : Inter-comparaison des logiciels de calcul Microshield et Dosimex

## B) Appareils de mesures

### 1. Fonctionnement des détecteurs à gaz

Le détecteur est un cylindre métallique creux rempli de gaz. L'axe du cylindre est un fil métallique porté à une haute tension positive (anode), lui-même relié à un compteur d'impulsions électriques. La paroi du cylindre constitue la cathode, reliée à la masse. Du fait de la polarisation de l'anode, il existe au sein du compteur, un champ électrique intense dirigé de l'anode vers la cathode. [14]

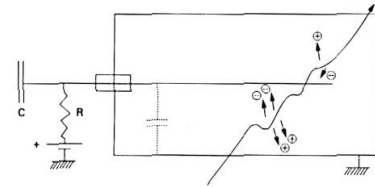


Figure 30 : Fonctionnement d'une chambre d'ionisation

Lorsqu'une particule ionisante pénètre dans l'enceinte, elle crée sur son passage un certain nombre d'ionisations primaires : électrons arrachés et atomes du gaz ionisés positivement. Sous l'action du champ électrique, les électrons vont migrer vers l'anode et les atomes ionisés vers la cathode. [8]

Le signal exploité est la charge recueillie par la collection d'électrons. Cependant, le nombre total d'ionisations dans le détecteur n'est pas égal au nombre d'ionisations primaires à cause des phénomènes d'ionisations secondaires. Ces phénomènes varient en fonction de la différence de potentiel appliquée entre l'anode et la cathode. Sur le schéma ci-contre, nous voyons ainsi apparaître plusieurs régions correspondant aux différents régimes de fonctionnement du détecteur.

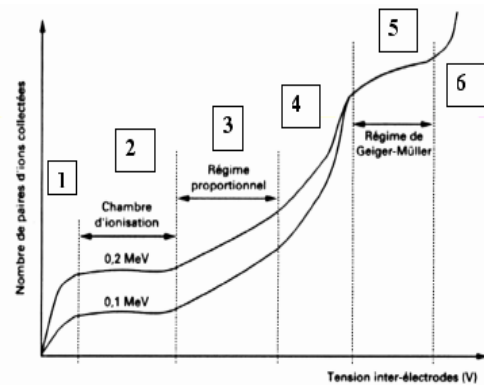


Figure 31 : Les différents modes de fonctionnements des détecteurs à gaz

#### a) Régime d'ionisation primaire - fonctionnement des Chambres d'ionisations

Dans la seconde région, le nombre d'électrons collectés est sensiblement égal au nombre d'ionisations primaires. Les ionisations secondaires sont négligeables. La charge recueillie ne dépend pas de la tension.

#### b) Régime de proportionnalité - fonctionnement des compteurs proportionnels

En augmentant la tension, les électrons primaires ionisent à leur tour le gaz. Il y a production d'ions secondaires.

#### c) Régime Geiger Müller – fonctionnement des compteurs Geiger Müller

Dans la cinquième région, la tension appliquée est forte (entre 1200 et 1400 V) et entraîne une production importante d'ions secondaires. Les atomes du gaz ionisés reviennent à l'état fondamental en émettant un rayonnement X qui va arracher, par effet photoélectrique, des électrons sur la cathode.

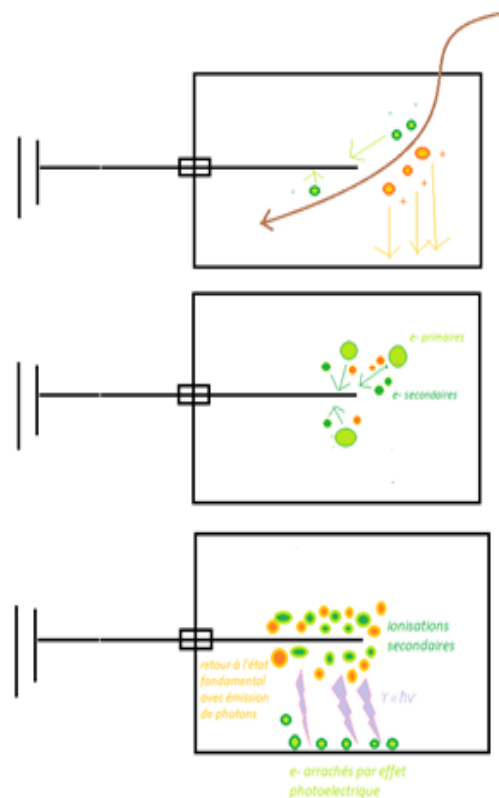


Figure 32 : Schéma de fonctionnement d'un détecteur à gaz

## 2. Présentation de quelques radiamètres utilisés au LEFCA

Le détecteur est un élément fondamental dans toute pratique mettant en œuvre des rayonnements ionisants. La connaissance parfaite des instruments de mesure ainsi que leurs limites est donc essentielle pour une bonne interprétation des résultats.

Le tableau ci-dessous regroupe les propriétés techniques des différents détecteurs présents au LEFCA [15] :

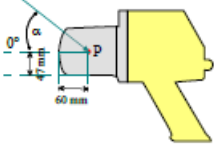
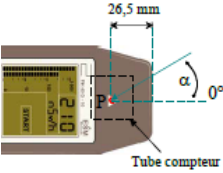
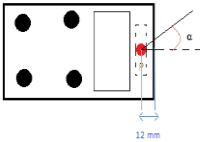
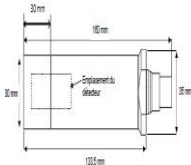
	<b>RAMION</b>	<b>FH40 GL 10</b>	<b>AD5</b>	<b>Sonde STTC</b>
Type de détecteur	chambre d'ionisation de 500 cm <sup>3</sup>	compteur proportionnel	compteur Geiger Müller compensé en énergie	compteur Geiger Müller compensé
Rayonnements détectés	Rayonnements $\gamma$ et X ou particules $\beta$	Rayonnements $\gamma$ et X	Rayonnements $\gamma$ et X	Rayonnements $\gamma$
Gamme d'énergie	10 keV à 3 MeV	30 keV à 4,4 MeV	de 45 keV à 3 MeV	De 58 keV à 1,5 MeV
Grandeur Mesurée	débit de dose et dose cumulée	débit d'équivalent de dose $H^*_{(10)}$	débit d'équivalent de dose $H^*_{(10)}$	débit d'équivalent de dose $H^*_{(10)}$
Gamme de mesure	de 1 $\mu$ Sv/h à 500 mSv/h	de 10 nSv/h à 100 mSv/h	de 0,1 $\mu$ Sv/h à 1 Sv/h	de 0,3 $\mu$ Sv/h à 10 Sv/h
Utilisation	Autonome	Autonome ou avec sondes externes	Autonome ou avec sondes externes	Connectée à un moniteur CSP
Position du détecteur				
Réponse angulaire	Pour $\alpha = 0 \pm 120^\circ$ < $\pm 5\%$	Pour $\alpha = 0 \pm 75^\circ$ $\pm 20\%$	Pour $\alpha = 0 \pm 45^\circ$ $\pm 20\%$	Pour $\alpha = 0 \pm 45^\circ$ $\pm 20\%$

Tableau 3 : Caractéristiques techniques des différents appareils utilisés au LEFCA

## VI. Cas pratiques

Afin d'approfondir cette étude comparative, j'ai réalisé, à l'aide d'appareil de radioprotection, des mesures sur des sources radioactives puis j'ai comparé les valeurs obtenues avec les résultats des modélisations des deux logiciels.

Nous avons vu précédemment que l' $^{241}\text{Am}$  émet principalement un rayonnement gamma de 59,54 keV, il me fallait donc utiliser un appareil dont la gamme d'énergie permet la détection de ce rayonnement. J'ai choisi d'utiliser le FH40 pour réaliser ces mesures car c'est l'appareil qui me parait le plus adapté au vu de ses caractéristiques : gamme d'énergie, réponse angulaire (direction préférentielle axiale) et position du détecteur (centre à 2,15 cm en dessous du repère triangulaire et à 2,65 cm de la face avant : Cf. tableau 3).

### A) Source disque

#### 1. Caractéristiques de la source

Source disque de 1,5 cm de diamètre

Radionucléide :  $^{241}\text{Am}$

Activité A = 355 kBq

Date : 15/01/2013

Protection plastique de 1 mm

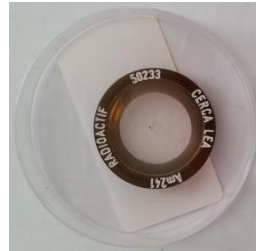


Figure 33 : Source d' $^{241}\text{Am}$



Figure 34 : Mesure de la source d' $^{241}\text{Am}$  avec le FH40

#### 2. Résultats des mesures "terrains" réalisées avec le FH40

Face avant (2,65 cm du détecteur) :  $H^*_{(10)} = 3 \mu\text{Sv/h}$

Face supérieure (2,15 cm du détecteur) :  $H^*_{(10)} = 7,2 \mu\text{Sv/h}$

#### 3. Modélisations

Afin de rendre les modélisations cohérentes avec les conditions lors des mesures terrains (écrans à mettre en place, distance source – détecteur à prendre en compte...), j'ai réalisé plusieurs calculs avec Microshield et Dosimex-G (Cf. annexe 4).

Les calculs suivants sont réalisés au pseudo-contact de la source nue, en prenant seulement compte de la distance source – paroi du détecteur (1 mm sans écran).

De plus, étant donné que la période radioactive de l' $^{241}\text{Am}$  (Cf. schéma page 9) est très grande par rapport au nombre de jours entre la date d'étalonnage de la source et la date de la mesure, je n'ai pas pris en compte la décroissance de l'activité de la source dans le calcul.

	FH40	Dosimex-G			Microshield		
	$H^*_{(10)}$ ( $\mu\text{Sv/h}$ )	K ( $\mu\text{Gy/h}$ )	$H^*_{(10)}$ ( $\mu\text{Sv/h}$ )	$H' (0.07)$ ( $\mu\text{Sv/h}$ )	K ( $\mu\text{Gy/h}$ )	$H^*_{(10)}$ ( $\mu\text{Sv/h}$ )	$H' (0.07)$ ( $\mu\text{Sv/h}$ )
2.65 cm	3	16,35	5,96	17,08	21,92	6,18	22,3
2.15 cm	7,2	23,8	8,67	24,85	32,22	9,08	32,73

Tableau 4: Résultats des modélisations Microshield et Dosimex-G pour une source disque d' $^{241}\text{Am}$  de 355 kBq en fonction de la distance source - détecteur

La grandeur  $H'_{(0,07)}$  est représentée à titre indicatif au vu du terme source (rayonnement gamma et X de faibles énergies) de l'installation et du risque d'exposition externe prédominant au niveau des extrémités et de la peau.

Nous constatons que cette grandeur est supérieure à la valeur de  $H^*_{(10)}$ , ce qui peut s'expliquer par la présence des rayonnements X de faibles énergies (Cf. figure 38) qui interagissent essentiellement à faible profondeur.



