



UNIVERSITÉ BLAISE PASCAL  
Clermont-Ferrand

----

U.F.R. Sciences et Technologies

----

DÉPARTEMENT de PHYSIQUE



Mémoire en vue de l'obtention  
de la  
1<sup>ère</sup> année du Master mention PTR-IPM  
**Physique et Technologies des Rayonnements**  
pour l'**I**ndustrie et la **P**hysique **M**édicale

----

Année Universitaire 2015-2016

----

JOLY Clément

**Calculs de débits de doses et comparaison de logiciels de modélisation**

Date de soutenance : 08/09/2016

AREVA Nuclear Power



# Remerciements

Avant de commencer la présentation de mon stage, je tenais à remercier les personnes qui m'ont aidé à réaliser ce stage.

Je tiens en premier lieu à remercier mon tuteur professionnel, M. Jean-Christophe Benoit, pour m'avoir guidé et encadré tout au long de ce stage, pour avoir partagé ses connaissances et pour ses nombreux et précieux conseils.

Je tiens à remercier toutes les personnes ayant contribué à la réussite de ce stage : Jean-Christophe Dalouzy, Clément Mazy, Rémi Paixao, Patrice Loiseau, Nadia El Hachimi, Philippe Dumas Milne Edwards, Philippe Poulidor, Milène Lenoir, Christophe Berard, Isabelle Cornillot pour leur accueil au sein de l'équipe, pour leur participation à ma formation, leur aide dans mes démarches, leur sympathie et leur disponibilité ainsi que leurs nombreuses réponses à mes questions.

Je remercie mon tuteur universitaire de stage, Mme Frédérique Badaud, d'avoir traversé la France pour venir me rendre visite sur le site de La Hague et s'assurer du bon déroulement du stage.

Je remercie également M. Christophe Guicheney pour son aide lors des recherches et des démarches concernant les stages.

# Abréviations

ANDRA : Agence Nationale pour la gestion des Déchets Radioactifs

ANS : American Nuclear Society

ANSI : American National Standards Institute

CEA : Commissariat à l'Energie Atomique et aux énergies alternatives

CIRES : Centre Industriel de Regroupement, d'Entreposage et de Stockage

DED : Débit Equivalent de Dose

FA : Faible Activité

HA : Haute Activité

ICRU : International Commission on Radiation Units

INSTN : Institut National des Sciences et Techniques du Nucléaire

IRAS : Indice Radiologique d'Acceptation en Stockage

KERMA : Kinetic Energy Released in Material

MA : Moyenne Activité

MCNP : Monte-Carlo N-Particle transport

NIST : National Institute of Standards and Technology

RN : Radionucléides

TFA : Très Faible Activité

# Tables des matières

Remerciements .....	3
Abréviations .....	4
Tables des matières .....	5
Tables des figures.....	7
Présentation de l'entreprise .....	8
1, AREVA : .....	8
2, Usines de retraitements des assemblages combustibles de La Hague.....	8
3, Les déchets radioactifs : .....	9
4, Les missions du service de Contrôle Nucléaire du Procédé d'AREVA Nuclear Process : .	10
Introduction .....	11
I, Physique des rayonnements nucléaires .....	12
I, 1, Physique des rayonnements nucléaires .....	12
I, 2, Interactions des photons avec la matière : .....	15
I, 2, a, L'effet photoélectrique : .....	15
I, 2, b, La diffusion Compton : .....	15
I, 2, c, La création de paires : .....	15
I, 2, d, Prédominance de chaque interaction photons/matière : .....	16
I, 3, Atténuation des rayonnements de photons dans la matière .....	16
I, 4, Dose due aux photons .....	17
II, Présentation de logiciels permettant de calculer une dose.....	18
II, 1, Dosimex.....	18
II, 1, a, Principe de fonctionnement .....	18
II, 1, b, Grandeurs calculées .....	19
II, 1, c, Chaîne de calculs .....	20
II, 2, Microshield .....	21
II, 2, a, Principe de fonctionnement .....	21
II, 2, b, Grandeurs calculées .....	22
II, 2, c, Chaîne de calculs .....	22
II, 2, d, Bilan .....	23
II, 3, Monte-Carlo N-Particle .....	24
II, 3, a, La méthode Monte-Carlo ou « le tirage aléatoire » .....	24
II, 3, b, Fichiers d'entrées MCNP .....	25

III, Calculs de débit de dose sur des Big-bags .....	26
III, 1, Description des big-bags .....	26
III, 2, Modélisation.....	26
III, 2, a, Dosimex et Microshield .....	27
III, 2, b, MCNP : .....	28
III, 3, Résultats .....	28
IV, Étude du puit de mesure.....	32
IV, 1, Description du dispositif .....	32
IV, 1, a, Géométrie réelle : .....	32
IV, 1, b, Source : .....	33
IV, 1, c, Matériaux.....	34
IV, 2, Modélisation Dosimex et Microshield .....	35
IV, 2, a, Source ponctuelle .....	35
IV, 2, b, Source cylindrique.....	38
IV, 3, Modélisation MCNP .....	39
IV, 4, Comparaison Dosimex/Microshield .....	40
IV, 4, a, Résultats .....	40
IV, 4, b, Discussions.....	44
IV, 5, Comparaison entre méthode analytique et méthode probabiliste .....	45
IV, 5, a, Étude du cas classique .....	45
IV, 5, b, Étude du cas majorant .....	46
Bibliographie .....	48
Annexes .....	49
Annexe 1 : La gestion des déchets radioactifs .....	49
Annexe 2 : Les spectres types .....	50
Annexe 3 : Source et radionucléides .....	51
Annexe 4 : Table de conversion de l'ICRU57 : .....	52
Annexe 5 : Table de Build-up de l'ANSI/ANS pour l'eau .....	53
Annexe 6 : Regroupement des raies entre deux bases de données dans Dosimex :.....	54
Annexe 7 : Étude du temps de calcul avec MCNP: .....	55
Annexe 8 : Étude de l'influence du découpage d'une source cylindrique : .....	55
Annexe 9 : Étude de l'angle solide : .....	59
Annexe 10 : Étude du Build-up infini : .....	61

# Tables des figures

Figure 1: Composition des combustibles nucléaires usés.....	9
Figure 2 : Étape de traitement des combustibles nucléaires usés.....	9
Figure 3 : Répartition en volume des déchets radioactifs produits par secteur d'activités en France..	10
Figure 4 : Bilan énergétique dans une cible épaisse .....	13
Figure 5 : Domaine de prédominance en énergie des trois principales interactions rayonnements/matière .....	16
Figure 6 : Principe de l'atténuation des photons dans un écran .....	16
Figure 7 : Schéma de l'interface de calcul Dosimex .....	19
Figure 8 : Photo d'un big-bag .....	26
Figure 9 : Illustration de la géométrie des big-bags.....	27
Figure 10 : Débit équivalent de dose en fonction de la densité obtenu pour le $^{137}\text{Cs}$ .....	28
Figure 11 : Débit équivalent de dose en fonction de la densité obtenu pour le $^{60}\text{Co}$ .....	29
Figure 12 : Valeurs de build-up calculées par les logiciels pour le $^{137}\text{Cs}$ en fonction de la densité de la matrice déchet .....	30
Figure 13: Valeurs de build-up calculées par les logiciels pour le $^{60}\text{Co}$ en fonction de la densité de la matrice déchet .....	30
Figure 14 : Vue 3D et en coupe de la géométrie du double cylindre et du tunnel. ....	33
Figure 15 : Vue 3D et schématique de la géométrie du tiroir porte source. ....	33
Figure 16 : Schéma descriptif du type de source utilisée. ....	33
Figure 17 : Schéma de la géométrie de la modélisation du cas n°1.....	35
Figure 18 : Schéma de la géométrie de la modélisation du cas n°2.....	36
Figure 19 : Schéma de la géométrie de la modélisation du cas n°3.....	36
Figure 20 : Schéma de la géométrie de la modélisation du cas n°4.....	37
Figure 21 : Schéma de la géométrie de la modélisation du cas n°5.....	37
Figure 22 : Schéma de la géométrie de la modélisation du cas n°1.....	38
Figure 23 : Schéma de la géométrie de la modélisation du cas n°2.....	39
Figure 24 : Schéma de la géométrie de la modélisation sous MCNP .....	40
Figure 25 : Résultats de calculs et écarts relatifs obtenus avec Dosimex et Microshield dans l'étude du puit de mesure .....	41
Figure 26: DED et Build-up obtenu lors des modifications de positions des écrans .....	42
Figure 27 : Graphique présente le DED en fonction de l'éloignement du point de mesure dans le cas classique.....	45
Figure 28 : Graphique présentant le DED en fonction de l'éloignement du point de mesure dans le cas majorant.....	46
Figure 29 : Schéma de désintégration du $^{60}\text{Co}$ et du $^{137}\text{Cs}$ .....	51
Figure 30 : DED obtenu avec MCNP dans l'étude du puit de mesure en fonction du temps de calcul .	55
Figure 31 : Schéma d'illustration du découpage des sources .....	56
Figure 32 : Flux engendré par chaque part de fût selon le découpage en fonction de la hauteur de fût .....	57
Figure 33 : Histogramme présentant les aires sous les courbes selon les méthodes de découpages des volumes de fût .....	58
Figure 34 : Schéma théorique représentant la notion d'angle solide .....	59
Figure 35 : Valeurs d'angle solide en fonction de la distance Source-Point de mesure pour Dosimex et Microshield .....	60
Figure 36 : Build-up en fonction de la distance source-point de mesure pour les différentes dimensions d'écrans avec MCNP .....	61

# Présentation de l'entreprise

## 1, AREVA :

AREVA est un acteur majeur du nucléaire français mais aussi mondial. Le groupe intervient sur l'ensemble des composantes du cycle du nucléaire (extraction de l'uranium, recyclage des combustibles usés, conception de réacteurs nucléaires, services pour l'exploitation de ces réacteurs). Ces différentes activités se répartissent en trois branches principales :

- AREVA TA :
  - o Développement de réacteurs expérimentaux
  - o Développements de réacteurs nucléaires à propulsion (notamment pour les sous-marins)
- AREVA NP :
  - o Fournisseurs d'assemblages combustibles
  - o Construction et entretien des réacteurs
  - o Ingénierie des réacteurs et du cycle du combustible
- AREVA NC :
  - o Cycle du combustible (extraction, purification, enrichissement et retraitement)

## 2, Usines de retraitements des assemblages combustibles de La Hague

Le site AREVA NC de La Hague est un centre de retraitement des assemblages combustibles provenant de réacteurs nucléaires français et étrangers. Après au moins trois ans de refroidissement dans les piscines des centrales nucléaires, les assemblages combustibles sont réceptionnés sur le site de La Hague et entreposés dans des piscines. L'eau permet :

- Une protection contre les rayonnements ionisants.
- De réguler l'évacuation de la puissance thermique émise par les combustibles.

Les usines sont au nombre de trois, « UP2 400 », « UP2 800 » et « UP3 ». L'usine « UP2 400 » est actuellement en démantèlement. L'objectif de ces usines est de séparer la partie recyclable de la partie non recyclable des assemblages combustibles. En effet, suite à son utilisation dans le réacteur, le combustible nucléaire contient des déchets dits ultimes qui ne vont plus être utilisables :

- 4 % de produits de fission, produits d'activation et actinides mineurs

Mais il contient surtout des matières valorisables :

- 95 % d'uranium réutilisés pour refaire des assemblages combustibles.
- 1 % de plutonium réutilisé pour la fabrication de combustibles MOX.

La figure Figure 1 présente les proportions des composants obtenus après recyclage des combustibles nucléaires usés.



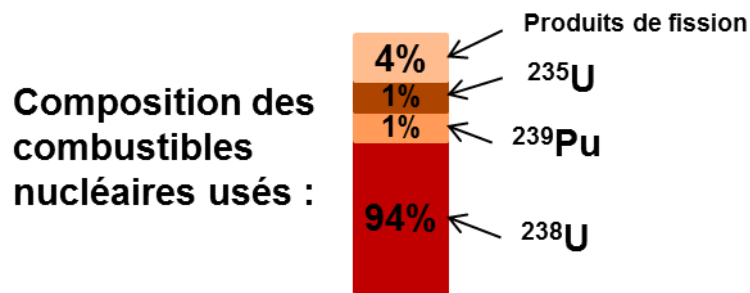


Figure 1: Composition des combustibles nucléaires usés

Les assemblages combustibles sont cisailés et le combustible est dissous afin d'extraire et de séparer les différents composants. Les produits de fission non réutilisables vont être vitrifiés puis entreposés avant leur retour aux clients. Les déchets valorisables vont être purifiés et conditionnés en attendant d'être réutilisés. La Figure 2 : Étape de traitement des combustibles nucléaires usés présente les différentes étapes suivies par les combustibles usés pour être recyclés [1].

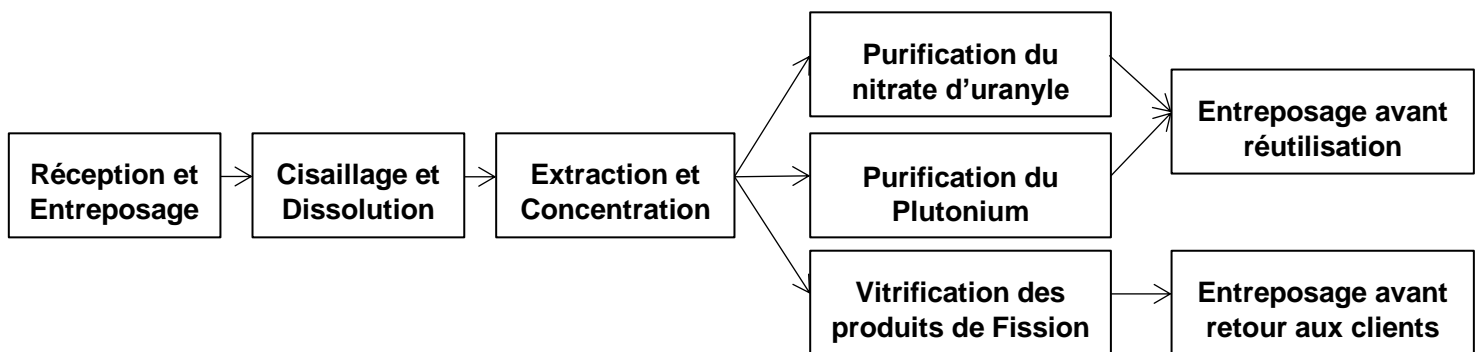


Figure 2 : Étape de traitement des combustibles nucléaires usés

Le recyclage permet une gestion cohérente sur les plans énergétique et écologique des combustibles usés. Ce processus permet d'économiser des ressources naturelles en Uranium (plus de 25 % d'économies en France chaque année) et favorise l'indépendance énergétique de la France. Il permet également de réduire par 5 le volume des déchets ultimes et par 10 leur radio-toxicité. Enfin il permet d'exploiter le plein potentiel énergétique du plutonium dont un gramme produit plus d'énergie qu'environ une tonne de pétrole.

### 3, Les déchets radioactifs :

Outre les combustibles nucléaires usés, il est possible de retrouver des déchets principalement issus des opérations de démantèlement et d'assainissement ou issus des activités de maintenance. Il s'agit principalement de bétons, de gravats, de terres, de déchets métalliques, de déchets non métalliques, de résines, de charbons actifs, de pièges à iode, de filtres, de déchets vinyles et de chiffonnettes.

Répartition des déchets radioactifs en volume dans les différents secteurs d'activités concernés [2] :

- Industrie électronucléaire : 60 %
- Recherche : 27 %
- Défense : 9 %

- Activités industrielles diverses non-électronucléaire : 3 %
- Domaine médical : 1 %

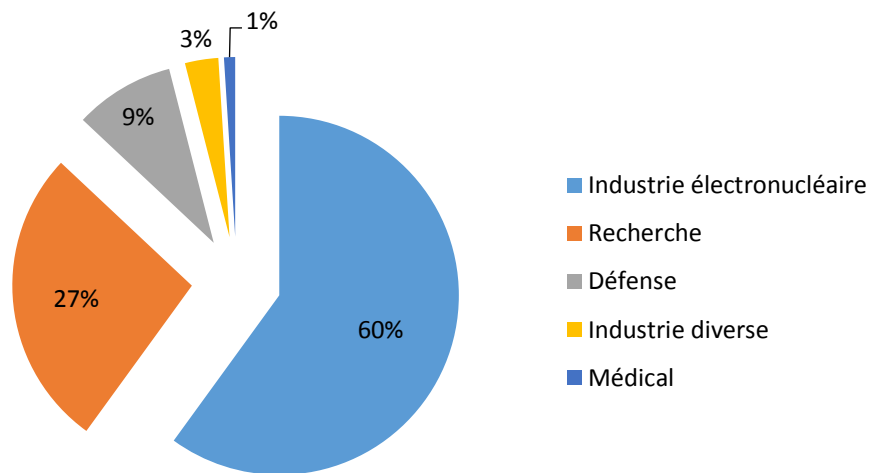


Figure 3 : Répartition en volume des déchets radioactifs produits par secteur d'activités en France

#### 4, Les missions du service de Contrôle Nucléaire du Procédé d'AREVA Nuclear Process :

- Interprétation de résultats de mesures nucléaires pour déterminer les activités des déchets et les masses d'Uranium et de Plutonium résiduels.
- Calcul de fonction de transfert pour les déchets dans différents contenants (Fûts, GRVS (bigbag), casiers...) qui seront caractérisés par une mesure de débit de dose.
- Caractérisation radiologique de déchets.
- Définition de fonctions de transfert.
- Création et mise en place des postes de mesures.
- Calcul de rendement de détection.
- Définition de spectres types (annexe 2).