#### 4. Inter comparaison des résultats terrains et des résultats des logiciels

	FH40	DOSIMEX-G		MICROSHIELD		Ecart relatif Microshield- Dosimex-G
	H*(10) ( $\mu\text{Sv/h}$ )	H*(10) ( $\mu\text{Sv/h}$ )	R <sup>5</sup>	H*(10) ( $\mu\text{Sv/h}$ )	R	
Face avant (2.65 cm)	3	5,96	49,7 %	6,18	51,5 %	3,5 %
Face supérieure (2.15 cm)	7,2	8,67	16,9 %	9,08	20,7 %	4,5 %

Tableau 5 : Ecart relatif entre les résultats Microshield et Dosimex-G et les mesures réalisées avec le FH40 de la source disque d'<sup>241</sup>Am

Les résultats des logiciels sont cohérents : tous deux donnent des valeurs très proches (écart entre 3% et 5% dans cette configuration). Néanmoins, les logiciels surestiment jusqu'à deux fois le débit d'équivalent de dose mesuré : l'appareil ne détecte les rayonnements qu'à partir de 30 keV ce qui le rend « aveugle » aux rayonnements X émis par l'américium 241 (présence d'un rayonnement X de 14 keV aussi intense que la raie principale d'énergie 59,5 keV, respectivement de 33% et 36%).

#### B) Source volumique cylindrique

Le LEFCA compte environ une soixantaine de BâG dans lesquelles les techniciens et chimistes manipulent de la matière radioactive. Cette matière peut être conditionnée dans diverses géométries. La problématique engendrée par le travail en BâG est essentiellement l'exposition des extrémités.

##### 1. Mesures "terrains"

En radioprotection, l'estimation des débits de dose à de faibles distances est intéressante, notamment dans le cas de sources volumiques, pour estimer les doses reçues pour les tissus (mains par exemple) [16]. La grandeur utilisée pour le débit de dose aux extrémités est l'équivalent de dose individuel  $H_{p(0,07)}$ . Au LEFCA, nous n'avons aucun appareil qui permette la mesure en direct de cette grandeur, j'ai donc utilisé le FH40 qui permet la mesure en débit d'équivalent de dose ambiant  $H^*_{(10)}$ . Toutefois, il convient de rester vigilant vis-à-vis des résultats obtenus car les résultats en  $H^*_{(10)}$  sous-estiment les valeurs en  $H^*_{(0,07)}$  (Cf. tableau 4).

Avec l'aide de techniciens du LEFCA, j'ai mesuré le DeD au pseudo-contact de pots de matière en BâG tel que décrit ci-dessous.

L'opérateur tient le pot de matière dans le gant, en dehors de la BâG afin de se soustraire au bruit de fond lors de la mesure. Le SPR effectue la mesure au contact du gant, au-dessous du pot de matière car la source est sous forme de poudre et est donc répartie au fond du pot. La mesure est réalisée avec la face avant du FH40 au contact du gant afin d'évaluer le débit d'équivalent de dose au niveau de la main de l'opérateur.

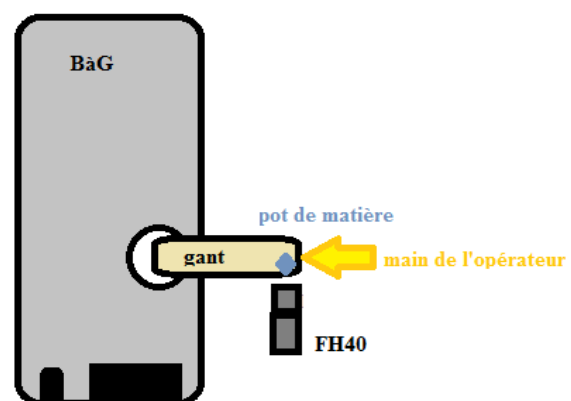


Figure 35 : Schéma des conditions de mesure

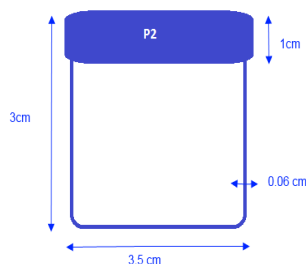
<sup>5</sup> Formule utilisée :  $R = \left| \frac{\text{valeur expérimentale} - \text{mesure}}{\text{valeur expérimentale}} \right|$

## 2. Calculs préliminaires

Pour réaliser les modélisations avec les logiciels, des calculs préliminaires sont nécessaires afin de déterminer l'activité et la hauteur de matière contenue dans le pot.

### a) Données d'entrée

Les données d'entrée nécessaires aux calculs suivants se trouvent dans la fiche GMN, présentée en annexe 5. Dans le cas présent, le « lot Pu » est conditionné dans trois pots de type P2.



### Dimensions d'un pot primaire P2 :

- Boîte cylindrique en aluminium
- Diamètre extérieur : 35 mm
- Hauteur : 30 mm
- Epaisseur : 0,6 mm

Figure 36 : Schéma d'un pot primaire P2

Nous ne nous intéresserons ici qu'au pot de matière « P2-4046 » dont les propriétés sont rappelées ci-dessous :

MASSE (g)		COMPOSITION ISOTOPIQUE (%)					
Masse Pu (g)	0,503	% Pu238/Pu	% Pu239/Pu	% Pu240/Pu	% Pu241/Pu	% Pu242/Pu	% Am241/Pu
Masse U (g)	1,263	0,1325	79,5078	18,6432	1,0847	0,6318	1,8827

Tableau 6

### b) Activité de la source

A partir des données d'entrée, on peut en déduire l'activité de la source :

Pu238	Pu239	Pu240	Pu241	Pu242	Am241
$\text{Masse d'un radioélément (g)} = \frac{\text{Masse Pu} * \% \text{Pu}(i)}{100}$					
0,00067	0,400	0,094	0,0054	0,0032	0,0094
$\text{Nbre de noyaux radioactifs} = \frac{\text{masse du radioélément (i)}}{\text{Masse molaire du radioélément (i)}} * 6,02 * 10^{23}$					
1,69E+18	1,01E+21	2,35E+20	1,36E+19	7,91E+18	2,37E+19
Période radioactive T <sup>6</sup>					
87,74 ans	24 119 ans	6 540 ans	14,4 ans	373 000 ans	432,6 ans
$\text{Constante radioactive } \lambda = \frac{\ln 2}{\text{période radioactive T}}$					
2,50E-10	9,11E-13	3,35E-12	1,53E-09	5,89E-14	5,08E-11
$\text{Activité (Bq)} = \text{Nbre de noyaux radioactifs} * \text{Constante radioactive } \lambda$					
4.22E+08	9,18E+08	7,87E+08	2,09E+10	4,66E+5	1,20E+09

Tableau 7

<sup>6</sup> Cf. Page 8 : Spectre de l'installation et transformations nucléaires



### c) Dimensions de la source

Afin de déterminer la géométrie et les dimensions de la source, il faut connaître au préalable la forme sous laquelle se présente la matière (poudre, pastille...). Dans notre cas, la matière est sous forme de poudre : elle est donc répartie au fond du pot P2. Il nous faut ensuite calculer la hauteur de matière contenue. Le terme source étant constitué de Pu et d'<sup>241</sup>Am sous forme de poudre, on considère une densité de 2 g/cm<sup>3</sup>. [Cf. référence [17]]

$Volume\ de\ matière\ (cm^3) = \frac{masse}{densité}$						
Pu238	Pu239	Pu240	Pu241	Pu242	Am241	U
0,0003	0,2	0,047	0,0027	0,0016	0,0047	0,6315

Tableau 8

A partir de la surface du P2, on peut ainsi déterminer la hauteur de matière.

$$\checkmark \text{ Surface } P2 = \pi r^2$$

Avec  $r = 1,75\text{ cm}$ ,  $S_{P2} = 9,6211\text{ cm}^2$

$Hauteur\ de\ matière\ (cm) = \frac{Volume\ de\ matière}{Surface\ P2}$						
Pu238	Pu239	Pu240	Pu241	Pu242	Am241	U
0,000031	0,02079	0,04885	0,00028	0,00017	0,00049	0,0657
0,02614						
<b>Hauteur totale (cm)</b>		<b>0,0922</b>				

Tableau 9

### 3. Modélisations

Deux données d'entrée m'ont été fournies par l'installation concernant la composition et l'épaisseur des pots primaire de type P2 à savoir : 0,01 mm de fer et 0,06 mm d'aluminium. Les calculs qui suivent ont été réalisés en prenant en compte ces deux hypothèses.

Les tableaux suivants regroupent l'ensemble des résultats obtenus en fonction des matériaux de la source et de l'écran. Toutes les mesures sont réalisées à 2,65 cm de la surface de l'écran.

Les tableaux 11, 14 et 16 présentent les écarts relatifs entre les résultats Dosimex et les mesures ( $R_1$ ), entre les résultats Microshield et les mesures ( $R_2$ ) ainsi que les écarts relatifs entre les résultats des deux logiciels de calcul. La formule utilisée pour calculer l'écart relatif est la suivante :

$$R = \left| \frac{\text{valeur expérimentale} - \text{mesure}}{\text{valeur expérimentale}} \right|$$

a) Source en Uranium

Le tableau 10 regroupe l'ensemble des résultats obtenus avec une source cylindrique en uranium ( $d = 2 \text{ g/cm}^3$ ) de hauteur totale ( $Pu + Am + U$ ) 0,0923 cm et de rayon 1,75 cm. La méthode de Taylor est utilisée pour calculer le build up avec Dosimex-G.

Le tableau 11 présente les écarts relatifs entre les résultats Dosimex / terrain ( $R_1$ ), les résultats Microshield / terrain ( $R_2$ ) et les résultats Dosimex / Microshield regroupés dans le tableau 10.

		Dosimex-G				Microshield			
		Ka (mGy/h)	H*(10) (mSv/h)	H' (0,07) (mSv/h)	Build-up	Ka (mGy/h)	H*(10) (mSv/h)	H' (0,07) (mSv/h)	Build-up <sup>7</sup>
Aluminium (0,6mm)	Sans build-up	3,15	4,06	4,45		3,89	4,04	5,40	
	Avec build-up	3,36	4,34	4,76	1,07	5,42	6,59	8,01	1,39
Fer (0,1mm)	Sans build-up	2,14	3,68	3,43		1,22	2,14	2,13	
	Avec build-up	2,21	3,79	3,53	1,03	1,41	2,47	2,46	1,16

Tableau 10

		FH40	DOSIMEX-G		MICROSHIELD		Ecart relatif
		H*(10) (mSv/h)	H*(10) (mSv/h)	$R_1$	H*(10) (mSv/h)	$R_2$	Microshield-Dosimex-G
Aluminium (0,6mm)	Sans build-up	2	4,06	50,7 %	4,04	50,5 %	0,5 %
	Avec build-up		4,34	53,9 %	6,59	69,7 %	34,1 %
Fer (0,1mm)	Sans build-up		3,68	45,7 %	2,14	6,5 %	72 %
	Avec build-up		3,79	47,2 %	2,47	19 %	53,4 %

Tableau 11 : Ecart relatif entre les résultats Microshield et Dosimex-G du tableau 10 et les mesures réalisées avec le FH40

Les tableaux 10 et 11 nous permettent de constater :

- ①  $H^*_{(10)}$  est proche de  $H'_{(0,07)}$  par rapport à l'écart mis en évidence dans le tableau 4 : atténuation des rayonnements X de faibles énergies dans l'écran
- ② Un faible écart entre les DeD obtenus avec Dosimex-G pour l'aluminium et le fer dans les mêmes conditions (avec et sans BU) : présence de fortes énergies dans le spectre proposé par Dosimex-G qui ne sont pas atténuées par le fer (Cf. figure 42)
- ③ Un écart d'environ un facteur 2 entre les DeD obtenus avec Microshield pour l'aluminium et le fer dans les mêmes conditions (avec et sans BU) : présence uniquement de faibles énergies dans le spectre proposé par Microshield, qui sont atténuées par le fer (Cf. figure 41)
- ④ Un build up similaire pour l'aluminium et le fer avec Dosimex-G : même effet de diffusion de par la présence de fortes énergies (Cf. figure 43)
- ⑤ Un build légèrement plus élevé pour l'aluminium avec Microshield : plus de diffusion dans l'aluminium que dans le fer pour les faibles énergies
- ⑥ Des écarts relatifs faibles dans le fer entre les résultats Microshield et la mesure avec le FH40 : Microshield, de par son spectre composé uniquement de faibles énergies, et le FH40, de par sa gamme d'énergie, détectent essentiellement le rayonnement d'énergie 59.5 keV.