# Introduction

Le stage présenté dans ce document est réalisé dans le cadre de la première année du Master Physique et Technologies des Rayonnements pour l'Industrie et la Physique Médicale de l'Université Blaise Pascal, Clermont-Ferrand. Ce stage est effectué au sein de l'équipe Contrôle Nucléaire du procédé d'AREVA NP sur le site de La Hague sous la direction de M. Jean-Christophe Benoit.

Le logiciel Dosimex récemment acquis par l'équipe Contrôle Nucléaire du Procédé permet d'effectuer des calculs de débit de dose (gamma, neutrons, particules chargées). L'avantage de cet outil, développé par le CEA et l'INSTN, est de fournir en quelques minutes un ordre de grandeur du débit de dose pour des géométries simples. Afin d'étudier sa gamme de validité, cet outil est à comparer aux outils actuellement utilisés par l'équipe (Microshield et MCNP). Le but est ici de mieux connaître le logiciel Dosimex. Certaines de ses possibilités et limites seront décrites dans ce rapport.

Les objectifs principaux de ce stage sont de :

- Prendre en main les logiciels Dosimex, Microshield et MCNP.
- De réaliser des calculs simples pour :
  - o Comprendre chacune des étapes réalisées par Dosimex et Microshield.
  - o Visualiser les effets prépondérants.
- D'effectuer des comparaisons entre logiciels sur des cas simples et sur des cas réels traités par l'équipe.
- La rédaction d'un document de synthèse des comparaisons ainsi qu'une présentation devant le groupe de travail interne CNP sont également attendus à l'issue de ce stage.

Ce rapport commencera par une première partie regroupant les bases théoriques de la physique des rayonnements nucléaires. Une seconde partie s'appliquera à présenter les logiciels et leur fonctionnement. Suivront en troisième et quatrième partie deux études réalisées pendant ce stage permettant de mettre en évidence les différences entre les trois logiciels étudiés sur des cas pratiques.

# I, Physique des rayonnements nucléaires

## I, 1, Physique des rayonnements nucléaires

Il est possible de définir un rayonnement (ou radiation) comme la propagation d'une énergie dans l'espace sous la forme d'ondes électromagnétiques ou de particules.

C'est grâce à leurs interactions avec la matière que les rayonnements peuvent être détectés et caractérisés. Ils peuvent céder au milieu qu'ils traversent la totalité ou une partie de leur énergie au cours de ces interactions.

Un rayonnement est dit ionisant quand il est susceptible d'arracher des électrons à la matière. Les rayonnements se distinguent en deux catégories :

La première catégorie est celle des rayonnements directement ionisants, ce sont des particules chargées ( $\alpha$ ,  $\beta$ , ions, etc.). Lors de leur traversée dans la matière, les rayonnements directement ionisants subissent deux sortes d'interaction. La première possibilité est une « collision » (interaction électromagnétique) avec les électrons du milieu pendant laquelle une partie de l'énergie incidente est transférée à la cible. Une seconde possibilité avec les noyaux du milieu qui entraîne cette fois une déviation par rapport à la direction initiale. Ce changement de direction induit un ralentissement de la particule et va engendrer l'émission d'un rayonnement X de freinage. Le pouvoir d'arrêt est la grandeur permettant de caractériser cette capacité de la matière à ralentir les rayonnements.

La seconde catégorie est celle des rayonnements indirectement ionisants, provenant de particules non chargées ( $\gamma$ ,  $n$ ) capables d'ioniser la matière par l'intermédiaire de particules chargées ionisantes qu'ils créent dans le milieu. A l'inverse des particules chargées, l'interaction des rayonnements indirectement ionisants dans le milieu n'est pas à caractère obligatoire. L'interaction d'un photon gamma se fait au hasard et il peut traverser une épaisseur de matière sans subir la moindre interaction. La notion de pouvoir d'arrêt est remplacée par la probabilité d'interaction et par extension par le coefficient d'atténuation linéique  $\mu$  ( $\text{cm}^{-1}$ ) ou massique  $\mu/\rho$  ( $\text{cm}^2.\text{g}^{-1}$ ).

La figure numéro 4 présente les interactions possible au sein d'une cible épaisse.

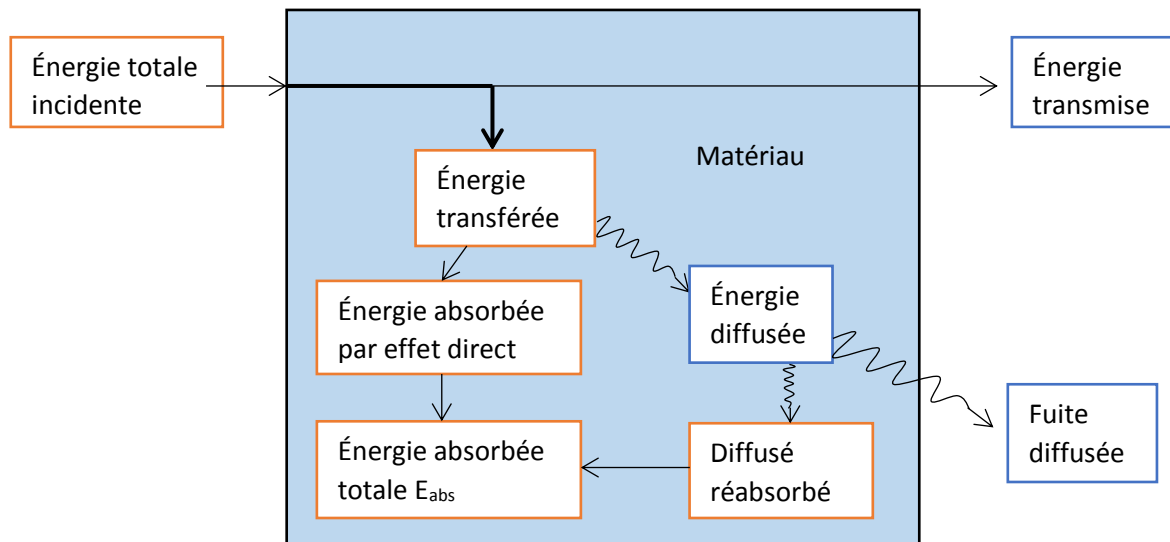


Figure 4 : Bilan énergétique dans une cible épaisse

L'ionisation est un phénomène au cours duquel un électron est arraché à un atome suite à un transfert d'énergie. L'énergie de la particule incidente doit être supérieure à l'énergie de liaison de l'électron pour que celui-ci soit arraché. L'électron éjecté va, si son énergie est suffisante, engendrer à son tour le phénomène d'ionisation. L'ion positif également créé va pour sa part subir un réarrangement de son cortège électronique entraînant l'émission de rayons X de fluorescence ou un électron Auger. Dans le cas où l'énergie incidente n'est pas suffisante pour arracher un électron, la particule passe dans un état transitoire dit excitée avant de dégager de l'énergie par émission de rayons X.

Contrairement au rayon X qui est émis lors d'une transition entre couches électroniques d'un atome, le rayon  $\gamma$  est lui produit lors d'une transition nucléaire. Du fait de leur domaine d'énergie élevé ( $>100\text{keV}$ ), les rayonnements gamma possèdent un grand pouvoir ionisant et une capacité à pénétrer profondément dans la matière.

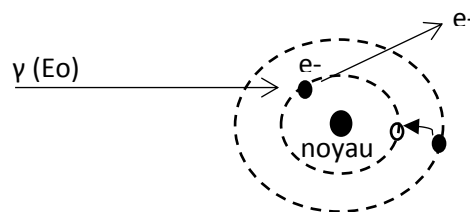
Rayonnement	Type du processus	Conséquence après interaction
Particules chargées $\alpha$ , $\beta$	Ionisation	Mise en mouvement d'électrons du matériau absorbant. Réorganisation du cortège électronique: émission de rayons X et/ou e- Auger
	Excitation	
	Rayonnement de freinage ( $\beta$ )	Emission de rayons X de freinage
	Annihilation	Emission de 2 photons de 511 keV en sens opposé.
Photons $\gamma$ , X	Effet photoélectrique ( $E < 100 \text{ keV}$ )	Absorption totale du photon incident par l'atome et émission d'un électron. Réorganisation du cortège électronique: émission de rayons X et/ou e- Auger.
	Effet Compton	Diffusion du photon incident et éjection d'un électron Compton. Réorganisation du cortège électronique: émission de rayons X et/ou e- Auger.
	Effet de production de paires ( $E_{\text{seuil}} > 1,022 \text{ MeV}$ )	Disparition du photon incident et mise en mouvement d'une paire e-/e+. Emission de 2 photons de 511 keV en sens opposé après annihilation du positon (e+).
Neutrons	Absorption	Emission d'un rayonnement de type : n, p, $\alpha$ , $\gamma$
	Diffusion	Diffusion du n incident / projection du noyau de recul.
	Fission (induite)	Absorption du neutron par certains noyaux lourds. Le noyau se scinde en 2 fragments de fission. Émissions de 2 ou 3 neutrons.

## I, 2, Interactions des photons avec la matière :

Les trois principales interactions des photons avec la matière sont : l'effet photoélectrique, la diffusion Compton et la création de paires ( $e^+ - e^-$ ).

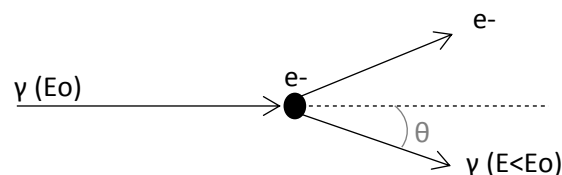
### I, 2, a, L'effet photoélectrique :

Le photon incident abandonne toute son énergie et disparaît lors d'un choc avec un électron du cortège électronique. Cet électron est éjecté de l'atome. L'énergie de cet électron correspond à l'énergie du photon moins l'énergie de liaison de l'électron. Cet effet est suivi d'un réarrangement électronique conduisant à l'émission d'un photon de fluorescence ou d'un électron Auger.



### I, 2, b, La diffusion Compton :

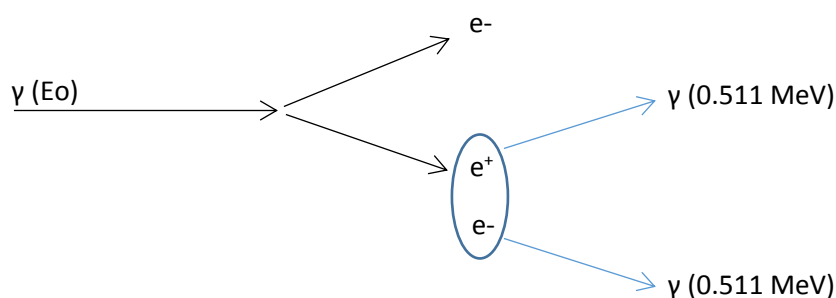
Se produit entre un photon incident et un électron des couches superficielles. L'électron absorbe une partie de l'énergie du photon incident. Cette interaction conduit à la diffusion du photon et la mise en mouvement d'un électron dit « Compton ».



### I, 2, c, La création de paires :

Aussi appelée matérialisation, ce phénomène se produit lors du passage du photon incident au voisinage d'un noyau ou d'un électron. Si l'énergie du photon incident est suffisante ( $>1.022$  MeV), alors il peut y avoir création de particules de matérialisation (paires électron/positron).

Le positron peut réagir avec les électrons du milieu et conduire au phénomène d'annihilation donnant naissance à deux photons de 0.511 MeV après avoir cédé toute son énergie cinétique.



## I, 2, d, Prédominance de chaque interaction photons/matière :

L'effet photo électrique est l'effet prédominant pour les faibles énergies (<100keV).

Autour de 1MeV, l'effet Compton est l'effet dominant. Pour les hautes énergies, le phénomène de création de paires prend le dessus et est l'effet dominant.

Pour les très fortes énergies, l'occurrence de l'effet Compton est très réduite.

La figure 5 présente les domaines d'énergie pour lesquels chaque interaction est prédominante.

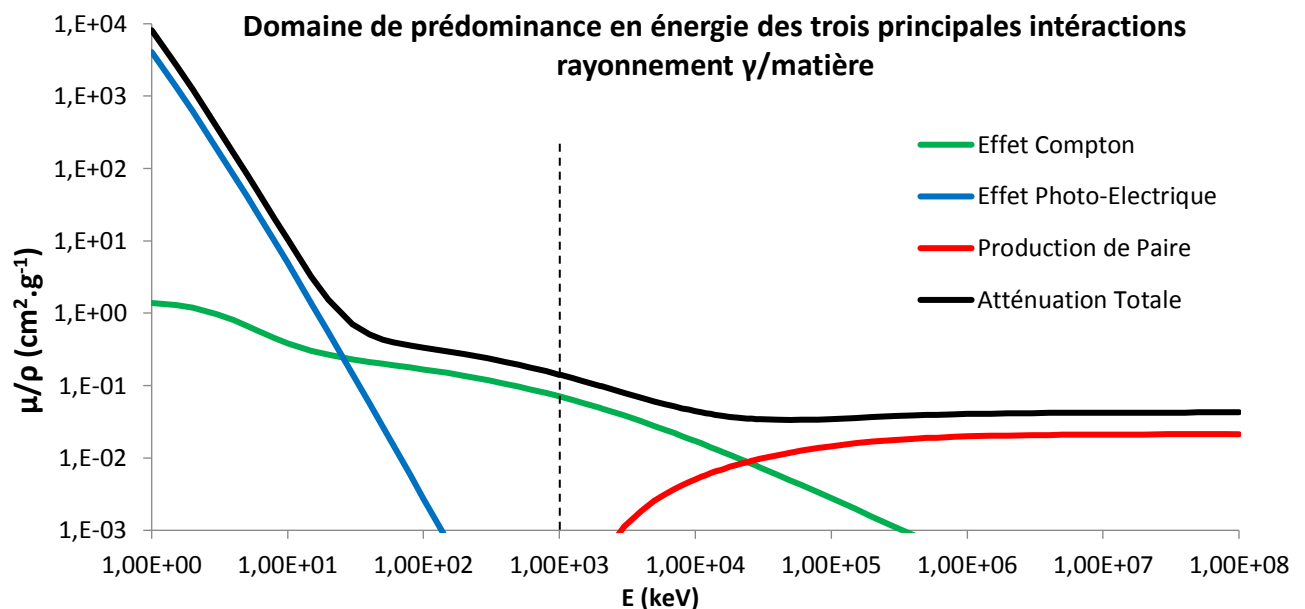


Figure 5 : Domaine de prédominance en énergie des trois principales interactions rayonnements/matière

## I, 3, Atténuation des rayonnements de photons dans la matière

La figure 6 présente le principe de l'atténuation des photons dans la matière :

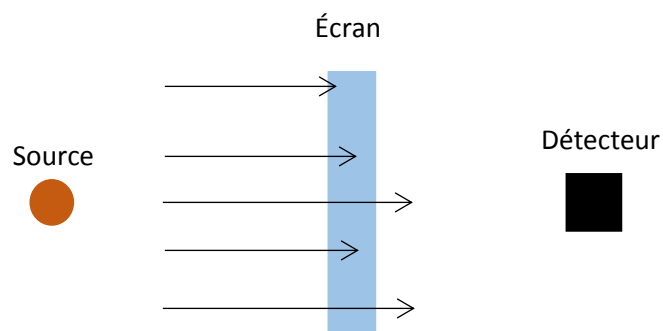


Figure 6 : Principe de l'atténuation des photons dans un écran



La formule permettant de décrire ce principe est :

$$N = N_0 \cdot e^{-\mu \cdot x}$$

Avec :

Variable	:	Définition
No	:	Flux de photons incidents émis par la source
x	:	Épaisseur de l'écran (cm)
N	:	Flux de photons détecté derrière l'écran
μ	:	Coefficient d'atténuation linéique (cm <sup>-1</sup> )

## I, 4, Dose due aux photons

La dose absorbée moyenne dans un matériau est le rapport de l'énergie absorbée par la cible sur sa masse. Son unité est le Gray (Gy). 1 Gy = 1 J.kg<sup>-1</sup>.

$$\text{Dose (Gy)} = \frac{\text{Energie}}{\text{Masse}} = \left[ \frac{\text{J}}{\text{Kg}} \right]$$

La dose équivalente est calculée à partir des doses moyennes par exemple dans un organe (Hp(3)) ou au corps entier (Hp(10)). L'énergie déposée par la particule est rapportée à la masse du volume élémentaire considéré.