<sup>7</sup> Le build-up Microshield est calculé en divisant la dose absorbée dans l'air avec build-up par la dose absorbée dans l'air sans build-up

Ces constations sont expliquées plus précisément à la page 31 (*Cf. Transmission*)

Afin de vérifier l'influence de la méthode de calcul du build up avec Dosimex-G, les mesures suivantes sont réalisées dans les mêmes conditions (source cylindrique en uranium de hauteur 0,0923 cm) mais avec la méthode de Berger.

		Dosimex-G				Microshield			
		Ka (mGy/h)	H*(10) (mSv/h)	H' (0.07) (mSv/h)	Build-up	Ka (mGy/h)	H*(10) (mSv/h)	H' (0.07) (mSv/h)	Build-up
Aluminium (0,6mm)	Sans build-up	3,15	3,18	4,1		3,89	4,04	5,40	
	Avec build-up	6,77	6,84	8,81	2,15	5,42	6,59	8,01	1,39
Fer (0,1mm)	Sans build-up	2,14	3,51	3,34		1,22	2,14	2,13	
	Avec build-up	3,65	6,01	5,72	1,71	1,41	2,47	2,46	1,16

Tableau 12

En plus des constats décrits ci-dessus, le tableau 12 nous permet de constater :

- ⑦ les BU calculés avec la méthode de Berger sont supérieurs à ceux calculés avec la méthode de Taylor : facteur 2 dans l'aluminium et 1,66 dans le fer (*Cf. tableaux 10 et 12*) : *influence de la méthode de calcul*
- ⑧ un BU plus élevé pour l'aluminium avec Dosimex-G : *influence du matériau source dans le calcul du BU moyen.*

*NB : Les valeurs de build up calculés avec la formule de Berger sont donc à utiliser avec précaution dans les matériaux de faible numéro atomique.*

#### b) Source en PuO<sub>2</sub>

Les résultats du tableau 13 sont obtenus avec une source cylindrique de PuO<sub>2</sub> (d= 2 g/cm<sup>3</sup>) de hauteur totale (Pu + Am) 0,0266 cm et de rayon 1.75 cm. La méthode de Berger est utilisée avec Dosimex-G pour calculer le build up (matériau composé).

Le tableau 14 présente les écarts relatifs entre les résultats Dosimex / terrain (R<sub>1</sub>), les résultats Microshield / terrain (R<sub>2</sub>) et les résultats Dosimex / Microshield regroupés dans le tableau 13.

		Dosimex-G				Microshield			
		Ka (mGy/h)	H*(10) (mSv/h)	H' (0.07) (mSv/h)	build up	Ka (mGy/h)	H*(10) (mSv/h)	H' (0.07) (mSv/h)	build up
Aluminium (0,6mm)	Sans build-up	6,83	4,56	7,9		9,53	6,97	11,79	
	Avec build-up	15,65	10,43	18,1	2,29	10,71	8,6	13,62	1,12
Fer (0,1mm)	Sans build-up	3,41	5,11	5,11		3,51	5,76	5,91	
	Avec build-up	5,09	7,62	7,62	1,49	3,70	6,09	6,24	1,05

Tableau 13

		FH40	DOSIMEX-G		MICROSHIELD		Ecart relatif Microshield- Dosimex-G
		H*(10) (mSv/h)	H*(10) (mSv/h)	R <sub>1</sub>	H*(10) (mSv/h)	R <sub>2</sub>	
Aluminium (0,6mm)	Sans build-up	2	4,56	56,1 %	6,97	71,3 %	34,6 %
	Avec build-up		10,43	80,8 %	8,6	76,7 %	21,3 %
Fer (0,1mm)	Sans build-up		5,11	60,9 %	5,76	65,3 %	11,3 %
	Avec build-up		7,62	73,8 %	6,09	67,2 %	25,1 %

Tableau 14 : Ecart relatif entre les résultats Microshield et Dosimex-G du tableau 13 et les mesures réalisées avec le FH40

Les tableaux 13 et 14 nous permettent de constater :

- Constats précédents ⑤ et ⑧
- ⑨  $H^*_{(10)}$  inférieur à  $H'_{(0,07)}$  : le matériau source étant moins auto-atténuant que dans le tableau 10, une partie des rayonnements X de faibles énergies émis par l'Am et le Pu contribuent à la dose en surface  $H'_{(0,07)}$ .
- ⑩  $H^*_{(10)}$  avec BU plus élevé avec l'aluminium : diffusion plus importante dans l'aluminium (Z faible)
- ⑪ les écarts relatifs du tableau 14 sont plus élevés que ceux du tableau 11 : il est supposé que la création de matériau influence la précision des résultats.

c) Source en PuO<sub>2</sub> « diluée »

Afin de vérifier l'auto-atténuation de la source due à l'uranium, j'ai modélisé la même source que celle définie en a) mais avec une matrice source de PuO<sub>2</sub>. (de hauteur totale (Pu + Am + U) 0,0923 cm)  
Le tableau 16 présente les écarts relatifs entre les résultats Dosimex / terrain (R<sub>1</sub>), les résultats Microshield / terrain (R<sub>2</sub>) et les résultats Dosimex / Microshield regroupés dans le tableau 15.

		Dosimex-G				Microshield			
		Ka (mGy/h)	H*(10) (mSv/h)	H' (0.07) (mSv/h)	build up	Ka (mGy/h)	H*(10) (mSv/h)	H' (0.07) (mSv/h)	build up
Aluminium (0,6mm)	Sans build-up	3,22	3,22	4,18		4,02	4,15	5,57	
	Avec build-up	6,93	6,93	8,98	2,15	5,56	6,71	8,19	1,38
Fer (0,1mm)	Sans build-up	2,18	3,57	3,4		2,2	3,74	3,77	
	Avec build-up	3,7	6,07	5,78	1,7	2,41	4,11	4,14	1,1

Tableau 15

		FH40	DOSIMEX-G		MICROSHIELD		Ecart relatif Microshield- Dosimex-G
		H*(10) (mSv/h)	H*(10) (mSv/h)	R <sub>1</sub>	H*(10) (mSv/h)	R <sub>2</sub>	
Aluminium (0,6mm)	Sans build-up	2	3,22	37,9 %	4,15	51,8 %	22,4 %
	Avec build-up		6,93	71,1 %	6,71	70,2 %	3,3 %
Fer (0,1mm)	Sans build-up		3,57	44 %	3,74	46,5 %	4,55 %
	Avec build-up		6,07	67,1 %	4,11	51,3 %	47,7 %

Tableau 16 : Ecart relatif entre les résultats Microshield et Dosimex-G du tableau 15 et les mesures réalisées avec le FH40

Les tableaux 15 et 16 nous permettent de constater :

- Constats précédents ①, ②, ⑤, ⑧ et ⑩ pour Microshield
- ⑫ Valeurs sans BU plus proches de la mesure que celles avec BU : *l'effet photoélectrique est plus probable que l'effet Compton dans cette configuration.*

#### d) Conclusions

Le spectre d'émission du lot Pu, composé d'Am et de Pu, comprend des rayonnements X de faibles énergies en plus de la raie principale de  $^{241}\text{Am}$  d'énergie 59,5 keV<sup>8</sup>. (Cf. annexe 6). Ces rayonnements X sont rapidement atténués dans les protections biologiques.

Les rayonnements de faibles énergies présents derrière la protection en aluminium mais atténués par le fer (entre 13 et 20 keV : Cf. partie "Transmission" page 31) contribuent à la diffusion.

La méthode de Berger est à éviter pour calculer le BU dans des matériaux de faible numéro atomique.

En comparant les tableaux 12 et 15, on remarque qu'il y a une légère atténuation dans la source due à la présence d'uranium.

Les logiciels surestiment, de manière générale, le débit d'équivalent de dose :

- les écarts relatifs entre les résultats Dosimex-G sans BU et les mesures terrains sont compris entre 38 % et 60 %
- les écarts relatifs entre les résultats Dosimex-G avec BU et les mesures terrains sont compris entre 48 % et 80 %
- les écarts relatifs entre les résultats Microshield sans BU et les mesures terrains sont compris 6,5 % et 71 %
- les écarts relatifs entre les résultats Microshield avec BU et les mesures terrains sont compris 19 % et 76 %

Les écarts relatifs entre Microshield / mesure terrain sont dispersés : l'étendue des écarts est de 69,5<sup>9</sup>

Les écarts relatifs entre Dosimex-G / mesure terrain sont plus "groupés" : l'étendue des écarts est de 42

Le BU est à utiliser avec précaution au vu des énergies considérées dans le cas de  $^{241}\text{Am}$ , les effets photoélectrique et Compton sont en compétition (écarts relatifs des résultats logiciels avec BU sont plus importants que ceux sans BU).

La configuration du tableau 10 est la plus avantageuse pour estimer le DeD tel que présenté à la figure 35 car elle permet d'éviter la création de matériau et ainsi l'utilisation de la méthode de Berger, et d'obtenir des résultats plus proches de la mesure réalisée.

De plus, il est nécessaire de prendre en compte l'incertitude vis-à-vis des conditions de mesures influant sur les mesures réalisées : mesures dans un gant de BâG, matière sous forme de poudre (géométrie de la source est fonction du conditionnement)...

*NB : l'intérêt de cette partie étant de déterminer le logiciel le plus adapté aux calculs de  $^{241}\text{Am}$  par comparaison des résultats de chacun des logiciels avec les mesures terrains, les écarts relatifs entre Microshield et Dosimex-G sont donnés à titre indicatif. Pour une comparaison plus détaillée en fonction des différentes géométries et configurations, voir la validation de Dosimex-G (Cf. référence [16])*

---

<sup>8</sup>Il est donc intéressant de modéliser une source composée de Pu et Am et non pas seulement d'Am pour la comparaison des logiciels.

<sup>9</sup> L'étendue d'une distribution est égale à la différence entre la plus grande et la plus petite valeur de la distribution (Etendue de  $X = X_{\max} - X_{\min}$ )

## C) Interprétation des résultats

### 1. Spectre d'émission

Le code Dosimex-G 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* ».

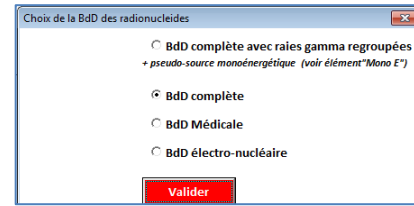


Figure 37 : Fenêtre de choix de la base de données avec Dosimex-G

#### ❖ Base de données complète :

Cette base de données n'utilise pas de regroupement des raies gamma et, par principe, donne des résultats plus précis. Elle entrainera cependant 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.

#### ❖ Base de données complète avec raies regroupées :

Cette base de données a été établie pour limiter les temps de calculs en regroupant certaines raies gamma d'énergies proches. L'application utilise 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 27 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. [18]

Spectre gamma			
Radionucléide	Isotope	E(keV)	I (%)
Am	241	59,54 keV	36,023 %
Am	241	14,44 keV	33,069 %
Am	241	27,27 keV	3,285 %
Am	241	104,44 keV	0,054 %
Am	241	298,87 keV	0,002 %
Am	241	683,17 keV	0,001 %

Figure 38 : Spectre d'émission du  $^{241}\text{Am}$  avec raies regroupées proposé par Dosimex-G

Dans l'objectif de limiter les temps de calcul, j'ai utilisé au cours de ce rapport, la base de données complète avec raies regroupées.

Microshield, quant à lui, propose automatiquement un groupement par énergie des rayonnements gamma de chaque radionucléide. Ces groupes énergétiques sont prédéfinis, avec un maximum de 25 groupes. Cependant, si l'utilisateur le désire, il peut créer sa propre méthode de groupement ou importer d'une source externe. (Cf.page 16).

Group #	Energy (MeV)	Activity Photons/sec	Area Source Photons/sec/cm²	% Energy Activity
1	0,0139	1,5159e+005	4,8251e+004	21,122
2	0,0263	8,5200e+003	2,7120e+003	2,250
3	0,0332	3,7630e+002	1,1978e+002	,125
4	0,0595	1,2745e+005	4,0567e+004	76,061
5	0,0692	6,3659e+002	2,0263e+002	,442

Figure 39 : Spectre d'émission du  $^{241}\text{Am}$  proposé par Microshield

A partir de ces spectres d'émissions, les codes calculent le débit de fluence de la source, puis le convertissent en grandeurs physiques et opérationnelles. La différence de spectre d'émission entre Microshield et Dosimex-G explique donc, d'une part l'écart entre les résultats des 2 logiciels et d'autre part, l'écart entre la mesure du FH40 et les résultats des logiciels.

En effet pour l'  $^{241}\text{Am}$ , Microshield ne prend en compte que les photons d'énergies inférieures à 70 keV, tandis que Dosimex-G considère les photons d'énergies supérieures à 100 keV malgré leur faibles intensités et la gamme d'énergie du FH40 est comprise entre 30 keV et 4,4 MeV. Or, le spectre d'émission du radionucléide possède une multitude de raies comprises entre 11 keV et 1 MeV (Cf. Annexe 6).

Les rayonnements « détectés » ne sont pas les mêmes pour les trois méthodes, ce qui explique les différences de résultats.

## 2. Transmission

L'objectif des protections biologiques est de diminuer le DeD au poste de travail. En effet, lorsqu'un faisceau de photons  $\Phi(o)$  rencontre un écran, il est atténué comme présenté sur la figure ci-contre.

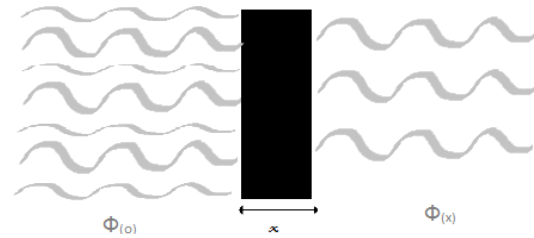


Figure 40 : Transmission des photons à travers un écran

Le facteur de transmission des rayonnements est donné par la formule :

$$\frac{\Phi(x)}{\Phi(o)} = e^{-\mu x} \quad \text{avec } \Phi(o), \text{ le flux de photons incidents}$$

$$\Phi(x), \text{ le flux de photons résiduel}$$

$$\mu, \text{ le coefficient d'absorption linéique}$$

$$x, \text{ l'épaisseur d'écran}$$

Dans le cas du lot Pu, les rayonnements de très faibles énergies sont rapidement atténués dans le P2 en aluminium.

Group #	Energy (MeV)	Activity Photons/sec	Volume Source Photons/sec/cm³	% Energy Activity
1	0,0136	4,2557e+004	4,2557e+004	,002
2	0,0136	8,6664e+007	8,6664e+007	3,256
3	0,0136	4,0521e+007	4,0521e+007	1,522
4	0,0136	4,8846e+007	4,8846e+007	1,835
5	0,0139	5,1240e+008	5,1240e+008	19,676
6	0,0263	2,8800e+007	2,8800e+007	2,096
7	0,0332	1,2720e+006	1,2720e+006	,117
8	0,0543	4,1291e+005	4,1291e+005	,062
9	0,0553	1,9964e+005	1,9964e+005	,031
10	0,0565	2,0634e+002	2,0634e+002	,000
11	0,0595	4,3080e+008	4,3080e+008	70,856
12	0,0692	2,1518e+006	2,1518e+006	,412
13	0,1129	4,3681e+005	4,3681e+005	,136

Figure 41 : Spectre d'émission du lot Pu proposé par Microshield

Spectre gamma			
Radionucléide	Isotope	E(keV)	I (%)
Am	241	59,54 keV	36,023 %
Am	241	14,44 keV	33,069 %
Am	241	27,27 keV	3,285 %
Am	241	104,44 keV	0,054 %
Am	241	298,87 keV	0,002 %
Am	241	683,17 keV	0,001 %
Pu	238	16,1 keV	10,63 %
Pu	238	43,5 keV	0,04 %
Pu	238	99,8 keV	0,007 %
Pu	238	152,7 keV	0,001 %
Pu	238	111,2 keV	0 %
Pu	238	200 keV	0 %
Pu	238	742 keV	0 %
Pu	239	12,05 keV	4,7 %
Pu	239	51,81 keV	0,028 %
Pu	239	108,87 keV	0,022 %
Pu	239	38,6 keV	0,01 %
Pu	239	393,89 keV	0,003 %
Pu	240	16,6 keV	10 %
Pu	240	45,24 keV	0,045 %
Pu	240	104,19 keV	0,007 %
Pu	241	107,28 keV	0,001 %
Pu	242	16,6 keV	8,7 %
Pu	242	44,92 keV	0,038 %
Pu	242	103,5 keV	0,002 %

Figure 42 : Spectre d'émission du lot Pu proposé par Dosimex-G

J'ai calculé les facteurs de transmission pour les deux hypothèses concernant la composition et l'épaisseur du pot primaire de type P2 (Cf. tableau 17 et tableau 18)

Energie (keV)	10	13	14	16	20	27	30	40	59	80	200	1000
$e^{-\mu x}$	0,015	0,089	0,16	0,33	0,593	0,761	0,85	0,92	0,96	0,97	0,98	0,99

Tableau 17: Transmission des photons dans 0,6 mm d'aluminium en fonction de leur énergie

Les photons dont l'énergie est inférieure à 13 keV sont négligeables : moins de 10 % traversent le conditionnement P2.

Energie (keV)	10	13	14	16	20	27	30	40	59	80	200	1000
$e^{-\mu x}$	$7,62e^{-7}$	$2,34e^{-4}$	$1,58e^{-3}$	$1,78e^{-2}$	0,14	0,36	0,54	0,76	0,91	0,96	0,99	0,995

Tableau 18 : Transmission des photons dans 0,1 mm de fer en fonction de leur énergie

Le fer est un meilleur atténuateur que l'aluminium. Les photons aux basses énergies (inférieures à 20 keV) sont négligeables derrière un écran de 0,1 mm de fer. En plaçant un tel écran, nous nous rapprochons du spectre détecté par le FH40 (gamme d'énergie comprise entre 30 keV et 1 MeV) et ainsi du DeD mesuré : le rayonnement essentiellement "détecté" est le rayonnement d'énergie 59,5 keV avec Microshield et le FH40.



### 3. Calcul du débit de fluence

L'expression générale du débit de fluence au point dose en fonction de la fraction d'angle solide s'écrit :  $\varphi = A * \Gamma * \frac{\Omega}{4\pi}$

avec A, l'activité de la source (Bq)

$\Gamma$ , l'intensité d'émission du rayonnement  
et  $\Omega$ , l'angle solide

Les deux logiciels utilisent des formules différentes pour calculer le débit de fluence d'une source ponctuelle, ce qui contribue à l'écart entre les résultats obtenus.

Microshield effectue le calcul suivant :  $\varphi = \frac{A\Gamma}{4\pi.d^2}$  soit  $\Omega = \frac{1}{d^2}$ . Cependant, cette formule est une approximation valable sous certaines conditions :

- pour des sources ponctuelles<sup>10</sup>, la distance ne doit pas être inférieure à 1 cm
- si la source n'est pas ponctuelle, la fluence n'évolue pas en  $\frac{1}{d^2}$  en dessous d'une certaine distance. [19]

En effet, plus la distance diminue, plus la fluence augmente rapidement et tend vers l'infini lorsque la distance tend vers 0, cela explique le message d'avertissement lorsque la distance entre le point de mesure et la source est inférieur à 1 cm. (Cf. annexe 4)

Dosimex-G quant à lui détermine le nombre de photons qui traversent par unité de temps, une surface élémentaire de 1 cm<sup>2</sup>, via la formule suivante :  $\varphi = \frac{A\Gamma}{2} * \left(1 - \frac{d}{\sqrt{d^2+r^2}}\right)$  soit  $\frac{\Omega}{4\pi} = \frac{1}{2} * \left(1 - \frac{d}{\sqrt{d^2+r^2}}\right)$  (Cf. Annexe 7).

Cette expression permet ainsi d'éviter les singularités lorsque l'on se rapproche de la source. Il est, de plus, possible de calculer une fraction d'angle solide au contact ( $d = 0$ ) :  $\frac{\Omega}{4\pi} = \frac{1}{2}$

### 4. Facteur d'accumulation de dose

Nous avons vu précédemment que l'interposition d'écran permet d'atténuer le DeD par l'interaction des photons incidents dans la matière. L'interaction des rayonnements électromagnétiques avec la matière est caractérisée principalement par 3 effets : l'effet photoélectrique, l'effet Compton et la création de paires. [20]

Entre 50 keV et 1 MeV, la diffusion Compton est majoritaire par rapport à l'effet photoélectrique pour les matériaux de faible numéro atomique ; alors que l'effet photoélectrique est important pour les matériaux de numéro atomique élevé (moins de diffusion).