## II, Présentation de logiciels permettant de calculer une dose

Les logiciels utilisés pour la modélisation et les calculs de débits de dose peuvent être regroupés en deux familles. La famille des logiciels utilisant des méthodes analytiques comme le font Dosimex et Microshield. Et celle des logiciels utilisant des méthodes probabilistes comme c'est le cas pour MCNP.

### II, 1, Dosimex

#### II, 1, a, Principe de fonctionnement

Dosimex est un code de calcul permettant le calcul de débits d'équivalents de dose gamma, neutrons, particules chargées lourdes et légères et X générés par des radionucléides ou des générateurs X. Il s'agit d'un code déterministe réalisant des calculs d'atténuation en ligne droite avec correction de Build-up.

Dosimex utilise la méthode du point-kernel. Des séries de calculs nécessaires à l'optimisation de protections ou de mesure de dose peuvent être réalisés rapidement par l'utilisation d'une telle méthode. Le défaut de cette méthode provient de l'approche macroscopique qu'elle utilise, notamment sur la diffusion des rayonnements, généralement considérée à partir d'approximations semi-empiriques. Un facteur de correction appelé Build-up doit nécessairement être appliqué à la dose atténuée obtenue pour prendre en compte la dose induite par le rayonnement diffusé.

La détermination du facteur Build-up représentatif du rayonnement diffusé dépend de plusieurs paramètres, en particulier de l'énergie des rayonnements incidents, de l'épaisseur d'écran traversé ou encore de la composition chimique du matériau traversé. Les incertitudes provenant de la détermination du facteur Build-up entraînent des limites dans la précision des résultats obtenus par la méthode de point-kernel [3].

Deux modèles de Build-up sont utilisés pour les calculs de Dosimex :

- Le build-up de Taylor :  $B(\mu, x) = A \cdot e^{\alpha \cdot \mu \cdot x} + (1 + A) \cdot e^{-\beta \cdot \mu \cdot x}$
- Le build-up de Berger :  $B(\mu, x) = 1 + \mu \cdot x$

Les facteurs de Build-up utilisés par Dosimex sont ceux issus des tables de l'ANSI/ANS. Ils sont donnés en fonction du matériau de l'écran, de l'énergie des photons incidents et du nombre de relaxation ( $n = \mu \cdot x$ ). Une double interpolation logarithmique permet de déterminer la valeur du build-up pour le problème étudié.

Le facteur d'atténuation en ligne droite égal à  $e^{-\mu \cdot x}$  est calculé pour chaque épaisseur « x » de matériau traversé. Dans cette expression,  $\mu$  représente le coefficient d'atténuation linéique du matériau pour une énergie donnée.

L'interaction d'un faisceau de particules avec le matériau cible génère une quantité d'énergie dont une partie est absorbée par la cible. L'énergie absorbée est proportionnelle au nombre de particules atteignant la cible.

Pour une source cylindrique, la figure 7 présente la géométrie de calcul proposée par Dosimex.

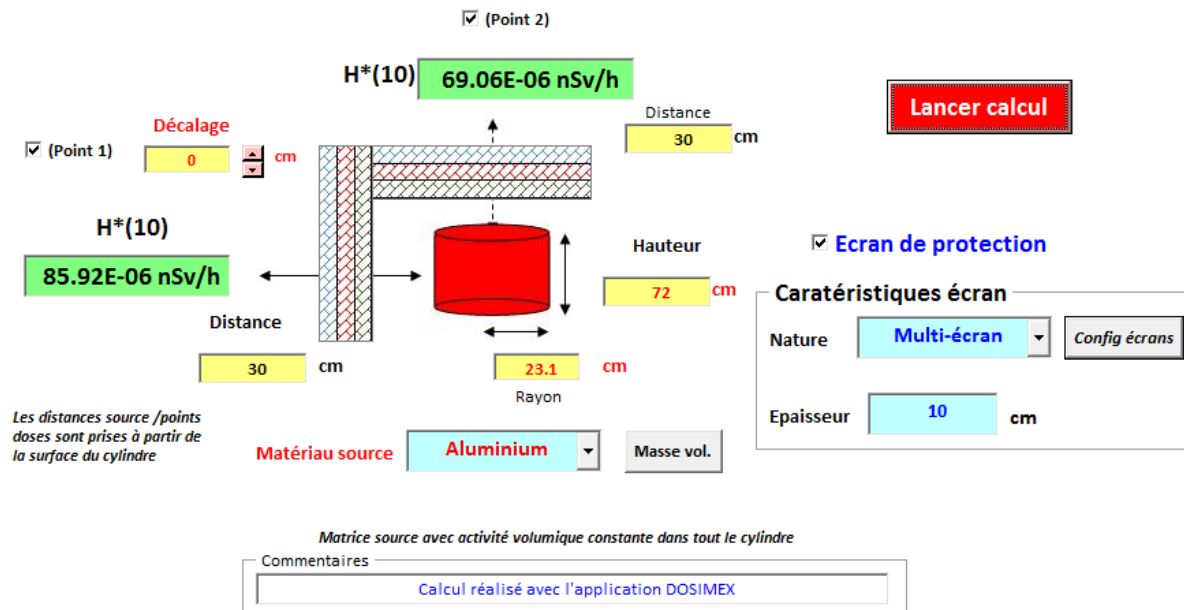


Figure 7 : Schéma de l'interface de calcul Dosimex

## II, 1, b, Grandeurs calculées

Dosimex fournit plusieurs résultats en sortie de calcul :

- Débit de kerma dans l'air :  $K_a$  (nGy/h)
- Débit de dose ambiant :  $H^*(10)$  (nSv/h)
- Débit de dose individuelle :  $H_p(10)$  (nSv/h)
- Débit de dose cristallin :  $H_p(3)$  (nSv/h)
- Débit de dose directionnel :  $H'(0,07)$  (nSv/h)

Les informations supplémentaires fournies sont : le spectre gamma utilisé, la liste des radionucléides, les activités de ces radionucléides, le modèle de build-up utilisé, la distance source-détecteur, de la composition et de la géométrie de la matrice source, l'épaisseur et la nature des écrans.

La première grandeur calculée par Dosimex est le débit de fluence. La fluence est le rapport du nombre total de particules (dN) pénétrant la sphère incrémentale et de la section droite dS de la sphère. Le nombre de particule n'est pas ramené à la surface de la sphère traversée ( $S=4\pi r^2$ ) mais à la surface du grand cercle inscrit ( $S=\pi r^2$ ). Ici la fluence calculée pour des rayonnements multidirectionnels est alors égal à la fluence traversant une seule surface élémentaire si toutes les particules incidentes ont la même direction (fluence planaire équivalente) [4].

Les photons gamma sont des particules non chargées indirectement ionisantes. L'interaction photon-matière ou photon-électron est aléatoire, un photon gamma peut croiser un grand nombre d'électrons sans interagir tout comme il peut interagir avec le premier rencontré. L'interaction photon-électron est un phénomène ponctuel qu'il est possible de quantifier en un point précis. Il s'agit de déterminer l'énergie du photon qui est cédée à l'électron. Cette grandeur est analogue à une dose absorbée et s'exprime en Gy. Il s'agit du KERMA : « Kinetic Energy Released in Material ».

## II, 1, c, Chaîne de calculs

Pour obtenir un débit équivalent de dose, plusieurs étapes de calculs sont effectuées par Dosimex.

Le débit de fluence est donné par la formule :

$$\phi = A.I(\gamma). \frac{\Omega}{4.\pi}$$

Pour calculer l'angle solide, Dosimex utilise la formule suivante qui correspond au flux de photons émis par une source ponctuelle isotrope vers un disque de surface 1 cm<sup>2</sup> :

$$\frac{\Omega}{4.\pi} = \frac{1}{2} * \left(1 - \frac{d}{\sqrt{d^2 + \frac{1}{\pi}}}\right)$$

Le calcul du débit de fluence est alors défini selon la formule :

$$\phi = \frac{A.I(\gamma)}{2} * \left(1 - \frac{d}{\sqrt{d^2 + \frac{1}{\pi}}}\right)$$

Avec :

Variable	:	Définition
A	:	Activité en Becquerel (Bq)
I(γ)	:	Intensité en %
$\frac{\Omega}{4.\pi}$	:	Angle solide entre la source et le point de mesure en stéradian (sr)
d	:	Distance Source-Point de mesure (cm)
φ	:	Débit de fluence (particules.cm <sup>-2</sup> .s <sup>-1</sup> )

Le passage de la valeur de débit de fluence au KERMA ou au débit équivalent de dose est réalisé par l'intermédiaire de facteurs de conversion en fonction de l'énergie du gamma incident. Ces facteurs sont tabulés dans le rapport ICRU 57 qui est présenté en annexe 4.

Le facteur de conversion débit de fluence/Débit de dose « H\*(10)/φ » (en pSv.cm<sup>2</sup>) est déterminé par une interpolation logarithmique selon la formule suivante :

$$\frac{H^*(10)}{\phi} = \frac{\left(\frac{H^*(10)}{\phi}\right)_{i-1} * \ln\left(\frac{E_{exp}}{E_{i+1}}\right) + \left(\frac{H^*(10)}{\phi}\right)_{i+1} * \ln\left(\frac{E_{i-1}}{E_{exp}}\right)}{\ln\left(\frac{E_{i-1}}{E_{i+1}}\right)} \text{ en pSv/cm}^2$$

Où « i » est l'intervalle d'énergie considéré pour le calcul.

Exemple numérique de l'interpolation logarithmique pour des gammas incidents de 0.033 MeV :

$$\frac{H^*(10)}{\varnothing} = \frac{0.81 * \ln\left(\frac{0.033}{0.040}\right) + 0.64 * \ln\left(\frac{0.030}{0.033}\right)}{\ln\left(\frac{0.030}{0.040}\right)} = 0.754 \text{ Sv/Gy}$$

Pour chaque élément du tableau périodique, les coefficients d'atténuation massique, nécessaires à la détermination de l'atténuation en ligne droite et du facteur de Build-up, sont tabulés dans la base de données NIST X-COM en fonction de l'énergie du gamma incident. Une interpolation logarithmique permet de déterminer la valeur du  $\mu$  pour l'énergie du gamma incident considéré.

Ils sont notés  $\mu/\rho$  et s'expriment en  $\text{cm}^2.\text{g}^{-1}$  (où  $\rho$  correspond à la densité du matériau).

Finalement l'expression du débit d'équivalent de dose est déterminée selon la formule :

$$H^*(10) = \varnothing \cdot \left( \frac{H^*(10)}{\varnothing} \right) \cdot e^{-\mu \cdot x} \cdot B$$

Avec :

Variable	:	Définition
$H^*(10)$	:	Débit de dose ambiant ( $\text{nSv.h}^{-1}$ )
$\varnothing$	:	Débit de fluence ( $\text{particules.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$ )
$H^*(10)/\varnothing$	:	facteur de conversion débit de fluence/Débit de dose ( $\text{pSv.cm}^{-2}$ )
$e^{-\mu \cdot x}$	:	Facteur de transmission en ligne droite
B	:	Facteur de build-up

## II, 2, Microshield

### II, 2, a, Principe de fonctionnement

- 1- Édition de la géométrie.
- 2- Définition des matériaux écrans.
- 3- Définition de la source.
- 4- Choix des énergies pour le Build-up.
- 5- Possibilité de variation des différentes grandeurs.

1, La première étape que doit compléter l'utilisateur est le choix de la géométrie de l'expérience. La source peut être modélisée de différentes façon, elle peut être ponctuelle, linéaire, être sous forme d'un disque, d'une sphère ou encore d'un cylindre. L'utilisateur définit ensuite la succession des écrans représentant la géométrie étudiée. Plusieurs écrans successifs peuvent être définis en épaisseurs mais leurs hauteurs et largeurs ne sont pas paramétrables. La position du point de mesure peut être modifiée sur le repère orthonormé.

2, La seconde étape consiste à définir le matériau de la source et sa densité ainsi que les matériaux composant chaque écran en précisant la densité voulue pour chacun.

3, La source peut être définie par utilisation des radionucléides présents dans la base de données de Microshield. L'utilisateur peut également définir manuellement les énergies et intensités de raies constituant de la source. Le logiciel fournit une liste du nombre de libre parcours moyen (mfp) correspondant à une mesure de l'atténuation de l'écran. Pour déterminer cette valeur, Microshield utilise une ligne de visée entre le point de mesure et le centre de la source.

4, Microshield calcule le build-up dans l'écran choisi par l'utilisateur et néglige le build-up des autres écrans. Le matériau équivalent sera alors le même pour toutes les énergies.

Microshield utilise une interpolation cubique entre les valeurs tabulées de build-up. La table 3 du document ANSI/ANS 6.4.1 est utilisée pour les données de calcul de build-up par les deux logiciels.

5, La gamme de coefficient d'atténuation linéaire lors de la sélection du matériau de référence pour le build-up et pendant les calculs sont donnés par Microshield. Pour chaque écran et chaque énergie, les calculs du produit : densité du matériau multiplié par le coefficient d'atténuation massique est également affiché. Les coefficients d'atténuation individuels des composants formant un écran composé d'un mélange de matériaux ne sont eux pas précisés.

Remarque : Microshield ne permet pas d'obtenir directement le débit équivalent de dose ( $\mu\text{Sv.h}^{-1}.\text{Bq}^{-1}$ ), le résultat fourni est le débit de Kerma ( $\text{nGy.h}^{-1}$ ). Le DED est obtenu en multipliant le débit de Kerma par un facteur de conversion ( $H^*(10)/K_0$  ( $\text{Sv.Gy}^{-1}$ )) issu de l'ICRU 57.

## II, 2, b, Grandeurs calculées

A la suite d'un calcul, Microshield fournit les résultats et données suivants :

- Activité (Photons/sec)
- Débit de fluence ( $\text{MeV/cm}^2/\text{sec}$ ) avec et sans build-up.
- Débit de fluence ( $\text{mR/hr}$ ) avec et sans build-up.
- Débit de Kerma ( $\text{mrad/hr}$ ) avec et sans build-up.
- Débit de Kerma ( $\text{mGy/hr}$ ) avec et sans build-up.

Informations supplémentaires fournies : Coefficients d'atténuation linéique pour chaque énergie des photons incidents et pour chaque écran, les doses absorbées aux organes [7].

## II, 2, c, Chaîne de calculs

Le débit de fluence est déterminé selon la formule :

$$\phi = \frac{A.I(\gamma)}{4.\pi.d^2}$$

Avec :

Variable	:	Définition
A	:	Activité en Becquerel (Bq)
I	:	Intensité en %
d	:	Distance Source-Point de mesure (cm)
$\phi$	:	Débit de fluence (particules.cm <sup>-2</sup> .s <sup>-1</sup> )

Le débit de Kerma donnée en sortie par Microshield est calculé à partir du débit de fluence en utilisant les coefficients de conversion issus de l'ICRU57 comme expliqué au paragraphe précédent.

Le débit d'équivalent de dose n'étant pas fourni, l'utilisateur doit effectuer cette conversion par lui-même à l'aide des coefficients de l'ICRU57.

## II, 2, d, Bilan

Le tableau suivant résume les principales caractéristiques et différences de Dosimex et Microshield.

	Dosimex	Microshield
Débit de fluence	$\phi = \frac{A.I}{2} * (1 - \frac{d}{\sqrt{d^2 + r^2}})$	$\phi = \frac{A.I}{4.\pi.d^2}$
Coeff de conversion Kerma/Fluence	ICRU 57 ou CIPR 60 (interpolation logarithmique) Réalisé par le logiciel	ICRU 57 ou CIPR 60 (interpolation logarithmique) Effectué manuellement
Débit de Kerma	Oui	Oui
Débit de dose H*(10)	Oui (+ H'(0.07), Hp(10) et Hp(3))	Non (Besoin ICRU57)
Build-up	Taylor ou Berger	Taylor
Base de données coefficients d'atténuation linéique	X-COM	-
Base de données Radionucléides	LNHB	Grove Nuclide Library (1)
Découpage des sources non ponctuelles	Puissance	Parts égales

## II, 3, Monte-Carlo N-Particle

### II, 3, a, Généralités

La méthode Monte-Carlo est utilisée par de nombreux logiciels. C'est le cas par exemple de MCNP, Geant4 et Tripoli. Ce code de calcul a été développé initialement par le Laboratoire de Los Alamos aux Etats Unis pour simuler le fonctionnement des armes nucléaires dans le cadre du projet Manhattan lors de la Seconde Guerre Mondiale. Initialement conçue pour des applications militaires est aujourd'hui utilisée dans de nombreux autres domaines comme la radioprotection, la dosimétrie, le domaine médical ou le nucléaire civil.

La méthode Monte-Carlo permet d'obtenir des résultats cohérents avec les phénomènes physiques réels observés sur la propagation des radiations. Cela permet d'obtenir une grande précision des valeurs amenant à un résultat se rapprochant de la réalité, même pour des modèles tridimensionnels complexes constitués de différents matériaux. Il est couramment utilisé pour la simulation du transport des photons, des électrons et des neutrons thermiques et rapides.

L'inconvénient de la méthode Monte-Carlo est le temps de calcul pouvant être long, du fait de son caractère probabiliste. Cette lourdeur de calcul est augmentée pour des géométries complexes, des sources multiples ou encore des protections d'épaisseurs importantes.