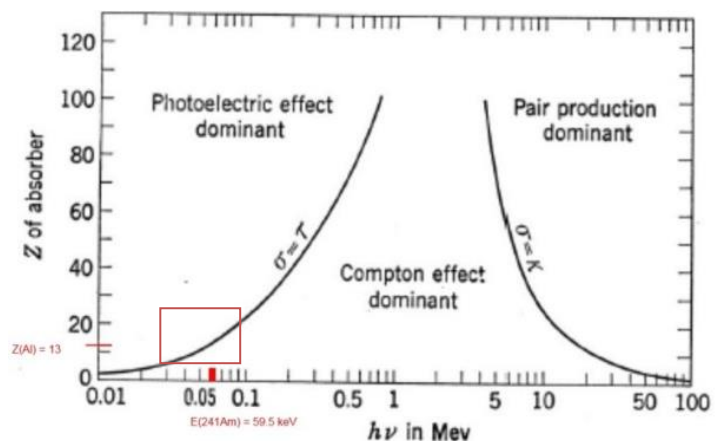


Figure 43 : Importance relative des trois principales formes d'interaction des photons avec la matière

Dans le cas d'une source radioactive composée d'<sup>241</sup>Am, le rayonnement principal à considérer est le rayonnement d'énergie de 59,5 keV et d'intensité 35,92%. [21]

Dans l'aluminium ( $Z = 13$ ) et à l'énergie de 59,5 keV, l'effet photoélectrique et l'effet Compton sont en compétition.

<sup>10</sup> Il est d'usage de considérer une source ponctuelle à partir du moment où la distance entre la source et le point de mesure est supérieure ou égale à 5 fois le diamètre de la source.



Lors de l'effet Compton, il y a collision entre un photon incident et un électron du cortège électronique. Le photon cède une partie de son énergie à l'électron Compton et est dévié de sa trajectoire (photon diffusé).

Ces photons déviés conduisent à une augmentation de la dose et doivent donc être pris en compte dans le calcul grâce au facteur d'accumulation  $\beta(\mu, x)$  :

$$Ka(x) = Ka(o) * \beta(\mu, x)$$

Ce facteur dit « build-up » est fonction de :

- l'énergie des photons
- l'épaisseur de l'écran (*augmente avec le nombre de longueur de relaxation*)
- géométrie de la source (*maximal pour une source ponctuelle*)
- position de l'écran entre la source et le détecteur (*maximal lorsque la source et le détecteur sont au contact de l'écran*)

Toutefois, lors de l'utilisation de ces facteurs, il est impératif de rester vigilant quant à la validité de leurs valeurs.

#### a) Modèle pour calculer le build up

Les deux logiciels n'utilisent pas le même modèle pour calculer le facteur d'accumulation, ce qui explique l'écart entre les valeurs utilisées dans les tableaux de la partie modélisations (Cf. page 26).

Microshield calcule les facteurs de build-up à partir d'interpolations des valeurs répertoriées dans les tables de l'A.N.S 6.4.3, exceptés pour les géométries infinies (« infinite place » et « infinite slab ») pour lesquelles le modèle de Taylor est utilisé [11].

Le tableau Dosimex-G propose deux modèles de build-up : la formule de Berger et la formule de Taylor :

Le modèle de Taylor permet le calcul du facteur d'accumulation pour 26 matériaux prédéfinis, via la formule

$$\beta(\mu, x) = A * e^{-\alpha_1 \mu \cdot x} + (1 - A) * e^{-\alpha_2 \mu \cdot x}$$

Le modèle de Berger, plus simple mais moins précis, permet de prendre en compte tout type de matériau, via la formule

$$\beta(\mu, x) = 1 + \mu * x$$

Cependant, le build up, pour une épaisseur de matériau donnée, peut différer en fonction de la formule utilisée et ainsi impliquer des erreurs dans les calculs.

En effet, avec l'option « calculer un build up de Taylor et un facteur de transmission » de Dosimex-G, j'ai calculé le build up dans 0,06cm d'aluminium, dans 0,01cm de fer et dans 0,0923 cm d'uranium à l'énergie 59,5 keV. Ensuite à l'aide des tables des coefficients d'atténuation massique, j'ai calculé le build up de ces matériaux avec la méthode de Berger. Les résultats sont regroupés dans le tableau ci-dessous.

		Aluminium (x = 0,06 cm)	Fer (x = 0,01 cm)	Uranium (x = 0,0923 cm)
Calcul par Dosimex- G	$\mu \cdot x$	0,0401	0,0901	11,6
	Taylor	1,06	1,02	1,05
Calcul « à la main »	$\frac{\mu \cdot x}{\rho} = \left(\frac{\mu}{\rho}\right)^{11} * \rho * x$	$0,24965 * 2,7 * 0,06$ = 0,0404	$1,1445 * 7,87 * 0,01$ = 0,09007	$9,3795 * 19 * 0,0923$ = 16,45
	Berger = $1 + \mu \cdot x$	1,04	1,09	17,45

Tableau 19

<sup>11</sup> Les coefficients d'atténuation massique pour l'aluminium et le fer sont obtenus par interpolations des valeurs dans les tables, le coefficient pour l'uranium est obtenu par lecture des abaques

Dans l'aluminium et le fer, les deux méthodes de calcul donnent des résultats quasiment similaires ; en revanche, dans l'uranium, un facteur 12 est appliqué, ce qui n'est pas négligeable et renforce les incertitudes des résultats.

De plus, les valeurs obtenues avec le modèle de Taylor sont représentatives de conditions de diffusion maximale générées par un écran de dimension latérale infinie, placé au plus près de la source. Or, les dimensions latérales de l'écran et la position relative entre la source et le point-dose sont également des paramètres influents sur la valeur du build up. Une telle configuration maximise donc la diffusion des photons derrière l'écran et correspond assez rarement à la configuration réelle [22].

### b) Choix du build-up

Nous avons vu précédemment que pour chaque épaisseur  $x$  de matériau traversée, nous obtenons un facteur d'atténuation en ligne droite égal à  $e^{-\mu x}$ . On peut également exprimer l'épaisseur  $x$  en termes de nombre de longueurs de relaxation  $n = \mu \cdot x$  (ou nombre de « *mean free path* »). Ce nombre, sans dimension, est fondamental dans l'expression du build up. [20]

Avec Microshield, l'utilisateur peut choisir le matériau générant le build-up en fonction du nombre de longueurs de relaxation (*typical MFP*) à l'énergie donnée (Cf. figure 13). Néanmoins, de par ce choix, il existe potentiellement un risque d'erreur dans le calcul. Dans le manuel Microshield7, il est conseillé de sélectionner l'écran générant le build up le plus élevé afin d'être dans le cas le plus pénalisant [11].

Dosimex-G calcule automatiquement un build up moyen à partir du matériau avec le nombre de relaxation le plus élevé et du volume de la source.

Les deux logiciels, en étendant la valeur de build up maximum au nombre de longueurs de relaxation total (distance  $d$  entre la source et le point de mesure) surestiment la dose reçue. Les codes de calculs utilisant la méthode d'atténuation en ligne droite doivent être utilisés dans l'objectif d'obtenir des ordres de grandeurs de DeD au poste de travail. Pour réaliser des estimations plus réalistes, il convient d'utiliser des codes de calcul Monte-Carlo qui permettent de prendre en compte les probabilités des différentes interactions et ainsi prendre en compte le rayonnement diffusé dans la matière : la méthode Monte-Carlo consiste à suivre l'histoire de chaque particule dans un système depuis sa création jusqu'à sa disparition.

## **5. Maillage de la source**

Les logiciels surestiment dans les deux cas le débit de dose mesuré. La composition des sources peut expliquer en partie cet écart :

- les sources disques sont composées d'une multitude de sources ponctuelles, il n'y a donc pas d'auto atténuation dans la source ce qui augmente le débit de dose .
- les sources volumiques cylindriques sont divisées en plusieurs cylindres : c'est le maillage de la source. Ce paramètre permet de calculer le DeD pour des sources dont les dimensions sont très grandes par rapport à la distance source – point de mesure, et a une influence déterminante sur le résultat des calculs.

Les deux logiciels ne découpent pas la source de la même façon : Microshield utilise un maillage uniforme, tandis que Dosimex-G effectue un maillage en puissance.

Le maillage uniforme consiste à diviser la source de façon à ce que tous les cylindres aient les mêmes dimensions.

Le maillage en puissance, adapté à l'énergie des photons et à la nature des matériaux, consiste à « mailler fin en regard du détecteur, puis plus grossièrement en profondeur » [23]. Dans cette méthode, la première maille est dimensionnée en fonction du libre parcours moyen des photons.

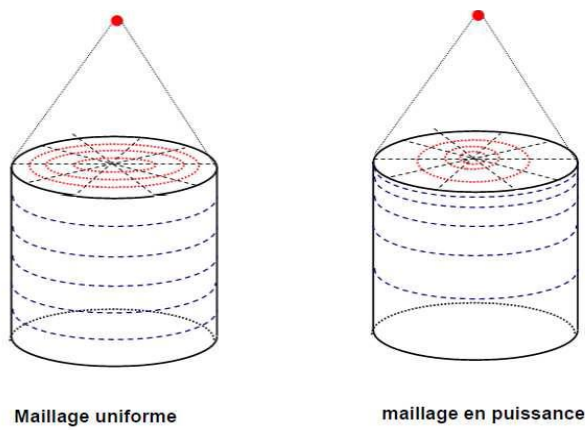


Figure 44 : Méthode de maillage de source volumique

De façon générale, le maillage doit être suffisamment fin pour être adapté au transport des photons dans le matériau et ainsi éviter une auto-atténuation de la source trop importante. Par défaut, Microshield réalise ses calculs avec un pas d'intégration de 20 découpages. Cependant, pour des hauteurs de cylindres supérieures à 0,1 cm, ce découpage est mis en défaut (Cf. Courbe ci-dessous issue de la référence [24]). L'utilisateur doit adapter la finesse et le nombre de mailles en fonction des conditions de calcul de chaque cas, avec un affinage maximum de 999 mailles sur chaque axe. L'avantage de Dosimex-G avec un maillage en puissance auto-adaptatif, est d'assurer à l'utilisateur des résultats recevables, quelles que soient les dimensions de la source et sans devoir se préoccuper de savoir si le maillage est adapté ou non à ces dimensions [16].

Etant donné les dimensions de notre source volumique ( $h=0.0923\text{cm}$ ), le découpage de la source a peu d'influence sur l'auto atténuation de la source.

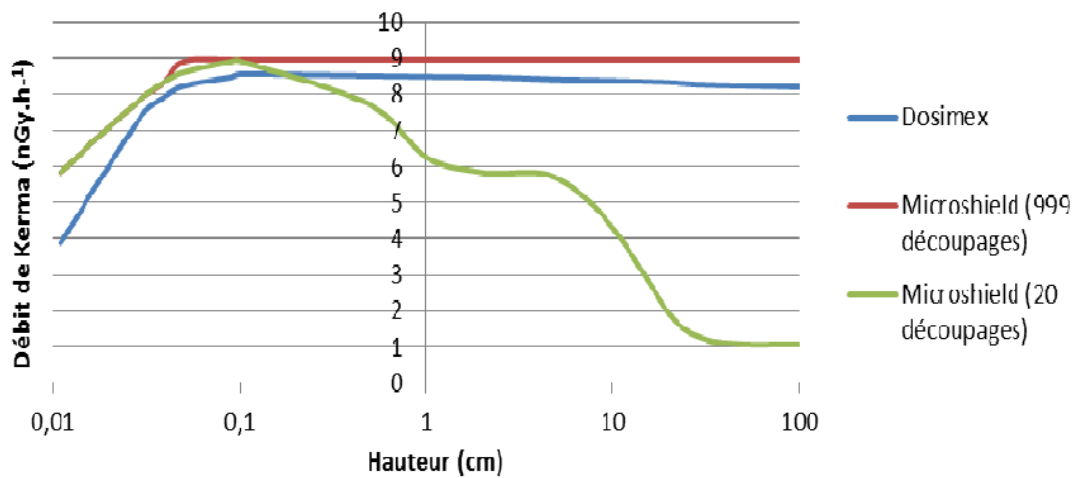


Figure 45 : Evolution du débit de Kerma en fonction de la hauteur du cylindre [23]

## VII. Conclusion

Le logiciel Microshield, actuellement à disposition du Service de Protection contre les Rayonnements Ionisants du CEA Cadarache, a pour but d'évaluer le risque d'exposition externe induit par les rayonnements gamma aux postes de travail. Récemment, deux agents radioprotectionnistes de l'INSTN Saclay et AREVA la Hague ont mis au point le logiciel Dosimex qui, en plus du calcul d'exposition externe par émetteur gamma, permet l'estimation des risques d'exposition interne et d'exposition externe du aux émetteurs bêta et neutrons. L'objectif de ce rapport est de comparer les deux logiciels afin de déterminer lequel est le plus adapté à la radioprotection d'installations dont le terme source est composé essentiellement de plutonium et d'américium.

Pour cela, j'ai réalisé des comparaisons entre des mesures « terrains » et les résultats de calcul de chaque logiciel. Ces comparaisons ont permis de constater d'une part, que le calcul surestime toujours la mesure. Néanmoins, ces résultats restent cohérents vis-à-vis des incertitudes de mesure en radioprotection : 100% d'incertitude du fait des caractéristiques de l'appareil et des conditions de mesures.

D'autre part, les résultats des deux logiciels restent proches pour des calculs « simples » (*source de géométrie plane, composée d'un radionucléide, sans ajout d'un facteur d'accumulation : Cf. page 23*). En revanche, dans le cas de spectres complexes (*Am-Pu par exemple*), la présence de rayonnements X de faibles énergies issus du plutonium engendre des écarts significatifs entre les résultats des logiciels. Ces écarts s'expliquent par les différences de fonctionnement des deux logiciels.

L'inter comparaison entre Microshield et Dosimex-G amène à conclure que l'utilisateur doit rester vigilant lors de leur utilisation et prendre du recul vis-à-vis des résultats des calculs. En effet, pour utiliser ces codes de calcul déterministes basés sur la méthode d'atténuation en ligne droite, il est impératif de se poser les questions suivantes : *la prise en compte d'un facteur d'accumulation est-elle nécessaire ?, quel est le matériau source a utilisé lors de spectre complexe ? A quoi correspondent les grandeurs présentées et comment sont-elles calculées ?...* Une formation préalable est donc nécessaire pour une bonne utilisation de ces deux logiciels.

Il est à rappeler que les codes de calculs déterministes tels que Microshield ou Dosimex permettant d'évaluer un ordre de grandeur d'un débit de dose en radioprotection. Dans les cas complexes, de par la géométrie ou le terme source, l'utilisation de logiciels basés sur la méthode Monte Carlo est recommandée.

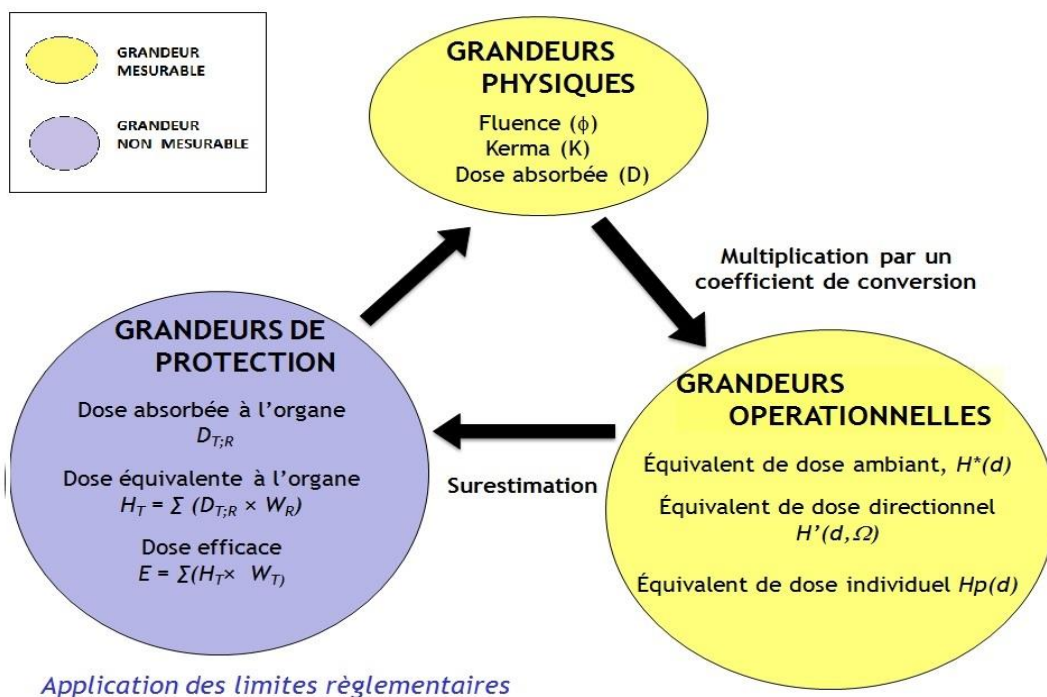
*NB : Pour la réalisation de ce rapport, j'ai utilisé Microshield7 qui est le logiciel mis à disposition par le CEA Cadarache. Or, une version plus récente de Microshield est actuellement disponible et base ses résultats sur la CIPR 116 [10]. Nous avons vu au cours de ce rapport que Microshield7 utilise les grandeurs de la CIPR 51 qui présentent des écarts avec la CIPR 74 (Cf. page 18). Une mise à jour du logiciel pourrait être réalisée.*

	<b>Dosimex-G</b>	<b>MicroShield</b>
<b>Avantages</b>	<p><b>Simple d'utilisation</b> Interface ludique, Français</p> <p><b>Possibilité de modéliser de sources de rayonnements spécifiques utiles en installation nucléaire</b> générateur X, effet de ciel, cylindre contaminé</p> <p><b>Options variées</b> calcul du rayonnement de freinage d'une source <math>\beta</math>, calcul de BU, définition de zonage...</p> <p><b>Résultats explicites</b> Kair, <math>H^*_{(10)}</math>, <math>H'_{(0,07)}</math>, <math>Hp_{(10)}</math> et <math>Hp_{(3)}</math>, cette dernière valeur étant importante au vu de l'évolution de la réglementation (limitation dosimétrie cristallin limité à 20 mSv/h)</p> <p><b>Calcul au contact possible</b> Formule du débit de dose prenant compte de l'angle solide</p> <p><b>Possibilité d'utiliser une base de données complète</b></p> <p><b>Maillage en puissance</b> Paramétrage automatique par l'application permettant la stabilité des résultats</p>	<p><b>Plan en 3 dimensions</b> Positionnement des points de mesure autour de la source</p> <p><b>Plusieurs mesures possibles</b> Jusqu'à six mesures possibles pour une modélisation</p> <p><b>Modélisation d'emballage ou conteneur</b> Ecrans entourant la source</p> <p><b>Vieillessement d'un spectre pouvant être directement utilisé comme terme source</b> Filiations automatiquement pris en compte lors de calcul de décroissance de source</p> <p><b>Rapidité des calculs</b></p> <p><b>Spectre modifiable</b> Sans changer les conditions de mesure du calcul précédent</p>
<b>Inconvénients</b>	<p><b>Temps de calcul long dans certaines configurations</b></p> <p><b>Nouvelle modélisation pour chaque spectre</b> Impossibilité de modifier le spectre après avoir réalisé des calculs</p> <p><b>Définition du spectre d'émission d'un RN par groupe de 5 raies d'énergie</b></p> <p><b>Utilisation du modèle de Berger pour le calcul de BU de matériau composé</b> Formule imprécise : influence sur le calcul du BU moyen</p> <p><b>Calcul du BU moyen à partir du matériau avec le nombre de relaxation le plus élevé</b> Surestimation de la dose</p>	<p><b>Utilisation peu intuitive</b> Temps d'adaptation nécessaire, maîtrise de l'anglais</p> <p><b>Possibilité d'erreur dans les calculs due au choix de l'utilisateur</b> longueurs de relaxation pour le calcul du BU, maillage des sources volumiques manuel</p> <p><b>Résultats non explicites</b> Estimation des grandeurs opérationnelles à partir de coefficients de conversion de la CIPR 51</p> <p><b>Calculs à une distance inférieure à 1cm non valides</b> Formule du débit de dose en <math>1/d^2</math></p> <p><b>Groupeement de photons par énergie prédéfinis</b> Groupes de photons composés uniquement de faibles énergies pour <math>I^{241}\text{Am}</math></p> <p><b>Maillage uniforme</b> Mis en défaut pour des sources volumiques de grandes dimensions, paramétrage manuel par l'utilisateur</p>

# Annexes

## Annexe 1 : Les grandeurs utilisées en radioprotection

### RELATIONS ENTRE LES DIFFERENTES GRANDEURS



### Lien grandeurs opérationnelles – grandeurs de protection (en résumé)

	Pouvoir de pénétration du rayonnement	Grandeurs opérationnelles	Grandeurs de protection
Dosimétrie de zone ou d'ambiance	Fort	Équivalent de dose ambiant $H^*(10)$ (Isotrope)	Dose efficace E
	Faible	Équivalent de dose directionnel $H'(0,07)$ (Isodirectionnelle)	Dose équivalente $H_T$
Dosimétrie individuelle	Fort	Équivalent de dose individuel $H_p(10)$ (Isodirectionnelle)	Dose efficace E
	Faible	Équivalent de dose individuel $H_p(0,07)$ (Isodirectionnelle)	Dose équivalente $H_T$



## Annexe 2 : Grandeurs de la CIPR 51

En radioprotection, les fantômes permettent de simuler une irradiation dans les tissus humains. Deux types de fantômes sont utilisés :

- le fantôme simple est constitué d'un matériau équivalent tissu, sous forme de sphère (en général de 30 cm de diamètre) ou de géométrie cylindrique. Il ne tient pas compte de l'emplacement des organes, de sorte que l'équivalent de dose en un point donné est déterminé en fonction de la profondeur dans le fantôme et de la géométrie d'irradiation.
- le fantôme anthropomorphe, plus complexe, est un modèle d'être humain qui, en prenant compte de l'emplacement des organes, permet d'obtenir des équivalents de dose spécifique à un organe et en fonction de la géométrie d'irradiation.