La méthode de simulation Monte Carlo est une méthode probabiliste qui repose sur la génération de nombres pseudo-aléatoires. Elle permet la résolution de l'équation de transport des particules dans la matière [9].

### II, 3, b, La méthode Monte-Carlo ou « le tirage aléatoire »

La modélisation par méthode Monte-Carlo a pour but de simuler "l'histoire" d'une particule dans un milieu atténuateur. Chaque particule est suivie individuellement de sa création jusqu'à sa disparition ou sa sortie du système. Cette simulation prend en compte le caractère probabiliste des différents processus physiques pouvant être rencontrés lors de la traversée de la particule dans le milieu. Les probabilités d'interactions avec les différents matériaux rencontrés, représentées par les sections efficaces, et les éventuelles particules secondaires engendrées sont également prises en considération et sont tirées au hasard. La simulation d'un grand nombre de particules permet de s'approcher du comportement naturel du système.

Pour une particule, le premier tirage donne le point d'apparition de la particule dans le milieu (naissance). Un second tirage est effectué pour obtenir le parcours de la particule. Par la suite plusieurs options sont possibles, la particule peut franchir les limites du milieu ce qui conduit à une fuite et induit la mort de cette particule. Le tirage peut amener à un choc dans un milieu, par exemple dans un écran, ce qui conduit à un nouveau tirage pour obtenir le noyau avec lequel l'interaction a lieu puis un tirage correspondant à l'interaction découlant de ce choc. La particule peut alors être diffusée s'il lui reste de l'énergie, un nouveau tirage permet de donner à cette particule secondaire une énergie et une direction. Dans le cas d'une absorption, la particule libère toute son énergie et n'appartient plus au milieu (mort).



## II, 3, c, Fichiers d'entrées MCNP

Le logiciel pour fonctionner nécessite la création d'un fichier d'entrées.

Pour générer un fichier d'entrées, il est nécessaire de définir les cellules et les surfaces permettant de décrire la géométrie du système. Il faut également préciser la composition et la densité de chaque matériau. Les paramètres de la simulation et le type de réponses souhaitées sont également à préciser. Après une durée de calcul ou un nombre de particules simulées, les calculs se terminent.

Selon le type de résultat souhaité, MCNP dispose de différents estimateurs (appelés accumulateurs ou tally). Dans cette étude, par l'intermédiaire de la carte Fn, on définit des tally F4 et F5.

Le tally F4 est l'estimateur du flux de particules dans un volume. Ce volume doit être défini dans le fichier d'entrées MCNP (le volume de cette cellule doit être indiqué au logiciel). Le résultat est donné en particules reçues par  $\text{cm}^2$  pour une particule émise (ou \*F4 pour un résultat en MeV par  $\text{cm}^2$ ).

Le tally F5 est l'estimateur du flux en un point (point détecteur). Il n'y a pas besoin de construire une cellule spécifique pour ce tally. Le résultat est donné en particules par  $\text{cm}^2$  pour une particule émise (ou \*F5 pour un résultat en MeV par  $\text{cm}^2$ ).

Ces Tally peuvent être définis pour des électrons, des neutrons ou des photons.

Remarque : A partir d'une carte de conversion du flux en dose, MCNP convertit en Sv/γ tirés ses résultats précédemment exprimés en γ reçus/ $\text{cm}^2$ /γ tirés

Une conversion est nécessaire pour obtenir des  $\mu\text{Sv.h}^{-1}.\text{Bq}^{-1}$ . Le résultat doit être multiplié par  $3,6.10^9$ . Il ne faut pas non plus oublier de multiplier par l'intensité d'émission considérée.

# III, Calculs de débit de dose sur des Big-bags

## III, 1, Description des big-bags

Les big-bags sont principalement utilisés pour le conditionnement :

- De déchets en plastique (polypropylène, polyéthylène).
- de gravats.

Ils sont utilisés pour le conditionnement de déchets à stocker en filière TFA. Ces déchets proviennent principalement d'opérations de maintenances et de démantèlements.

La figure 8 présente une vue d'un big-bag.



*Figure 8 : Photo d'un big-bag*

Les parois des big-bags sont en polypropylène lourd. Elles ont une épaisseur de 150 microns et une densité surfacique de 240 g/m<sup>2</sup> (référence FM Développement), soit une densité  $d_{BB} = 1,6$ .

$$d_{BB} = \frac{240}{150 * 10^{-6}} = 1.6 * 10^6 g.m^{-3} = 1.6 g.cm^{-3}$$

## III, 2, Modélisation

Les calculs sont réalisés avec 3 logiciels : Dosimex, Microshield et MCNP.

### III, 2, a, Dosimex et Microshield

#### III, 2, a, i, Géométrie

Dans certains cas, le fait que les parois des big-bags soit souples et que les déchets présents puissent bouger ou s'affaisser sur eux-mêmes entraîne une déformation des parois du big-bag qui peuvent devenir convexes. Ici, les calculs seront réalisés en considérant la géométrie du déchet comme cubique. Les trois volumes de big-bags considérés lors de cette étude correspondent à la limite maximale de chaque volumétrie [10].

Les débits de dose sont calculés pour 3 volumétries de remplissage des big-bags :

Volumétrie	Volume modélisé (m <sup>3</sup> )	Longueur d'arrête du cube L (cm)
J1	0.75	90
J2	1.00	100
J3	1.25	110

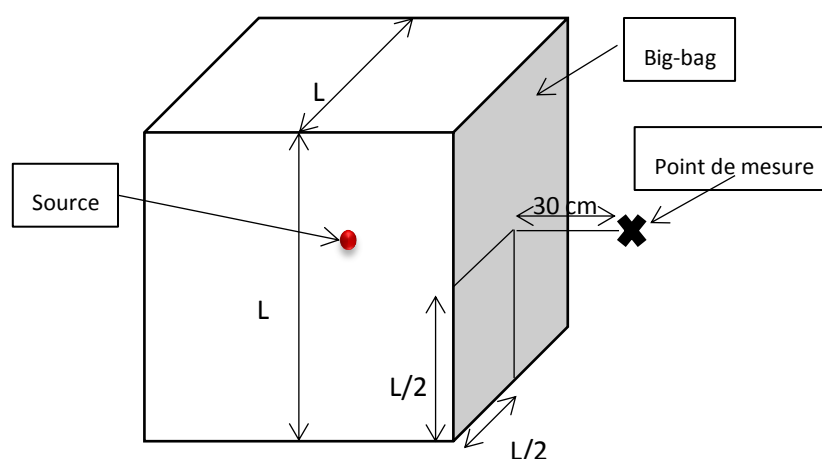


Figure 9 : Illustration de la géométrie des big-bags

#### III, 2, a, ii, Source :

La source est supposée ponctuelle, isotrope. Elle est placée au centre du volume.

Seuls <sup>137</sup>Cs et <sup>60</sup>Co sont considérés dans cette étude. Ces deux radionucléides sont :

- les radionucléides dits « mesurables » les plus communément rencontrés dans les déchets issus de La Hague et placés en big-bags.
- les radionucléides qui contribuent le plus au DED.

A partir du DED obtenu par modélisation de ces deux radionucléides et du spectre type du déchet étudié, il est possible de déterminer une fonction de transfert. Cette fonction de transfert est utilisée par le producteur de déchets afin de déterminer l'activité du colis à partir d'une mesure de DED.

Les deux radionucléides utilisés sont modélisés comme suit :

- 1) <sup>137</sup>Cs : 1 raie à 661.7 keV avec une intensité de 0.85.
- 2) <sup>60</sup>Co : 2 raies à 1173.2 keV et à 1332.5 keV avec chacune une intensité de 1.

Les justifications concernant les choix de modélisation de la source sont présentées en Annexe 3.

### III, 2, a, iii, Matériaux :

Le matériau utilisé pour la modélisation de la paroi et pour le contenu des big-bags est du polyéthylène ( $\text{CH}_2$ ). La densité de la paroi est fixée à 1.6. Elle varie entre 0.02 et 1 pour le contenu.

### III, 2, b, MCNP :

Les modélisations réalisées avec MCNP reprennent les mêmes paramètres expliqués dans le III, 2, a. Pour cette étude, avec le logiciel MCNP, un Tally 5 est utilisé.

## III, 3, Résultats

Pour un Big Bag de volumétrie J1 et une source ponctuelle  $^{137}\text{Cs}$ , la figure 10 présente les débits d'équivalents de dose  $H^*(10)$  ( $\mu\text{Sv.h}^{-1}.\text{Bq}^{-1}$ ) déterminés par les trois logiciels en fonction de la densité ( $\text{g.cm}^{-3}$ ) de la matrice de déchets.

Pour rappel, du fait de l'utilisation de matériaux composites, Dosimex utilise la formule de Berger pour le calcul du build-up.

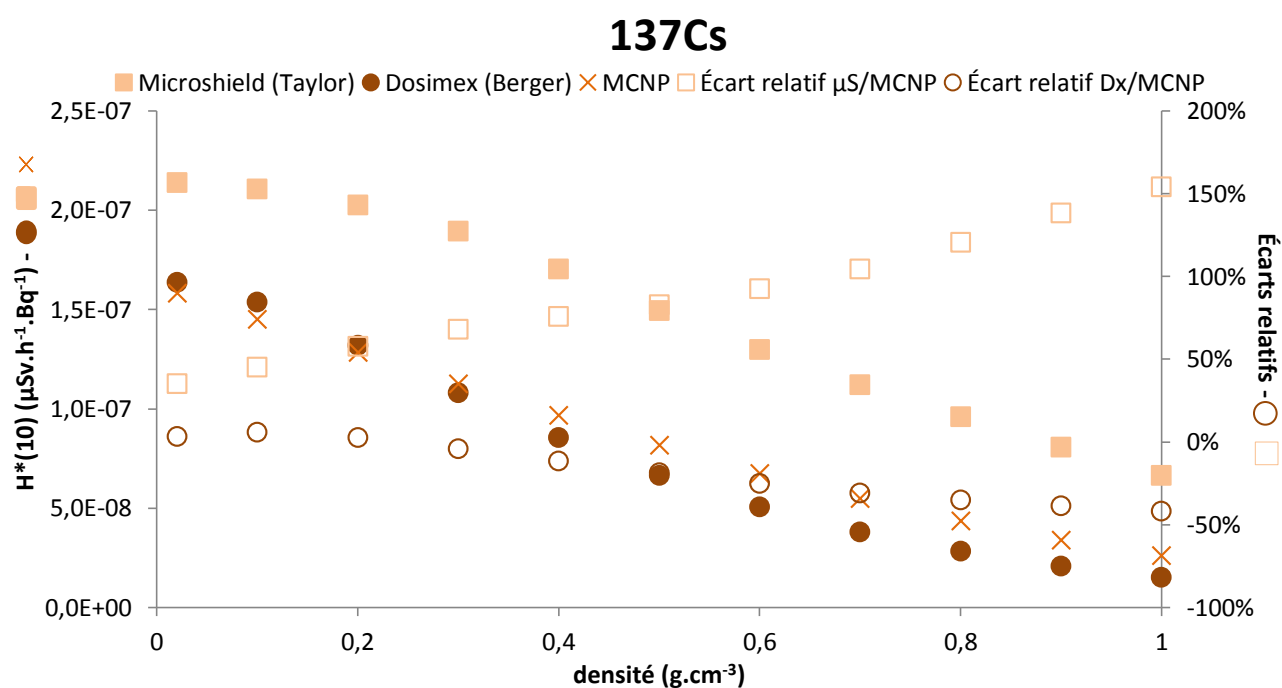


Figure 10 : Débit équivalent de dose en fonction de la densité obtenu pour le  $^{137}\text{Cs}$

Pour un Big Bag de volumétrie J1 et une source ponctuelle  $^{60}\text{Co}$ , la figure 11 présente les débits d'équivalents de dose  $H^*(10)$  ( $\mu\text{Sv.h}^{-1}.\text{Bq}^{-1}$ ) déterminés par les trois logiciels en fonction de la densité ( $\text{g.cm}^{-3}$ ) de la matrice de déchets.

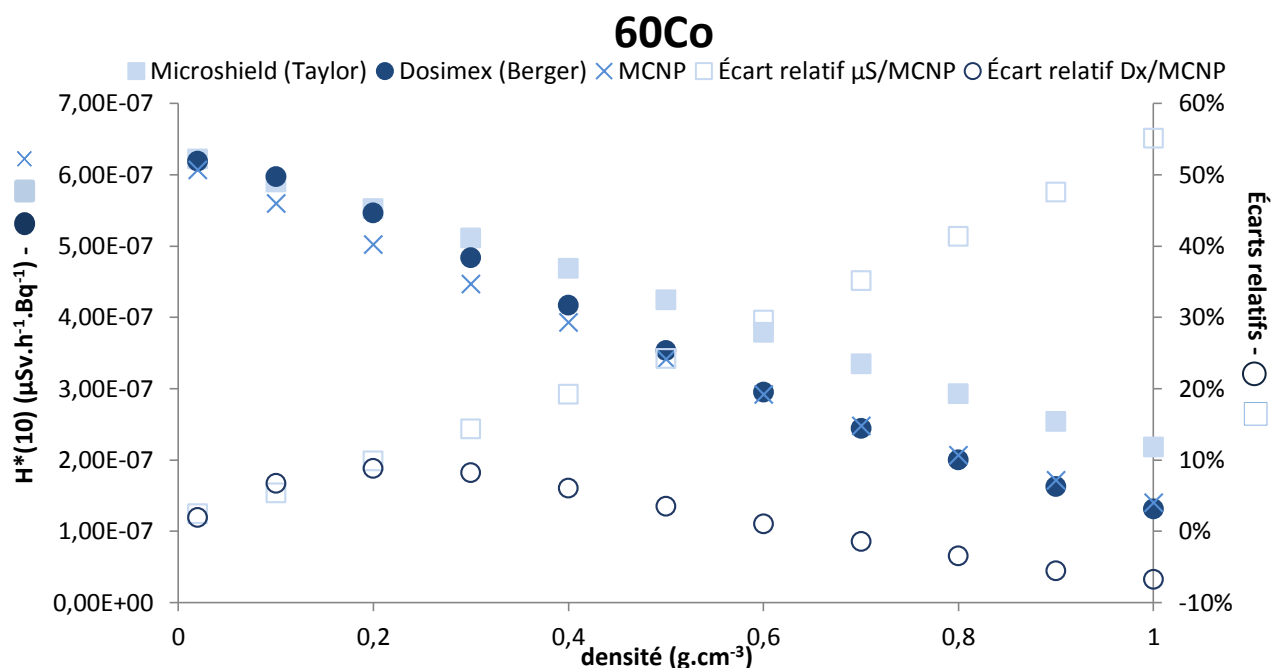


Figure 11 : Débit équivalent de dose en fonction de la densité obtenu pour le <sup>60</sup>Co

Selon les figures 10 et 11 :

- 1) Le DED diminue quand la densité de la matrice de déchets augmente ;
- 2) Les valeurs de DED obtenues avec le <sup>60</sup>Co sont plus grandes que celles obtenues avec le <sup>137</sup>Cs
- 3) Les écarts entre logiciels sont plus grands pour le <sup>137</sup>Cs que le <sup>60</sup>Co.

Concernant le point n°1, l'atténuation engendrée par un matériau, placé entre une source et un point de mesure, est plus grande pour des écrans de fortes épaisseurs et de fortes densités.

Concernant le point n°2, le <sup>60</sup>Co (1173keV et 1332 keV) possède des énergies d'émissions plus grandes que le <sup>137</sup>Cs (662 keV). Son pouvoir de pénétration dans la matière est plus important que le <sup>137</sup>Cs, il est moins atténué par un écran et engendre alors des DED plus importants que le <sup>137</sup>Cs. Cette observation est directement en lien avec la notion de coefficient d'atténuation  $\mu$  qui dépend à la fois de l'énergie des rayonnements mais aussi de la nature du matériau écran.

Un autre facteur influant sur les valeurs de DED est l'intensité des rayonnements. A chaque désintégration, le <sup>60</sup>Co émet 2 rayonnements  $\gamma$  d'intensité 100% contre un seul rayonnement  $\gamma$  d'intensité 85% avec le <sup>137</sup>Cs.

Concernant le point n°3, plusieurs coefficients sont déterminés à partir d'interpolations logarithmiques selon l'énergie des rayonnements. Des erreurs sur les valeurs de DED calculés peuvent provenir de ces erreurs lors des interpolations. C'est le cas pour la détermination du coefficient de Build-up. Ces coefficients augmentent avec l'énergie des rayonnements, tout comme les intervalles entre les données. Cette évolution des coefficients de Build-up peut entraîner des écarts plus conséquents lors de l'interpolation logarithmique. Des écarts peuvent également provenir de l'interpolation faite pour la détermination des coefficients de conversion de débit de Fluence en Débit équivalent de dose de l'ICRU57.

Pour déterminer l'influence de ce facteur sur les calculs de DED une étude est menée pour déterminer l'évolution des facteurs Build-up en fonction de la densité de la matrice de déchets.