*Fantôme anthropomorphe IGOR*

Les grandeurs déterminées à partir de fantômes simples sont :

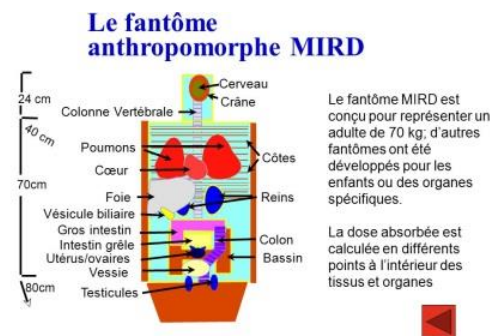
- "shallow dose equivalent dose"  $H_{i,s}$  correspondant à l'équivalent de dose maximum entre 0,007 cm et 0,01 cm de profondeur dans le fantôme. Elle permet de déterminer l'équivalent de dose au niveau de la couche radiosensible de la peau.
- "deep dose equivalent dose"  $H_{i,d}$  correspondant à l'équivalent de dose sous 1 cm de profondeur dans le fantôme. Elle permet de déterminer l'équivalent de dose dans les organes internes.

Ces grandeurs sont déterminées en fonction des géométries d'irradiation présentées ci-dessous :

- ❖ parallèle (PAR) – Faisceau de particules dont les rayonnements se déplacent parallèlement dans la même direction
- ❖ opposé (OPP) - champ de rayonnements constitué de deux faisceaux de particules. Les rayonnements des deux faisceaux sont parallèles et se déplacent dans deux directions opposées de 180°
- ❖ rotationnel (ROT) – faisceau parallèle (PAR) de particules sur une surface en rotation
- ❖ isotrope (ISO) – champ de rayonnements émis dans toutes les directions

Les doses maximales étant reçues en géométrie parallèle, il est conseillé de choisir cette géométrie afin d'être dans le cas le plus pénalisant.

A partir des fantômes anthropomorphes, il est possible de déterminer la grandeur « effective dose equivalent ». Cette dernière, introduite pour la première fois dans la CIPR 26 (1977), a été développée pour utilisation dans le cadre des limites d'exposition et de la gestion des risques à de faibles doses. Par la suite, la CIPR a repris ce concept dans la CIPR 60 (1991) pour introduire la notion de dose efficace.



*Fantôme anthropomorphe MIRD*

Cette grandeur permet d'estimer la dose efficace  $E$  en multipliant chaque équivalent de dose par les facteurs de pondération radiologique  $W_R$  et tissulaire  $W_T$ .

Les géométries d'irradiation utilisées, présentées en figure 28, sont :

- ❖ antéro-postérieure (AP) – champ de rayonnement constitué d'un faisceau parallèle de particules incidents sur la face avant du fantôme
- ❖ postéro-antérieure (PA) - champ de rayonnement constitué d'un faisceau parallèle de particules incidentes sur le dos du fantôme
- ❖ latéral (LAT) - champ de rayonnement constitué d'un faisceau parallèle de particules incidentes sur le côté du fantôme
- ❖ rotatoire (ROT) - fantôme en rotation placé dans un champ PAR
- ❖ isotrope (ISO)- irradiation en tous points du fantôme

### Annexe 3 : Influence de l'atténuation dans l'air

L'application Dosimex-G effectue par défaut un calcul à 100 cm de la source dans le vide, tandis que Microshield place automatiquement ses points de mesure de l'air. Cette différence peut induire l'utilisateur en erreur lors des premières utilisations de Dosimex-G.

Je me suis donc attachée à vérifier l'influence de l'atténuation dans l'air en effectuant un calcul dans le vide (donc sans écran) et un calcul avec un écran d'air, pour les trois radionucléides de référence en métrologie à différentes distances.

Le terme source est une source ponctuelle d'activité 355 kBq.

Distance source-détecteur	5 cm		10 cm		15 cm	
Ecran	vide	air	vide	air	vide	air
Cs-137	13,05 µSv/h	13,05 µSv/h	3,28 µSv/h	3,28 µSv/h	1,46 µSv/h	1,46 µSv/h
Co-60	49,22 µSv/h	49,22 µSv/h	12,36 µSv/h	12,36 µSv/h	5,5 µSv/h	5,5 µSv/h
Am-241	211 nSv/h	209 nSv/h	0,48 µSv/h	0,47 µSv/h	1,89 µSv/h	1,89 µSv/h

*Atténuation d'un faisceau de photons par interposition d'un écran d'air (résultats obtenus avec Dosimex-G)*

*NB : la formule utilisée pour calculer le build up n'a pas d'importance dans ces calculs car ce dernier est égal à 1 dans le vide et dans l'air (voir les images ci-dessous)*

Calcul dans le vide

Calcul dans l'air

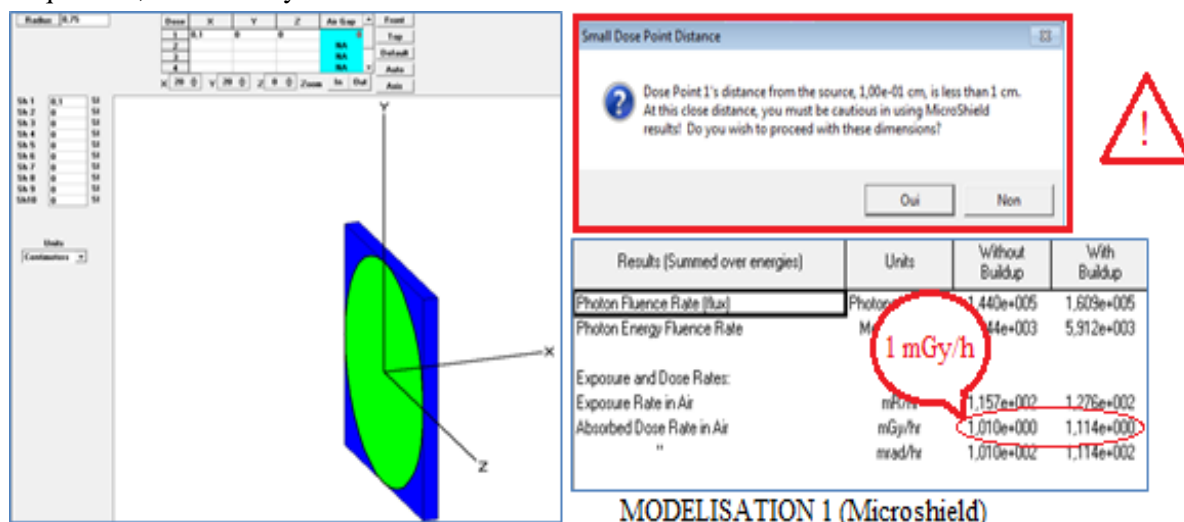
Les résultats du tableau, nous permettent de conclure que l'atténuation dans l'air est négligeable : les résultats dans le vide et dans l'air sont identiques.



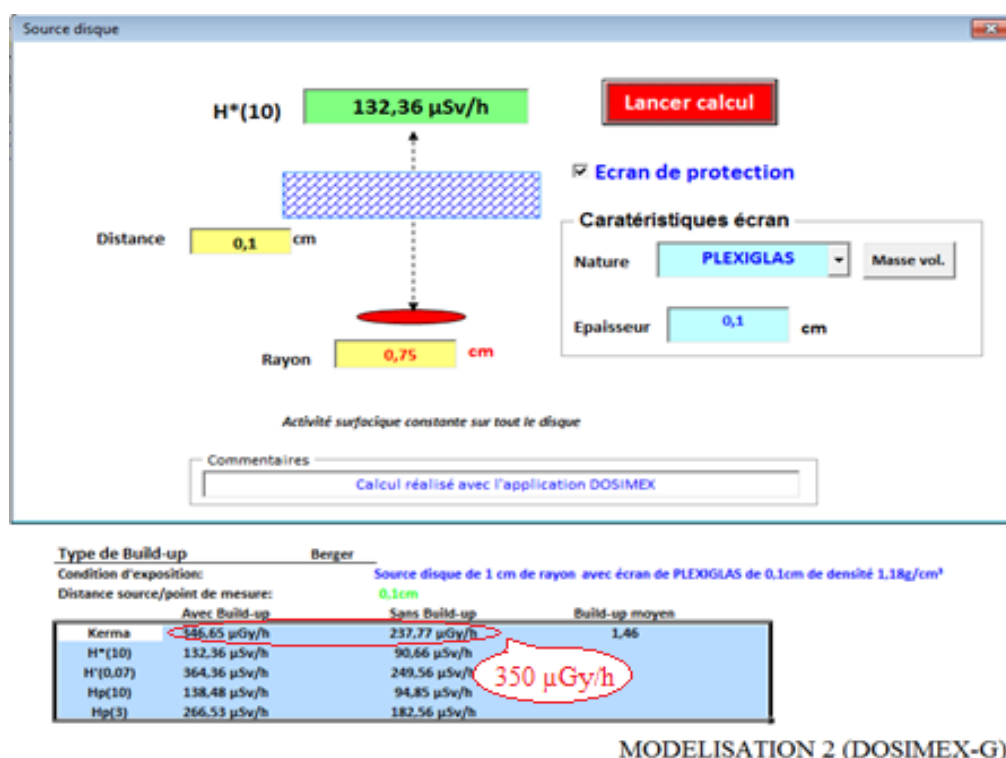
## Annexe 4 : Détermination des conditions de modélisation pour la source disque

Afin de déterminer l'influence de la protection plastique autour de la source disque (Cf. figure 33), j'ai effectué des calculs source nue et avec la protection à différentes distances.

Pour modéliser la protection plastique, j'ai considéré un écran de plexiglas ( $C_5H_8O_2$  avec  $\rho = 1,18 \text{ g/cm}^3$ ) de 1 mm entre la source et la paroi de l'appareil (mesure au contact) et j'ai choisis une source disque de 0,75 cm de rayon.



Un message d'avertissement s'affiche lorsque la distance source - point de mesure est inférieure à 1 cm. Les résultats de Microshield ne sont pas valides à cette distance : le débit de dose obtenu avec Microshield est nettement supérieur à celui obtenu avec Dosimex-G. Cet écart entre les valeurs est expliqué page 32.



NB : il est à noter que ces valeurs restent très supérieures aux valeurs obtenues avec le FH 40 : la position du détecteur dans l'appareil est à prendre en compte dans la modélisation (notion de pseudo-contact<sup>12</sup>).

<sup>12</sup> La mesure au contact d'une source n'est, en théorie, pas possible, il faut prendre en compte la position du détecteur dans l'appareil: on parle de pseudo-contact lorsque la distance source - centre du détecteur est de l'ordre de quelques centimètres (inférieure à 5 cm).

Le tableau ci-dessous regroupe l'ensemble des résultats obtenus avec Dosimex-G à différentes distances de la source nue et avec écran de plexiglas :

Distance (cm)	Source nue	Source avec écran de plexiglas	
	DeD ( $\mu\text{Sv/h}$ )	DeD ( $\mu\text{Sv/h}$ )	Build up (Berger)
Contact « 0 »	153,57		
0,1	142,57	132,36	1,46
0,2	124,61	121,24	1,29
0,3	106,14	104,43	1,22
0,4	89,43	88,38	1,19
0,5	75,14	74,42	1,17
1	33,67	33,46	1,14
2	10,75	10,7	1,13
5	1,87	1,86	1,13
10	0,47	0,47	1,13

*Influence de la distance sur le build up*

A partir de 0,2 cm, les résultats source nue et avec écran de plexiglas sont très proches. Etant donné la distance source – détecteur (supérieure à 2 cm), nous pouvons considérer que l'écran de la protection plastique a peu d'influence sur la mesure.