Pour un Big Bag de volumétrie J1 et une source ponctuelle  $^{137}\text{Cs}$ , la figure 12 présente les facteurs de Build-up (su) déterminés par les trois logiciels en fonction de la densité ( $\text{g.cm}^{-3}$ ) de la matrice de déchets.

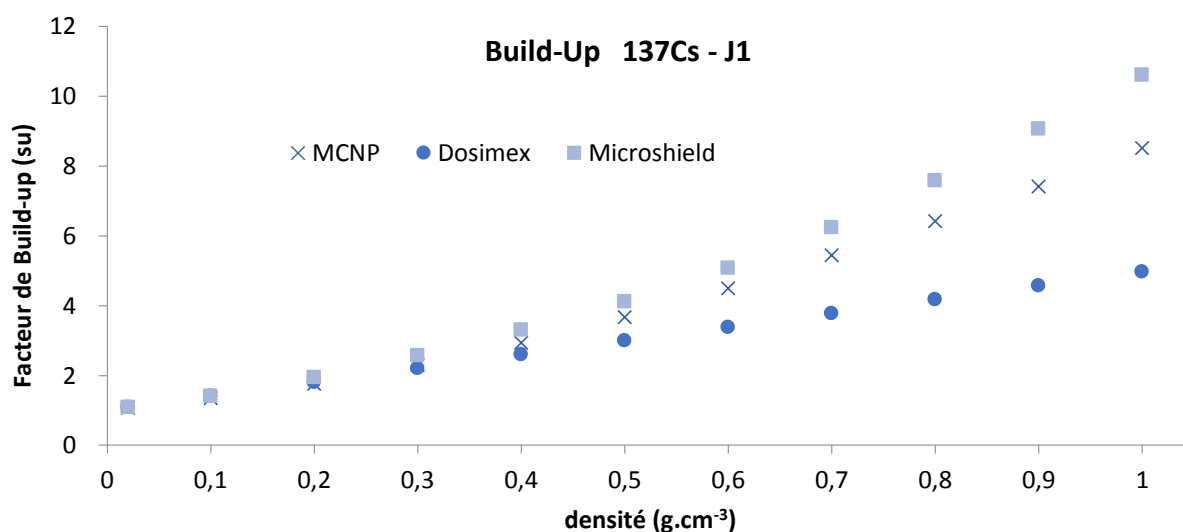


Figure 12 : Valeurs de build-up calculées par les logiciels pour le  $^{137}\text{Cs}$  en fonction de la densité de la matrice déchet

Pour un Big Bag de volumétrie J1 et une source ponctuelle  $^{60}\text{Co}$ , la figure 13 présente les facteurs de Build-up (su) déterminés par les trois logiciels en fonction de la densité ( $\text{g.cm}^{-3}$ ) de la matrice de déchets.

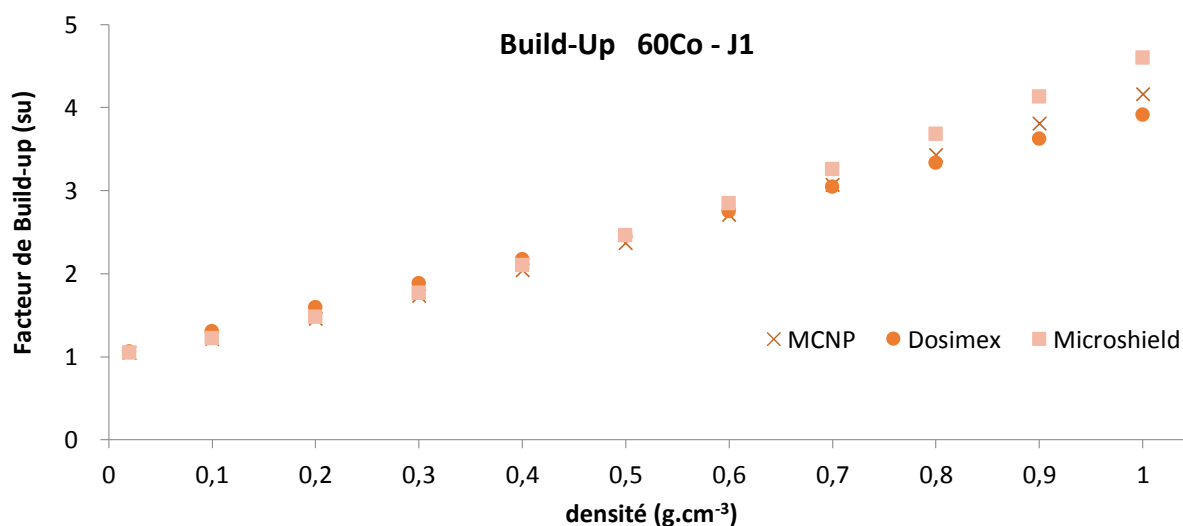


Figure 13: Valeurs de build-up calculées par les logiciels pour le  $^{60}\text{Co}$  en fonction de la densité de la matrice déchet

Selon les figures 12 et 13, les écarts entre les coefficients de build-up sont plus faibles pour le  $^{60}\text{Co}$  (moins de 20% pour l'écart maximal) que pour  $^{137}\text{Cs}$  (facteur 2 pour les fortes densités). Les valeurs de build-up calculées par chaque logiciel sont beaucoup plus proches entre elles dans le cas du  $^{60}\text{Co}$  qu'avec le  $^{137}\text{Cs}$ .

Cette affirmation se vérifie grâce à la formule de calcul de DED :

$$H^*(10) = \varnothing \cdot \left( \frac{H^*(10)}{\varnothing} \right) \cdot e^{-\mu \cdot x} \cdot B$$

Les valeurs de build-up obtenues pour une densité de 1 g.cm<sup>-3</sup> avec le logiciel MCNP sont :

- Autour de 8 pour le <sup>137</sup>Cs
- Autour de 4 pour le <sup>60</sup>Co

Cela signifie que pour le <sup>137</sup>Cs :

- 1/8 du DED est induit par le rayonnement non atténué en ligne droite
- 7/8 du DED sont induits par le rayonnement diffusé.

En suivant le même raisonnement avec le <sup>60</sup>Co :

- 1/4 du DED provient du rayonnement non atténué en ligne droite
- 3/4 du DED proviennent du rayonnement diffusé.

Le rayonnement diffusé est moins important dans le cas du <sup>60</sup>Co. Il y a moins de diffusion avec des rayonnements de plus fortes énergies.

Cette étude montre une bonne cohérence du build-up de Berger utilisé par Dosimex avec les résultats obtenus par MCNP. Pour ces modélisations, le modèle simplifié de calcul de build-up apparaît comme étant fiable par rapport à la méthode probabiliste.

Le tableau ci-dessous présenté les valeurs d'écarts relatifs obtenus entre les valeurs de Build-up et de DED calculés par les deux logiciels.

Densité apparente du déchet (d)			0,02	0,1	0,2	0,3	0,4	0,5	0,6	0,7	0,8	0,9	1
<b>137Cs</b>	Écart relatif Microshield/ Dosimex	Build-up	-1%	0%	7%	17%	27%	37%	50%	65%	82%	98%	113%
		DED	31%	37%	54%	75%	99%	125%	157%	195%	240%	288%	337%
<b>60Co</b>	Écart relatif Microshield/ Dosimex	Build-up	-2%	-6%	-7%	-6%	-3%	0%	3%	7%	10%	14%	18%
		DED	1%	-1%	1%	6%	12%	20%	28%	37%	46%	56%	66%

Les évolutions des écarts de valeurs de Build-up en fonction de la densité de la matrice coïncident avec les évolutions des DED obtenus par les trois logiciels. Les écarts entre les DED augmentent à mesure que les écarts dans le calcul du facteur Build-up augmentent. Au vu des résultats, le build-up ne semble toutefois pas être le seul facteur de divergence.

Pour de faibles densités et des énergies importantes, les résultats obtenus sont très proches pour tous les logiciels. Cela montre que lorsque le rayonnement diffusé est peu présent et que le calcul se résume à définir l'atténuation en ligne droite, les logiciels déterministes et probabilistes obtiennent des résultats très proches les uns des autres. L'effet de rayonnement diffusé étant bien plus compliqué à caractériser, il induit d'importants écarts entre les DED déterminés par les logiciels.

Ici des différences entre les valeurs de build-up calculées par chaque logiciel ont été mises en évidence. Le facteur de divergence majoritaire entre les DED calculés par les différents logiciels a été identifié. D'autres points resteraient à étudier pour déterminer tous les facteurs de divergences comme les données nucléaires utilisées ou l'influence de l'utilisation d'interpolations logarithmiques par exemple.

# IV, Étude du puit de mesure

## IV, 1, Description du dispositif

Le cas pratique étudié est un dispositif de mesure utilisé lors de contrôles périodiques permettant de prévenir l'éventuelle dérive en énergie ou en efficacité d'un détecteur.

Étalonnage en énergie :

Il consiste à utiliser une source connue pour établir une correspondance canal/énergie. Le fichier de certificat, donnant toutes les caractéristiques de cette source, permet cette calibration.

Étalonnage en efficacité :

Il a pour but de déterminer l'efficacité du détecteur. Il s'agit du rapport du nombre de  $\gamma$  d'énergie E mesuré (aire sous la courbe) par le produit du taux d'émission photonique donnée dans la table et de l'activité de la source :

$$Efficacité = \frac{N_{\gamma \text{ mesurés}}}{N_{\gamma \text{ émis}}} = \frac{N_{\gamma \text{ mesurés}}}{Activité * Intensité}$$

Ce point de contrôle a pour but de s'assurer du maintien de la conformité d'un équipement ou d'une installation. Cette étape précède toute utilisation de l'appareil à des fins de caractérisations d'un déchet.

### IV, 1, a, Géométrie réelle :

La géométrie comprend un double cylindre percé d'un tunnel. Le cylindre intérieur permet d'accueillir le détecteur, inséré par l'ouverture sur la face supérieure.

Le tunnel permet d'insérer un tiroir porte-source. Ce tiroir a pour but d'accueillir des pastilles cylindriques contenant la source radioactive. Ces pastilles peuvent être de différents diamètres et sont placées au sein de la géométrie de comptage par insertion du tiroir dans le tunnel.

La figure 14 présente une vue en 3D de la géométrie du dispositif. La figure 15 présente une vue 3D ainsi qu'un plan en coupe du tiroir porte source.



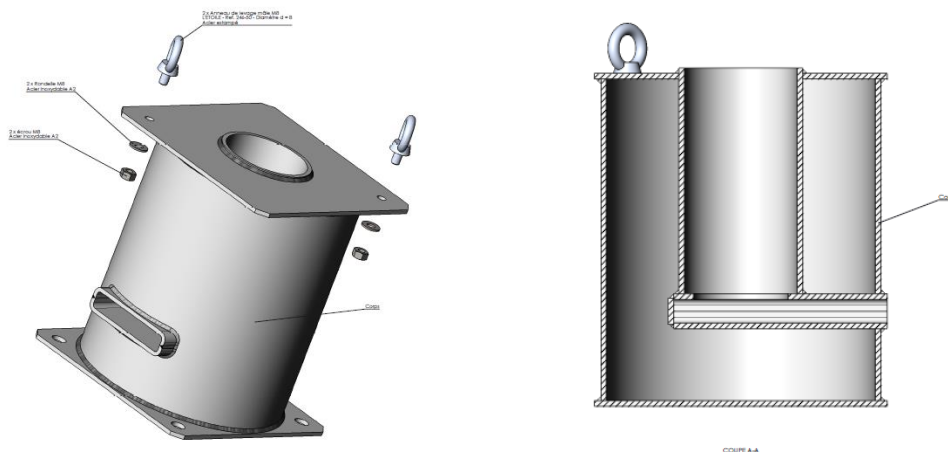


Figure 14 : Vue 3D et en coupe de la géométrie du double cylindre et du tunnel.

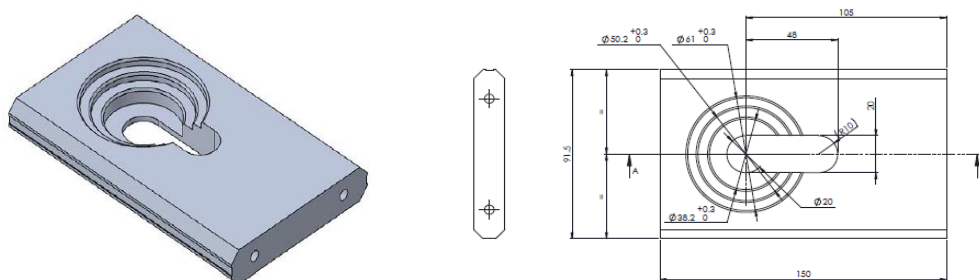


Figure 15 : Vue 3D et schématique de la géométrie du tiroir porte source.

#### IV, 1, b, Source :

Le type de source utilisé est dit « quasi-ponctuel ». Ce nom est dû au fait que le dépôt actif occupe un disque de 3mm de diamètre. Ce dépôt est scellé à chaud entre deux feuilles de plastique mince, sa hauteur est de 110  $\mu\text{m}$ . Ce plastique a une masse surfacique totale de 28  $\text{mg}\cdot\text{cm}^{-2}$  induisant une densité du matériau de 2.55. Cette pastille est ensuite montée dans un anneau de plastique qui assure la rigidité et permet une manipulation aisée de l'objet final.

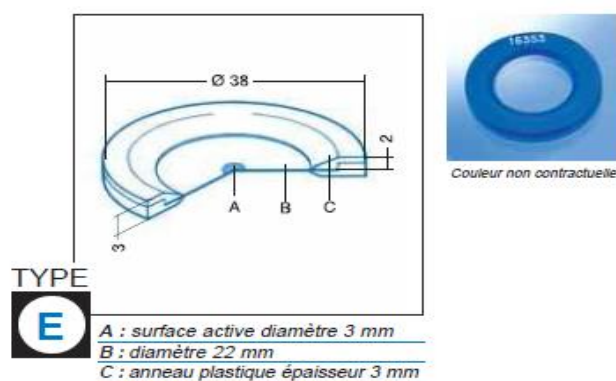


Figure 16 : Schéma descriptif du type de source utilisée.

Caractéristiques de la Source :

La source radioactive utilisée est une source de Baryum 133. Ce radionucléide se désintègre principalement par capture électronique. Les deux niveaux d'énergie principaux vers lesquels se désintègre le  $^{133}\text{Ba}$  sont des niveaux excités de 437 keV (85.4%) et 383 keV (14.5%) du Césium 133.

Radionucléide	Activité étalonnage (Bq)	Date de l'étalonnage	Date de la mesure	Activité au moment de la mesure (Bq)
$^{133}\text{Ba}$	3.80E+05	07/02/2002	05/2016	1.49E+05

Loi de la décroissance radioactive :

$$A_t = A_i * e^{-\lambda * t} = A_i * e^{-\frac{\ln 2}{T} * t}$$

Pour cette expérience :

- Activité initiale :  $A_i = 3.80 \cdot 10^5 \text{ Bq}$
- Période radioactive :  $T = 10.539 \text{ ans}$
- Temps écoulé depuis l'étalonnage :  $t = 14.25 \text{ ans}$  (période allant de 02/2002 à 05/2016)

L'équation résolue avec ces valeurs donne :

$$A_t = 3.80 * 10^5 * e^{-\frac{\ln 2}{10.539} * 14.25} = 1.49 * 10^5 \text{ Bq}$$

#### IV, 1, c, Matériaux

Les parois du tunnel, du cylindre intérieur et du cylindre extérieur sont en acier inoxydable AISI-316L. La densité de ce matériau est de 7.96 et est proche de celle du Fer qui possède une densité de 7.9.

Les caractéristiques de la source sont présentées dans le tableau ci-après.

Fe	Cr	Ni	Mo	Mn	Si	N	P	S	C
62-72	16-18	10-14	2.0-3.0	0-2.0	0-0.75	0-0.1	0-0.045	0-0.030	0-0.030

Le tiroir est composé d'un alliage 2017A dont la formule chimique est  $\text{AlCu4MgSi}$ . La densité de ce matériau est de 2.79, ce qui est proche de l'aluminium qui a une densité de 2.7.

La composition chimique nominale en pourcentage de cet alliage 2017A est (selon norme EN 573-1) :

Si	Fe	Cu	Mn	Mg	Cr	Zn	Zr+Ti	Autres	Al
0.2-0.8	0.7	3.5-4.5	0.4-1.0	0.4-1.0	0.1	0.25	0.25	0.15	Reste

## IV, 2, Modélisation Dosimex et Microshield

Une étude paramétrique est menée, plusieurs configurations ont été étudiées afin de mettre en évidence les différences existantes entre les deux logiciels. Les paramètres étudiés sont la géométrie de la source, le nombre d'écrans, la position des écrans et les matériaux composants les écrans.

Objectifs :

- Déterminer le Débit Équivalent de Dose à l'extérieur de la structure
- Déterminer si des simplifications de la modélisation sont possibles

### IV, 2, a, Source ponctuelle

Dans l'optique de modéliser le puit de mesure, le modèle de la source est choisi comme ponctuelle. Ce choix est fait par connaissance des dimensions de la source, la partie active placée entre deux lames ne fait que 3mm de diamètre. Elle est placée au centre du volume occupé par la pastille source. Le reste du volume de la pastille est modélisé par de l'air.