## Annexe 5 : Fiche GMN

DEC/SPUA

### Edition d'un LOT Pu

Date d'édition 07/03/2016

CC29T2      Type B

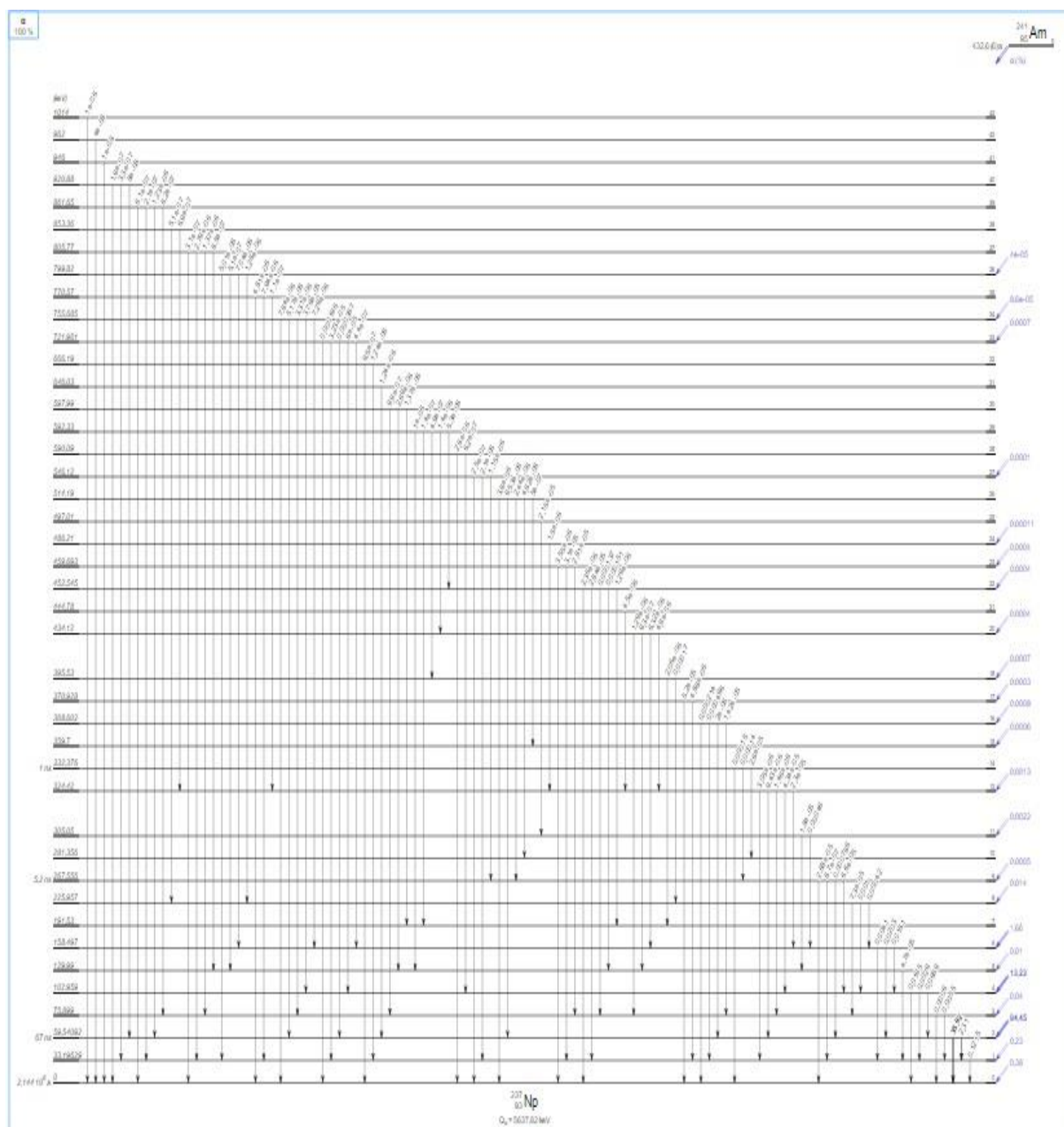
9:44:15

<u>Masses (g)</u>		<u>Code produit</u>	
Masse nette :	4.883	Propriétaire :	CEA
Masse élément :	4.233	Nature :	Pu
Masse fissile :	1.206	Code chimique :	O
Masse fiss criticité :	1.206	CEA :	
T Am lot :	0.526	Code physique :	OF
T Am lot (rec) :	0,526	Adjuvant :	Non
		Commentaires :	

<u>Caractéristiques techniques en %</u>			
Pu238 :	0.1325	Pu239 :	79.5078
		Pu240 :	18.6432
Pu241 :	1.0847	Pu242 :	0.6318
		T Am/Pu :	1.8827
		PF :	18500.000
		Date d'analyse :	01/03/2016

									<u>Ratio</u>	
PC	Emb	Masse nette (g)	UG	Matière	Ctr	Irr	Masse elt (g)	Masse fis (g)	elt (%)	fiss (%)
1041C	P2-4046	2.038	2759	F0023	00	0	1.263	0.000	61.989	0.000
1041C	P2-4046	2.038	2759	P7000	24	0	0.503	0.503	24.694	24.694
<b>1041C</b>	<b>P2-4046</b>	<b>2.038</b>					<b>1,766</b>	<b>0,503</b>		
1041C	P2-5533	2.825	2759	F0023	00	0	1.751	0.000	61.989	0.000
1041C	P2-5533	2.825	2759	P7000	24	0	0.698	0.698	24.694	24.694
<b>1041C</b>	<b>P2-5533</b>	<b>2.825</b>					<b>2,449</b>	<b>0,698</b>		
1041C	P2-CC29T2	0.020	2759	F0023	00	0	0.012	0.000	61.989	0.000
1041C	P2-CC29T2	0.020	2759	P7000	24	0	0.005	0.005	24.694	24.694
<b>1041C</b>	<b>P2-CC29T2</b>	<b>0.020</b>					<b>0,017</b>	<b>0,005</b>		

## Annexe 6 : Spectre d'émission de l'<sup>241</sup>Am



Énergie (keV)	Intensité (%)	Type	Origine*
59,5409 (1)	35,92 (17)	γ	Np-237
16,96 (-)	18,58 (13)	X <sub>Lβ</sub>	Np-237
13,852 (-)	13,02 (10)	X <sub>La</sub>	Np-237
21,16 (-)	4,83 (3)	X <sub>Ly</sub>	Np-237
26,3446 (2)	2,31 (8)	γ	Np-237
11,89 (-)	0,844 (9)	X <sub>Lx</sub>	Np-237
15,876 (-)	0,384 (20)	X <sub>Lη</sub>	Np-237
33,1963 (3)	0,1215 (28)	γ	Np-237
43,420 (3)	0,0669 (29)	γ	Np-237
98,97 (2)	0,0203 (4)	γ	Np-237

10 premières raies d'émissions de l'<sup>241</sup>Am classées par intensités décroissantes

## Annexe 7 : Notion d'angle solide

L'angle solide d'un cône est défini comme le rapport de l'aire découpée sur une sphère (ayant son centre au sommet de ce cône) au carré du rayon de la sphère.

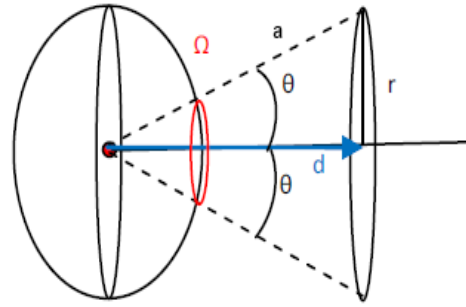
$$\Omega = \frac{S}{r^2} = 2\pi * (1 - \cos \theta)$$

Or  $\cos \theta = \frac{d}{a}$  (trigonométrie)

et  $a^2 = d^2 + r^2$  (théorème de Pythagore)

Soit  $\cos \theta = \frac{d}{\sqrt{d^2 + r^2}}$

Donc l'angle solide  $\Omega = 2\pi * (1 - \frac{d}{\sqrt{d^2 + r^2}})$



# Références

- [1] <http://portail.cea.fr/>
- [2] <http://www-cadarache.cea.fr>
- [3] Vade-mecum de radioprotection – Etablissement LEFCA INB 123 [INT.01.123-VDM001-04]
- [4] Evaluation complémentaire de la sûreté du 03/12/2013 [CEA/DEN/CAD/DIR/CSN DO804 du 03/12/2013]
- [5] Dossier de Sûreté [SPUA/LEFCA/SURE/NT329]
- [6] Analyse préliminaire de l'impact du devenir du LEFCA sur la démonstration de sûreté [DEC/SFER/DIR/ NT388]
- [7] Guide de radioprotection CNRS
- [8] <http://biochimej.univ-angers.fr/>
- [9] <http://rayons-sante.com>
- [10] <http://radiationsoftware.com/>
- [11] Manuel d'utilisation de Microshield 7
- [12] PowerPoint « Formation calcul de débit de dose gamma : utilisation de Microshield7 » par Rodolphe Antoni
- [13] Forum RPcirkus : <http://www.forum-rpcirkus.com/>
- [14] <http://res-nlp.univ-lemans.fr/>
- [15] Fiche matériel portable et mobile CEA Marcoule
- [16] Dossier de validation Dosimex GX-2.0
- [17] Evolution du Débit de Dose  $\gamma$  en fonction de la teneur en  $^{241}\text{Am}$  dans du Pu [RPI-06.123-NOT001.01]
- [18] Manuel Dosimex GX-2.0
- [19] Calcul de doses générées par les rayonnements ionisants par Alain Vivier et Gérard Lopez
- [20] Dosimétrie externe – Applications à la radioprotection par Alain Faussot
- [21] <http://laraweb.free.fr/>
- [22] Calcul de doses générées par les rayonnements ionisants Annexe N – Considérations générales sur l'utilisation du facteur de build up
- [23] Powerpoint « Présentation des utilitaires de calcul de l'ouvrage Calcul de doses générées par les rayonnements ionisants » par Alain Vivier et Gérard Lopez
- [24] Rapport de Stage « Comparaison des logiciels de calculs de dose Microshield et Dosimex » par Jean-Baptiste Ropers (AREVA LA HAGUE)

**Annexe 1 :** Powerpoint “ Des grandeurs de protection aux grandeurs de mesures” par Alain Pin (CEA/INSTN)

**Annexe 2 :** International Commission on radiological protection Committee 2 – Basis for dosimetric quantities used in radiological protection

<http://web.utk.edu/~rpevey/NE406/lesson19.htm>

Forum RPcirkus : <http://www.forum-rpcirkus.com/>

**Annexe 5 :** Fiche GMN de l'installation LEFCA

**Annexe 6 :** <http://www.nucleide.org/Laraweb/>

**Annexe 7 :** Calcul de doses générées par les rayonnements ionisants Annexe M – Complément sur la notion d'angle solide