Pour tester le comportement des deux logiciels et l'influence de certains paramètres, différentes configurations sont modélisés. Ces configurations sont décrites ci-dessous.

Configuration classique (Cas n°1) :

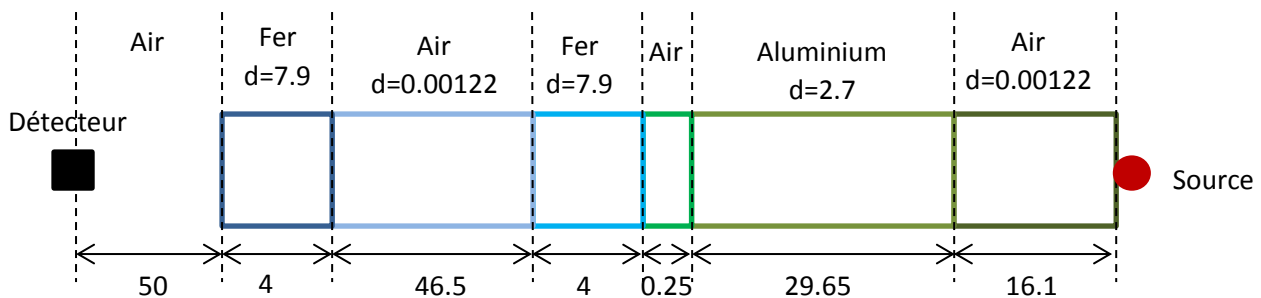


Figure 17 : Schéma de la géométrie de la modélisation du cas n°1

Le cas numéro 1 est la configuration de référence.

Les matériaux choisis sont ceux proposés par Dosimex qui s'approchent le plus des matériaux réels. Pour la paroi et le tunnel dont la densité réelle est  $d=7.96$ , le matériau Fer de densité  $d=7.9$  tel que défini dans Dosimex est sélectionné. Le tiroir, dont la densité réelle est  $d=2.79$ , est assimilé à de l'aluminium de densité  $d=2.7$ . Ces mêmes densités sont attribuées aux matériaux dans Microshield.

L'ordre dans lequel sont placés les écrans et leurs épaisseurs respectives sont respectés.

Le but de cette modélisation est d'obtenir rapidement une estimation du débit de dose avec des éléments déjà présents dans Dosimex et Microshield et une géométrie relatant l'enchainement réel des écrans.

Remarque : Dans les figures 17 à 23 les dimensions autres que l'épaisseur de l'écran (hauteur et largeur) sont infinies.

Configuration majorante (Cas n°2) :

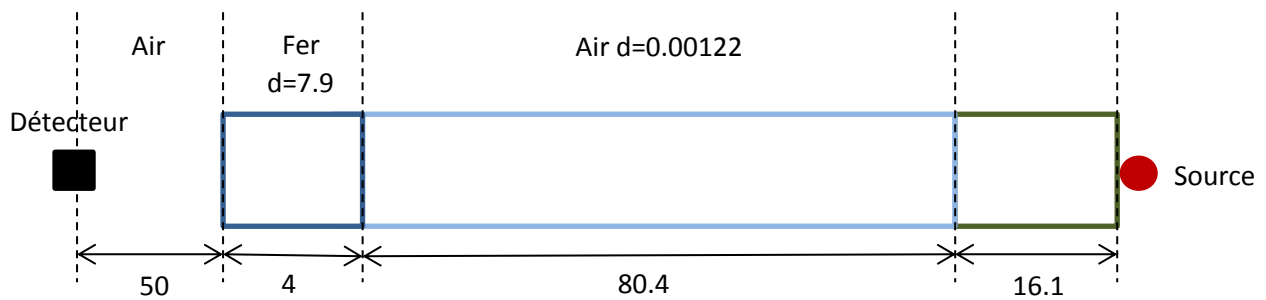


Figure 18 : Schéma de la géométrie de la modélisation du cas n°2

Dans cette configuration, plusieurs écrans sont supprimés pour obtenir un débit équivalent de dose majorant. Seul est conservée la paroi du cylindre extérieur. Le reste des écrans est assimilé à de l'air. Les épaisseurs sont respectées, c'est-à-dire que la position de l'écran, ainsi que la distance source-point de mesure, ne sont pas modifiées par rapport au cas précédent.

Par la modélisation d'un cas majorant, la dose reçue par l'opérateur ne sera pas sous-évaluée.

Configuration avec écrans composites (Cas n°3) :

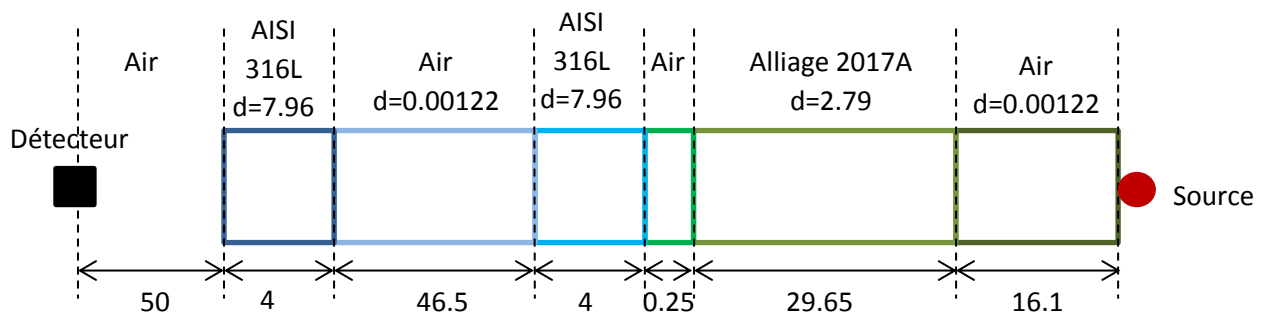


Figure 19 : Schéma de la géométrie de la modélisation du cas n°3

Dans Dosimex l'utilisateur peut définir lui-même des matériaux qui ne se trouveraient pas dans les propositions du logiciel. C'est ce qui est fait dans ce cas n°3. Les écrans sont modélisés selon les informations fournies par le constructeur du puit (composition et densité du matériau). Il faut noter que, dans Dosimex, la création d'écrans composites entraîne l'utilisation du build-up de Berger. Microshield propose également un mode de création de matériaux par l'utilisateur.

Microshield quant à lui pour les matériaux composites détermine un nombre d'atomes correspondant aux pourcentages massiques des constituants fournis. Le logiciel calcule ensuite un numéro atomique effectif, une masse atomique effective et des coefficients d'atténuation massique dépendant de l'énergie pour le matériau créé. Les coefficients de Build-up de Taylor sont calculés par interpolation à partir des numéros atomiques de matériaux connus.

Les différences dans la plupart des cas seront dues à des coefficients d'atténuations différents selon les bases de données et les interpolations utilisées. Ces différences vont avoir une incidence d'ordre exponentiel sur les résultats (Il est peut-être possible de compenser pour une seule énergie à la fois en ajustant la densité du matériau pour obtenir le même coefficient d'atténuation linéaire).

Le but est ici de déterminer si une approximation sur les matériaux entraîne une différence dans la valeur de DED calculée par les deux logiciels.

Configuration avec modification de la position des écrans (cas n°4 et 5) :

D'autres possibilités de configuration ont également été envisagées cette fois ci dans le but d'étudier l'influence de la position des écrans sur le calcul du débit de dose. Pour cela deux nouvelles configurations sont mises en place :

Regroupement des écrans au contact du détecteur (cas n°4) :

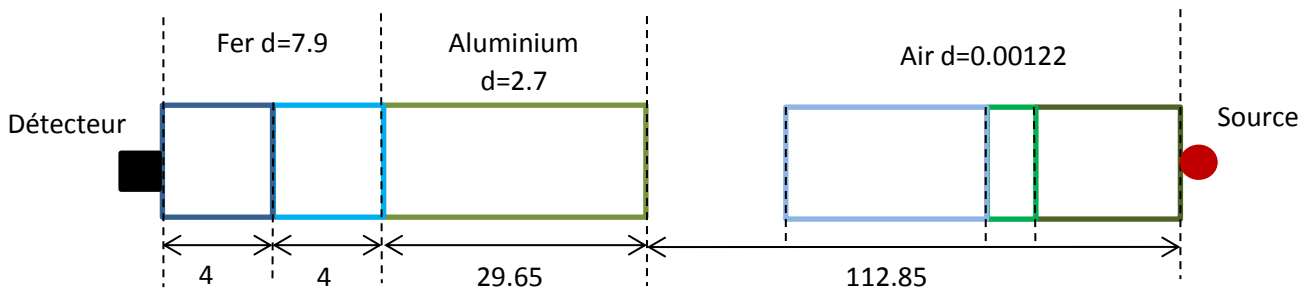


Figure 20 : Schéma de la géométrie de la modélisation du cas n°4

Pour cette configuration, les différentes épaisseurs d'air sont toutes regroupées en un seul écran et placées au contact de la source. Les trois autres écrans sont placés à la suite de l'épaisseur d'air jusqu'au détecteur. L'ordre entre ces trois écrans est respecté. Le tiroir vient en premier puis le tunnel et enfin la paroi extérieure. Comme dans le cas n°1, les écrans représentant le tunnel et la paroi sont assimilés à du Fer de densité  $d=7.9$  et le tiroir à de l'Aluminium de densité  $d=2.7$ .

Regroupement des écrans au contact de la source (Cas n°5) :

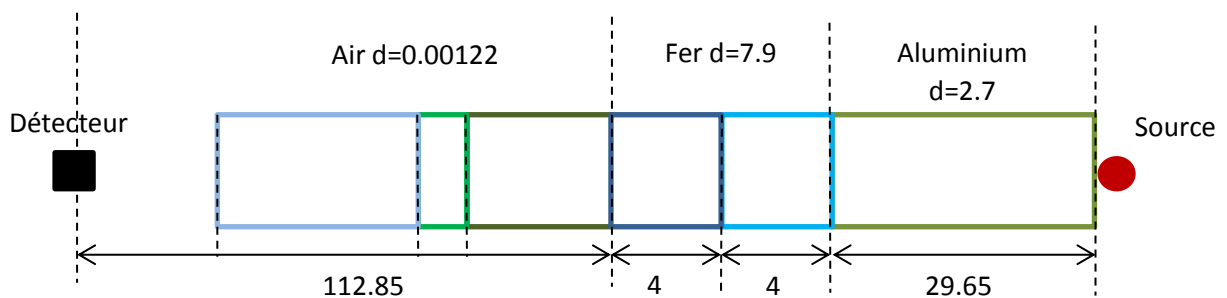


Figure 21 : Schéma de la géométrie de la modélisation du cas n°5

Comme dans le cas précédent, les épaisseurs d'air sont regroupées mais elles sont cette fois placées du côté du détecteur. Les écrans représentant le tunnel, le tiroir et la paroi extérieure sont quant à eux au contact de la source. Les écrans sont cette fois encore assimilés à de l'Aluminium de densité  $d=2.7$  et à du Fer de densité  $d=7.9$ .

Configuration avec modification de la base de données (Cas n°6) :

Dosimex et Microshield proposent également d'effectuer les calculs en utilisant différentes bases de données de radionucléides. Tous les résultats précédents sont obtenus par utilisation de la base de données complète avec raies gamma regroupées.

Un calcul de DED est effectué avec une modélisation reprenant le cas n°1 mais en sélectionnant cette fois-ci une base de données complète sans regroupement des raies  $\gamma$  (dont les énergies sont proches). L'utilisation d'une base de données contenant plus de rayonnements d'énergies différentes entraîne une augmentation du temps de calcul.

#### IV, 2, b, Source cylindrique

Dans les modélisations précédentes, la source était supposée ponctuelle. Le volume total de la pastille de forme cylindrique est important par rapport au dépôt actif. Le choix est fait de modéliser une source sur la totalité de ce volume afin de ne pas reproduire deux modélisations trop proches. Deux modélisations sont réalisées en considérant la source uniforme sur la totalité du volume de la pastille. Le but de ces modélisations est de déterminer d'éventuelles différences au niveau des DED calculés suite au changement de volumétrie de la source.

Dans le cas où la source est considérée comme étant un volume cylindrique les modélisations sont les suivantes :

Configuration classique (Cas n°1) :

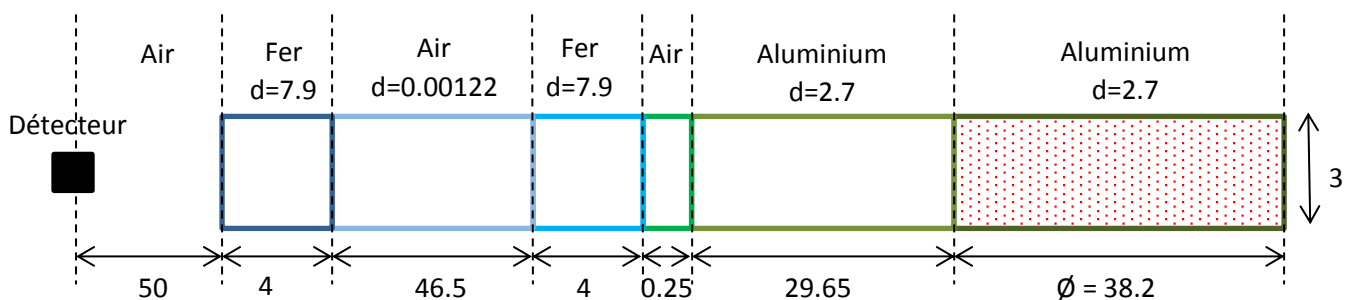


Figure 22 : Schéma de la géométrie de la modélisation du cas n°1

La configuration des écrans est similaire au cas n°1, seule la géométrie de la source varie, la position des écrans est respectée et les matériaux choisis pour le tiroir, le tunnel et la paroi du cylindre extérieur sont toujours l'Aluminium et le Fer proposés par Dosimex. Pour la source :

- celle-ci a un diamètre de 38.2mm et une hauteur de 3mm.
- Le matériau choisi pour le volume source est de l'aluminium de densité  $d=2.7$ , la pastille ayant normalement une densité  $d=2.55$ .

Configuration majorante (Cas n°2) :

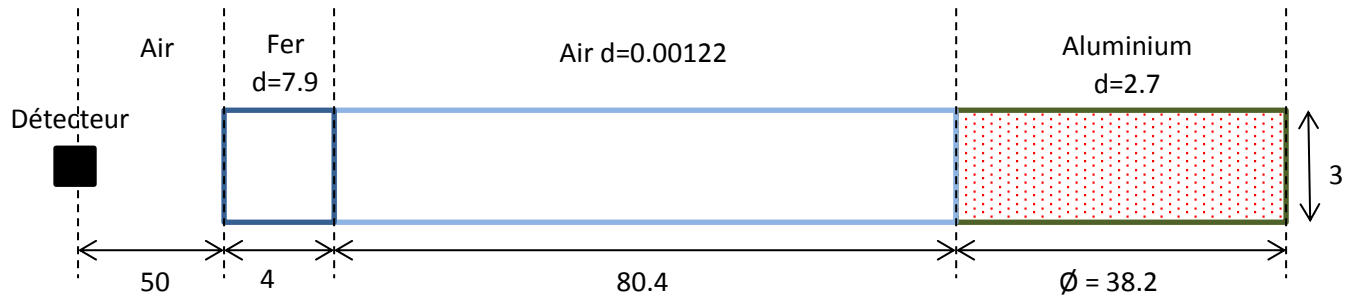


Figure 23 : Schéma de la géométrie de la modélisation du cas n°2

Toujours dans le but d'obtenir un cas majorant permettant de ne pas sous-estimer le DED calculé, dans cette configuration des écrans sont supprimés. A la manière du cas n°2 avec source ponctuelle, les écrans représentant le tunnel et la paroi sont remplacés par de l'air. Les paramètres de modélisation de la source sont les mêmes que dans le cas précédent à savoir une source faite d'Aluminium de 38.2mm de diamètre sur une hauteur de 3mm.

#### IV, 3, Modélisation MCNP

La modélisation réalisée avec MCNP est très différente de ce qui est proposé par les logiciels déterministes. Ici la géométrie est reproduite entièrement en 3D et n'est plus une succession d'écrans.

Les matériaux choisis sont :

- Aluminium (d=2.7) pour le tiroir
- Fer (d=7.9) pour les parois des cylindres
- Béton (d=2.3) pour le sol

Le dispositif est placé sur le sol. Pour déterminer si le rayonnement diffusé induit par le sol possède une influence sur les résultats, celui-ci est modélisé avec MCNP.

Le béton est défini de la manière suivante :

- 52% d'Oxygène
- 27% de Silicium
- 12% de Calcium
- 4% d'Aluminium
- 3% de Carbone
- 2% de fer

La figure 24 présente une vue en coupe sur le côté de la modélisation réalisée avec MCNP.

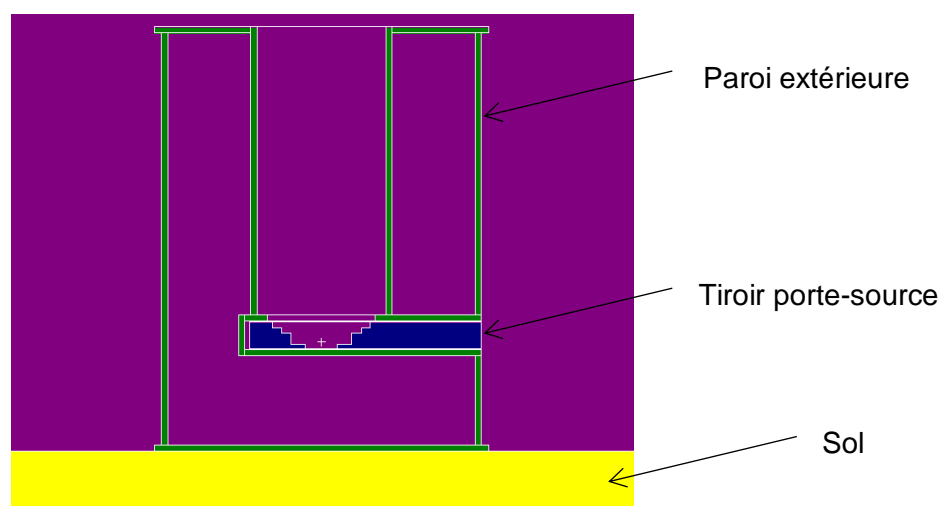


Figure 24 : Schéma de la géométrie de la modélisation sous MCNP

Les modélisations MCNP sont réalisées :

- Avec et sans sol
- Le tally F4
- Nombres maximum de particules simulées = 1 milliard
- Temps maximum des calculs = 1 minute

Dans le but de déterminer le temps de calcul nécessaire pour obtenir des résultats cohérents, une étude des résultats obtenus en fonction du temps est menée. Les résultats obtenus sont présentés en Annexe 7.

Les résultats obtenus montrent des erreurs statistiques plus importantes pour des temps de calcul courts. Les résultats restent cependant très regroupés et il n'y a pas d'écarts significatifs obligeant à réaliser les calculs avec des temps longs.

## IV, 4, Comparaison Dosimex/Microshield

### IV, 4, a, Résultats

Le tableau 25 ci-dessous présente :

- les résultats des calculs de DED obtenus avec Microshield et avec Dosimex pour les différentes modélisations présentées au paragraphe IV, 2.
- Les écarts entre les valeurs des deux logiciels pour le build-up de Taylor.
- Les résultats de DED obtenus avec le build-up de Berger pour Dosimex.
- Les écarts entre Microshield avec la formule de Taylor et Dosimex avec la formule de Berger.
- Les écarts des résultats Dosimex entre formule de Taylor et formule de Berger.



		H*(10) (μSv.h <sup>-1</sup> ) BU Taylor		Écarts relatifs	H*(10) (μSv.h <sup>-1</sup> ) BU Berger		Écarts relatifs
		Microshield	Dosimex	Dosimex / Microshield	Dosimex	Dosimex / Microshield	Taylor / Berger (Dosimex)
<b>Source ponctuelle</b>							
Cas n°1	Classique	0.294	0.322	9.75%	0.222	-24.21%	44.81%
Cas n°2	Majorant	0.355	0.369	4.16%	0.377	6.39%	-2.09%
Cas n°3	Écrans composites	0.289	-	-	0.210	-27.20%	-
Cas n°4	Position des écrans	0.294	0.322	9.75%	0.222	-24.21%	44.81%
Cas n°5	Position des écrans	0.294	0.322	9.75%	0.222	-24.21%	44.81%
Cas n°6	Base de données	0.294	0.322	9.75%	0.223	-24.16%	44.71%
<b>Source cylindrique</b>							
Cas n°1	Classique	0.250	0.214	-14.45%	0.149	-40.12%	42.87%
Cas n°2	Majorant	0.373	0.298	-20.12%	0.274	-26.44%	8.59%

Figure 25 : Résultats de calculs et écarts relatifs obtenus avec Dosimex et Microshield dans l'étude du puit de mesure

Les résultats de ce tableau sont discutés dans les paragraphes ci-après. Les points abordés sont les suivants :

- 1) Source ponctuelle
- 2) Changement de base de données
- 3) Modification de la position des écrans
- 4) Différence entre cas classique et cas majorant
- 5) Écrans composites
- 6) Sources cylindriques

### 1, Sources ponctuelles

Pour les sources ponctuelles, l'une des premières observations qu'il est possible de faire est que les résultats de DED obtenus avec Dosimex sont plus importants que ceux obtenus avec Microshield.

### 2, Changement de base de données

En changeant de base de données pour passer à la base de données complète sans regroupement (cas n°6) les résultats obtenus sont identiques au cas n°1. Dans ce cas, ce facteur n'a pas d'influence significative sur les résultats calculés avec les deux logiciels.

La méthode de regroupement des raies d'émissions par Dosimex est expliquée en Annexe 5.

### 3, Modification de la position des écrans

Pour les cas n°4 et n°5 comportant une modification de la position des écrans, les résultats sont strictement identiques au cas n°1 à la fois avec Dosimex et avec Microshield.

La figure 26 présente les résultats de DED et de build-up obtenus lors de la modification de la position des écrans dans l'étude du puit de mesure.

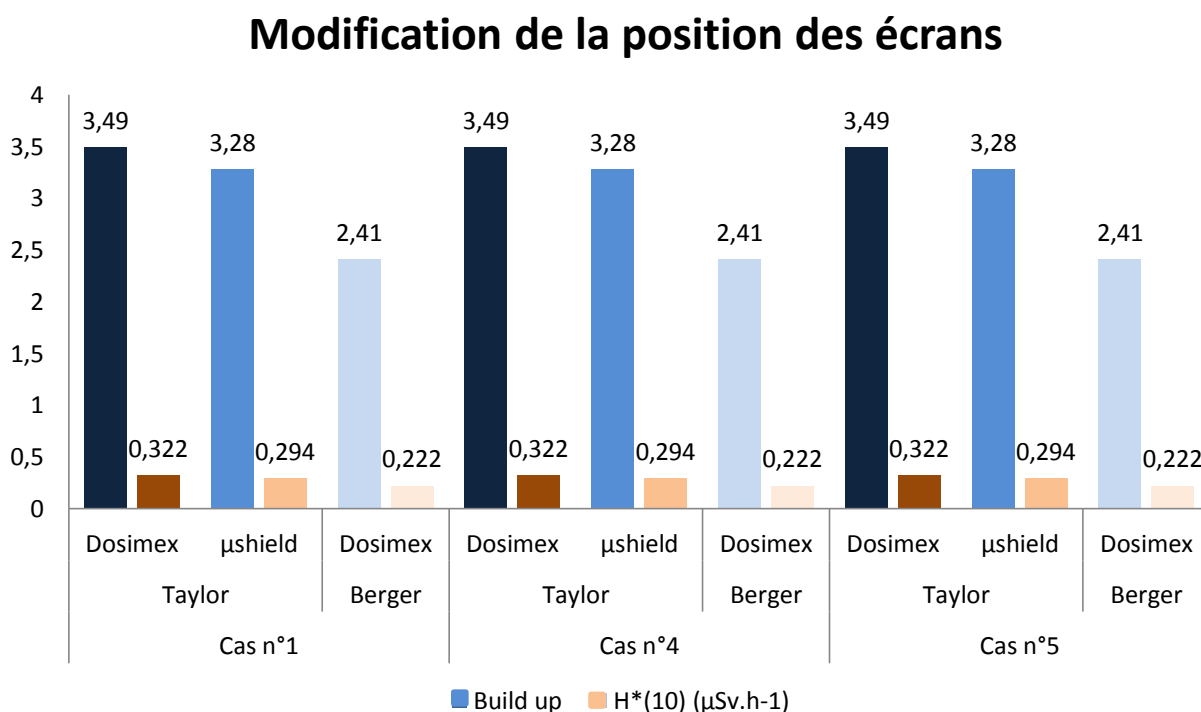


Figure 266 : DED et Build-up obtenu lors des modifications de positions des écrans

L'obtention de résultats identiques est prévisible et n'est pas si étonnante. En reprenant les formules de calculs des débits de fluence de chaque logiciel :

- Dosimex : 
$$\phi = \frac{A.I(\gamma)}{2} * \left(1 - \frac{d}{\sqrt{d^2 + \frac{1}{\pi}}}\right)$$

- Microshield : 
$$\phi = \frac{A.I(\gamma)}{4.\pi.d^2}$$

Il est possible de voir que la distance source-point de mesure (d) intervient. La distance entre les écrans n'est présente dans le calcul ni pour Dosimex ni pour Microshield. Le facteur d'atténuation en ligne droite prend en compte l'épaisseur des écrans mais ne considère pas leur position.

L'ordre des écrans n'est pas ici un facteur influant sur le calcul de débit de dose pour les deux logiciels. Cette information peut permettre de simplifier la géométrie du dispositif pour le calcul et de faire gagner du temps à l'utilisateur lors de la modélisation des écrans.

#### 4, Différence entre cas classique et cas majorant

Il est également possible d'observer une diminution des écarts entre les résultats fournis par les deux logiciels dans le cas majorant (cas n°2). Les épaisseurs d'écrans sont plus faibles que dans les cas précédents, ce qui limite le rayonnement diffusé. De plus, dans le cas n°2, un seul type d'écran est traversé, ce qui engendre moins d'erreurs lors des calculs.

L'utilisation de coefficients d'atténuation massique différents entraîne des écarts dans les calculs d'atténuation en ligne droite et dans la détermination du facteur build-up. La réduction du nombre d'écrans diminue l'importance de ce facteur dans le calcul et entraîne un écart de 4.16% dans ce cas n°2 contre 9.75% dans le cas classique.

#### 5, Écrans composites

La définition d'écrans composites de densité plus importante que celle des matériaux proposés par Dosimex entraîne une diminution des valeurs de DED obtenues par les deux logiciels.

	Cas n°1	Cas n°3	Écart relatif
H*(10) ( $\mu\text{Sv.h}^{-1}$ ) Microshield BU Taylor	0.294	0.289	2%
H*(10) ( $\mu\text{Sv.h}^{-1}$ ) Dosimex BU Berger	0.222	0.210	6%

La modification de la composition et de la densité des matériaux entraîne seulement un écart de 2% pour les calculs de Microshield et un écart de 6% avec Dosimex. Cela met en évidence la faible influence de ce paramètre sur le calcul.

Il n'est pas possible de comparer les résultats entre les deux logiciels. En effet, du fait de la prise en compte des écrans composites, Dosimex ne permet d'utiliser que la méthode de Berger. Comparer des résultats obtenus par deux formules de Build-up différents entraîne dans ce cas des écarts de 27.20% qui ne sont pas déterminants pour l'analyse.

Des simplifications sont possibles lors de la modélisation des géométries :

- Utilisation des matériaux proposés par Dosimex et Microshield
- Modification de la position des écrans possible
- Regroupement des écrans
- Regroupement des énergies

## 6, Sources cylindriques

A la différence des résultats pour les sources ponctuelles, dans le cas des sources cylindriques, les résultats déterminés par Microshield sont supérieurs à ceux déterminés par Dosimex. De plus, les écarts de résultats entre les deux logiciels (14% et 20 %) sont plus grands qu'avec les sources ponctuelles (inférieurs à 10 %).

	Microshield	Dosimex	Écart relatif
Cas n°1 - Classique	0.250	0.214	-14.45%
Cas n°2 - Majorant	0.373	0.298	-20.12%

Ces écarts peuvent s'expliquer par la prise en compte de l'auto absorption dans la source volumique. Elle est réalisée de façon différente par chacun des logiciels :

- Microshield : découpages de la source en épaisseurs égales.
- Dosimex : découpage de la source en épaisseurs de plus en plus fines (fonction puissance) à mesure qu'on se rapproche du point de mesure.

Pour montrer l'influence de ces méthodes différentes de découpage de la source et parce que les résultats intermédiaires ne sont pas fournis par Dosimex et Microshield, une comparaison a été réalisée via MCNP. Cette étude est développée en annexe 8.

## IV, 4, b, Discussions

Cette étude a été menée à la demande d'un client pour connaître le débit de dose induit par la source de  $^{133}\text{Ba}$  à l'extérieur de la géométrie.

La réponse donnée aux collaborateurs est la suivante :

- Le cas le plus pénalisant a été communiqué
  - o Résultats du cas n°2 avec Dosimex :  $0.359 \mu\text{Sv.h}^{-1}$
  - o Ce DED a été arrondi à  $0.4 \mu\text{Sv.h}^{-1}$

A la suite de cette estimation une mesure réelle a été réalisée :

- Conditions et résultats réels :
  - o La source est placée dans la géométrie de référence
  - o La source est placée 3 jours dans cette enceinte
  - o Le DED mesuré à 5cm est de  $0.5 \mu\text{Sv.h}^{-1}$

Cet écart entre les deux valeurs peut s'expliquer par plusieurs paramètres :

- Le détecteur est étalonné pour du  $^{137}\text{Cs}$  et non du  $^{133}\text{Ba}$
- Incertitudes liées à la mesure (appareillage, distance...)
- Incertitudes liées à la modélisation
- Participation du bruit de fond ( $\approx 0.1 \mu\text{Sv.h}^{-1}$ )

## IV, 5, Comparaison entre méthode analytique et méthode probabiliste

Dans le but de caractériser au mieux le comportement de chacun des logiciels, deux méthodes de calculs sont comparées. Les objectifs poursuivis sont :

- Comparaison avec un modèle plus proche de la réalité
- Comparaison avec une méthode probabiliste
- Étude en fonction de la distance point de mesure/écran

### IV, 5, a, Étude du cas classique

La figure 27 présente les valeurs de DED obtenues par les 3 logiciels en fonction de la distance source-détecteur.

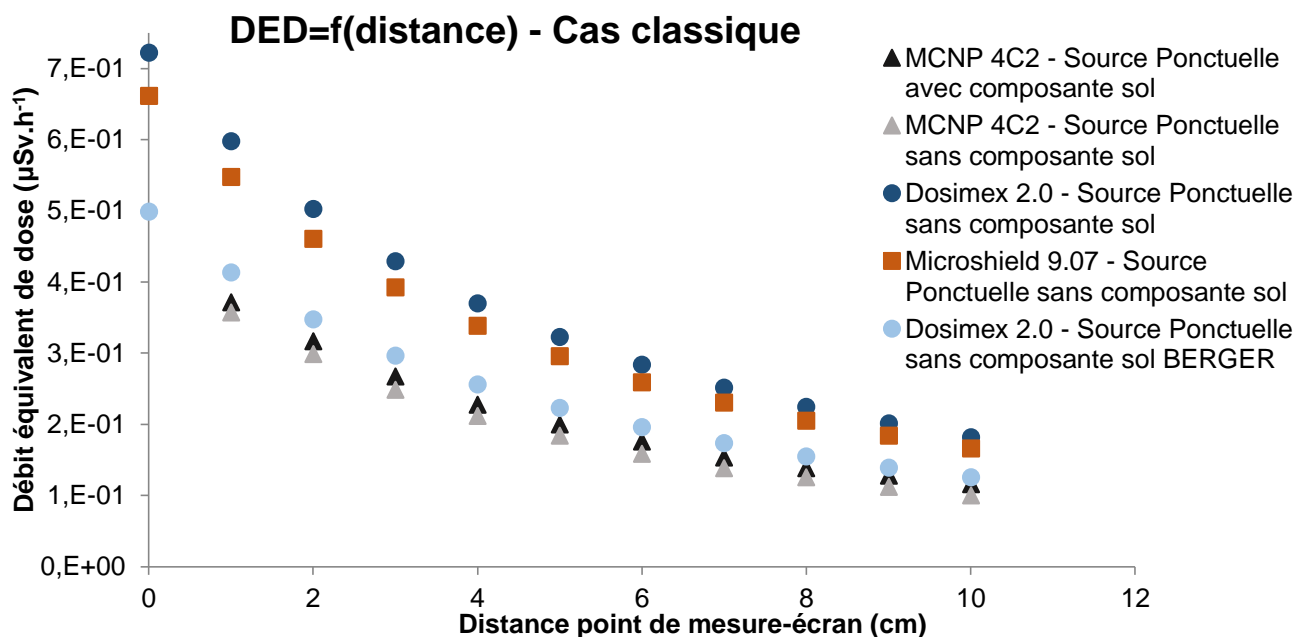


Figure 27 : Graphique présente le DED en fonction de l'éloignement du point de mesure dans le cas classique

Malgré l'utilisation du build-up de Taylor par les deux logiciels, les résultats déterminés par Dosimex et Microshield présentent. Ces écarts s'expliquent par les différences de valeurs dans les bases de données (Voir II, Présentation des logiciels) ce qui a une influence sur :

- le flux de la source (si écart sur intensité de la source) ;
- l'atténuation en ligne droite (si écart sur énergie du rayonnement et écart sur coefficients d'atténuation) ;
- la détermination du build-up (si écart sur énergie du rayonnement de la source).

Selon la figure 27, pour les 3 logiciels, le DED diminue quand la distance source-point de mesure augmente. Cette diminution est due à la réduction de l'angle solide entre la source et le point de mesure au fur et à mesure que le point de mesure s'éloigne de la source.

Une composante a été rajoutée avec MCNP pour déterminer si la présence de matière sous la géométrie de référence pouvait participer au DED via le rayonnement diffusé. Les résultats montrent des valeurs

très proches entre les deux modélisations MCNP. La modélisation avec composante sol en plus donne toutefois des résultats légèrement supérieurs qu'en l'absence de cette composante. Bien que minime, le sol apporte bien une contribution au DED calculé.

#### IV, 5, b, Étude du cas majorant

La figure 27 montre une différence importante des résultats selon l'utilisation du Build-up de Taylor ou du Build-up de Berger avec Dosimex. Ces écarts s'expliquent par la considération d'un Build-up infini lors de l'établissement des coefficients de Build-up de Taylor.

La figure 28 présente les valeurs de DED obtenues par les trois logiciels en fonction de la distance source-détecteur.

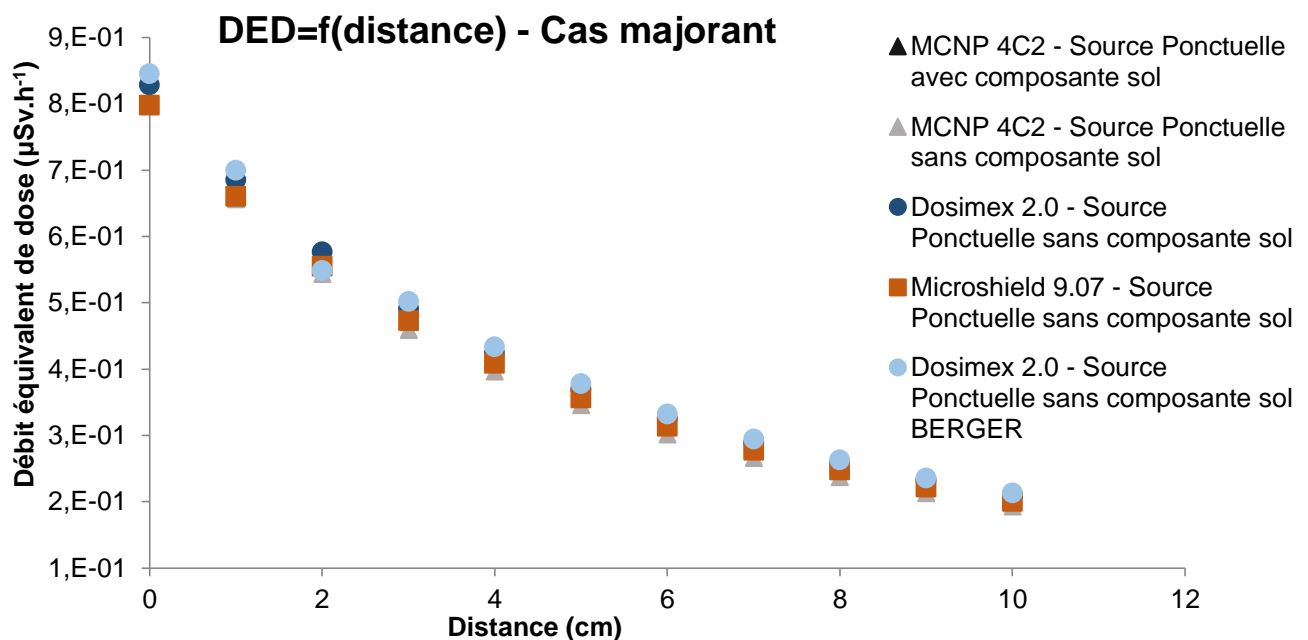


Figure 28 : Graphique présentant le DED en fonction de l'éloignement du point de mesure dans le cas majorant

Les valeurs de DED diminuent avec l'augmentation de la distance source-détecteur. Cet effet s'explique par l'influence de l'augmentation de l'angle solide comme démontré précédemment.

Les valeurs de DED obtenues sont supérieures au cas précédent. Des écrans sont supprimés pour ce cas majorant par rapport au cas classique ce qui induit une atténuation moindre.

Les écarts entre les résultats donnés par chaque logiciel sont beaucoup plus proches que précédemment. La diminution des épaisseurs d'écrans entre la source et le point de mesure implique une plus faible participation du rayonnement diffusé. Cette faible influence du rayonnement diffusé entraîne moins d'écarts sur les calculs de DED.

Quand seule l'atténuation influe sur le calcul de DED les trois logiciels s'accordent relativement bien sur les résultats obtenus. Ces résultats coïncident avec la conclusion effectuée lors de l'étude des Big-bags.

# V, Conclusion et perspectives

Ce stage a été effectué au sein d'AREVA NP dans le service Contrôle Nucléaire du Procédé.

Les études menées portaient sur le comportement de trois codes de calculs de débit de dose : deux déterministes (Dosimex et Microshield) et un probabiliste (MCNP).

Des études ont été réalisées dans des cas réels que sont les big-bags et un puit de mesure.

En plus de ces études, j'ai fait des études complémentaires pour expliquer les résultats sur les big bag et le puit de mesure. J'ai montré l'influence du build-up infini et ses limites. Idem pour l'angle solide.

Sur l'étude du big bag, il a été montré que les ordres de grandeurs sont respectés entre les logiciels. L'enjeu principal des modélisations est la caractérisation du rayonnement diffusé

Sur l'étude du puit de mesure, il a été montré que le build-up semble bien être le facteur de divergence principal entre les 3 logiciels. Des possibilités de simplification de la modélisation ont été mises en évidence :

- L'utilisation de matériaux proposés par les logiciels permet d'obtenir des résultats très proches de ceux obtenus avec les matériaux réels
- Le positionnement des écrans n'influe pas sur le résultat (possibilité de regroupement)
- L'utilisation de bases de données regroupées ne provoque pas non plus de variations des résultats

Des différences sont induites par le passage d'une modélisation de la source comme étant ponctuelle à une source cylindrique.

Finalement, la conclusion est que, pour les codes déterministes, il n'y a pas besoin de représenter correctement la géométrie. Les données de base sont d'une très grande importance. Pour le calcul de Build-up et pour le coefficient flux-dose, il est nécessaire de vérifier que le calcul d'angle solide est adapté à la géométrie de mesure. Le calcul de build-up doit être adapté à la distance source-écran. Pour les calculs MCNP, il faut vérifier que la statistique est suffisante en demandant à MCNP des résultats de calcul pour plusieurs pas de temps afin de vérifier que le calcul converge.

Des expériences supplémentaires réalisables pour compléter ces études sont :

- Comparaison approfondie des bases de données nucléaires
- Étude des regroupements de bases de données effectués par les logiciels
- Comparaison approfondie des bases de données des coefficients d'atténuation

Les résultats obtenus auraient permis de montrer la participation précise de chacun de ces facteurs aux écarts obtenus entre les logiciels.

# Bibliographie

- [1] Ressources intranet AREVA NP.
- [2] Spécification d'acceptation des colis de déchets radioactifs. ANDRA. Mars 2014.
- [3] Point-Kernel method for radiation fields simulation. I.M. Prokhorets, S.I. Prokhorets, M.A. Khazhmuradov, E.V. Rudychev, D.V. Fedorchenko. National Science Center "Kharkov Institute of Physics and Technology", Kharkov, Ukraine. Janvier 2007.
- [4] Calcul de doses générées par les rayonnements ionisants. DOSIMEX 2.0. INSTN, CEA. Alain Vivier, Gérald Lopez. EDP Sciences Juillet 2015.
- [5] Calcul de doses générées par les rayonnements ionisants. DOSIMEX-GX 2.0 Dossier de validation. INSTN, CEA. Alain Vivier, Gérald Lopez. Juillet 2015.
- [6] DOSIMEX-GX 2.0. Code de calcul de dose Gamma et X, manuel d'utilisation. INSTN, CEA. Alain Vivier, Gérald Lopez. Novembre 2015.
- [7] Microshield User's Manual. Grove Software, Inc. 2015.
- [8] Documentation pratique pour MCNP. Version 4c2. Ludovic Mathieu.
- [9] RSICC Computer Code Collection. MCNP4C2. Monte Carlo N-Particle Transport Code System. OAK Ridge National Laboratory. Los Alamos National Laboratory. Juin 2001.
- [10] Méthodologie d'évaluation d'activité des déchets TFA conditionnés en BIG-BAG par une mesure de débit de dose. L.Tondut. Note technique AREVA. Aout 2010.
- [11] Calcul des fonctions de transfert pour la détermination de l'activité de déchets conditionnés en big-bag par une mesure de débit de dose. N.Duquesne, P.Dumas. Note technique AREVA. Janvier 2011.
- [12] New gamma-ray build-up factor data for point kernel calculations : ANS-6.4.3 standard reference data. D. K. Trubey. Radiation Shielding Information Center. Septembre 1988.



# Annexes

## Annexe 1 : La gestion des déchets radioactifs

La gestion des déchets radioactifs sur le territoire français est régie par l'Agence Nationale pour la gestion des Déchets Radioactifs (ANDRA).

En fonction de leurs activités, les colis sont triés selon une norme de classification :

- Très Faibles Activités :  $A < 100\text{Bq}$
- Faibles Activités à Vie Longue
- Faibles et Moyennes Activité à Vie Courte :  $100\text{Bq} < A < 10^6 \text{ Bq}$
- Moyenne Activités à Vie longue :  $10^6 \text{ Bq} < A < 10^9 \text{ Bq}$
- Hautes Activités :  $A > 10^9\text{Bq}$

Lorsque l'activité des colis de déchets est déterminée, ceux-ci sont stockés dans différents centre selon leur classification :

- Déchets FA/MA à vie courte = Soullaine-Dhuys
- Déchets TFA = CIREs de Morvilliers
- Déchets MA/HA à vie longue = Bure (à venir)
- Déchets FA à vie longue = Sur le lieu de production ou au CIREs de Morvilliers.

Exemple de la filière déchets de très faible activité (TFA) :

L'activité moyenne par colis est estimée sur la base de colis stockés au Centre de stockage des TFA (CSTFA). Elle est de l'ordre de 10 à 100 Bq/g. La répartition de cette activité entre les différents radionucléides est déterminée grâce aux spectres-types. Dans le cas des bigbags, le calcul de l'activité est réalisé sur la base d'un colis moyen de 1 m<sup>3</sup>.

L'entreposage des déchets de catégorie TFA se fait différemment selon la durée de vie des RN présents.

Pour des radionucléides de période :

- Très courte (<100j), les déchets sont gardés à l'usine de retraitement pour laisser décroître la radioactivité.
- Courte (<30ans) et des temps de vie long (>30ans), les déchets sont acheminés au centre de stockage de Morvilliers dans l'Aube.

En plus de cette classification, les déchets doivent répondre aux critères radiologiques d'acceptation définis par l'ANDRA. Pour déterminer l'acceptabilité d'un lot de déchets en stockage TFA, un Indice Radiologique d'Acceptation en Stockage est défini :

$$IRAS = \sum_i \frac{Am_i}{10^{classe\ i}}$$

- $Am_i$  est l'activité massique du radionucléide i (Bq/g) dans la masse de déchets
- i est le numéro de la classe TFA (0, 1, 2, 3) du radionucléide (classification tabulé)

Pour être admissible en stockage TFA, un lot de déchets doit respecter deux conditions :

- Le lot de déchets présente un indice  $IRAS \leq 1$
- Les colis constituant le lot présentent un indice  $IRAS \leq 10$

## Annexe 2 : Les spectres types

Un spectre type est une information comprenant :

- les radionucléides en présence et leur niveau d'activité.
- Une liste des RN émetteurs  $\beta$  et leur contribution à l'activité  $\beta$  totale.
- Une liste des RN émetteurs  $\alpha$  et leur contribution à l'activité  $\alpha$  totale.
- Un rapport entre l'activité  $\alpha$  totale et l'activité  $\beta$  totale.
- Une date de référence.

Le spectre type définit les rapports d'activités entre les radionucléides à déclarer à l'ANDRA.

Les activités des RN de la composante bêta, qui ne sont pas mesurables par spectrométrie gamma, sont déterminées à partir de l'activité d'un RN traceur, mesurables par spectrométrie gamma.

Pour les RN de la composante alpha, le traceur peut également provenir d'une mesure neutronique (passive totale ou passive en coïncidence).

Le spectre type est représentatif du procédé chimique mis en œuvre dans l'usine de La Hague ainsi que du combustible retraité. Par conséquent, il dépend de la nature du combustible (PWR, UNGG, etc), et de l'atelier qu'il décrit (dissolution, extraction, vitrification, etc ).

Le spectre type d'un ensemble de déchets est établi à partir :

- De la connaissance de l'historique de l'installation (incidents, fuites...) productrice de déchets et de son procédé : (produits entrants, traitements chimiques...)
- De mesures : spectrométrie gamma, mesures neutroniques, analyses radiochimiques sur prélèvement d'échantillons ou frottis

Le spectre type doit prendre en compte tous les radionucléides dont la présence a été reconnue lors de la première étape de la caractérisation radiologique des déchets.

Lors de la déclaration de l'activité du déchet, ne sont déclarés que les RN dont l'activité dépasse le seuil de déclaration défini par l'ANDRA.

## Annexe 3 : Source et radionucléides

La figure 29 présente les schémas de désintégration propres aux deux radionucléides utilisés : Le  $^{137}\text{Cs}$  et le  $^{60}\text{Co}$ .

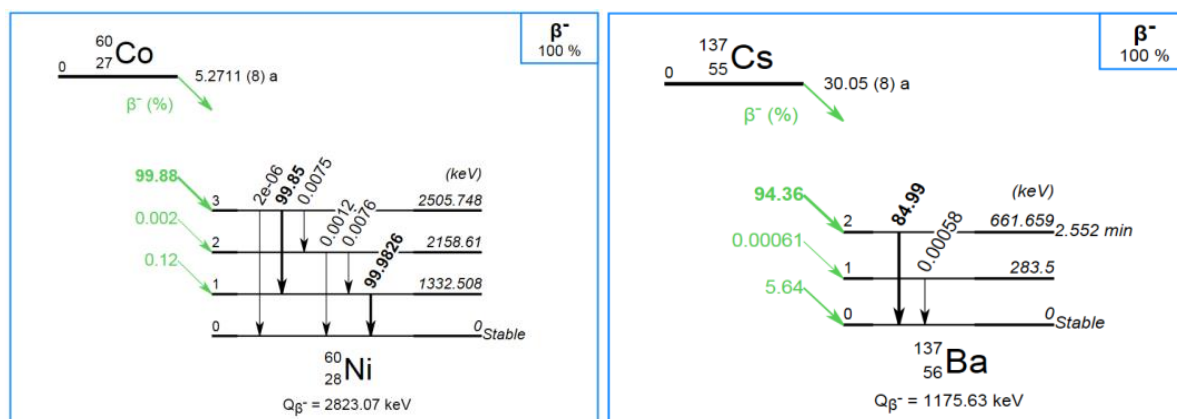


Figure 29 : Schéma de désintégration du  $^{60}\text{Co}$  et du  $^{137}\text{Cs}$

Selon la figure 29 :

- Avec le  $^{60}\text{Co}$ , pour 10000 décroissances sont produits :
  - 9985 photons  $\gamma$  d'énergie  $E = 1173.2 \text{ keV}$
  - 9998 photons  $\gamma$  d'énergie  $E = 1332.5 \text{ keV}$
  - 7.6 photons  $\gamma$  d'énergie  $E = 826.1 \text{ keV}$
  - 7.5 photons  $\gamma$  d'énergie  $E = 347.1 \text{ keV}$
  - 1.2 photons  $\gamma$  d'énergie  $E = 2158.6 \text{ keV}$
  - 0.02 photons  $\gamma$  d'énergie  $E = 2505.7 \text{ keV}$
- Avec le  $^{137}\text{Cs}$ , pour 10000 décroissances sont produits :
  - 8499 photons  $\gamma$  d'énergie  $E = 661.7 \text{ keV}$
  - 5.8 photons  $\gamma$  d'énergie  $E = 283.5 \text{ keV}$

Par conséquent, ne sont conservés que les raies produisant une importante quantité de rayonnements :

- Les raies d'énergie  $E = 1173.2 \text{ keV}$  et  $E = 1332.5 \text{ keV}$  pour le  $^{60}\text{Co}$
- La raie d'énergie  $E = 661.7 \text{ keV}$  pour le  $^{137}\text{Cs}$ .

La raie d'énergie  $661.7 \text{ keV}$  du  $^{137}\text{Cs}$  est en réalité une raie issue du Baryum dans un état métastable avec le Césium, la raie est considérée comme provenant du  $^{137}\text{Cs}$ .

#### Annexe 4 : Table de conversion de l'ICRU57 :

Coeffs de conversion Débit de Fluence en Débit  
équivalent de dose : Table ICRU 57

Energie des photons (MeV)	H*(10)/ø (pSv.cm <sup>2</sup> )
0.01	0.061
0.015	0.83
0.02	1.08
0.03	0.81
0.04	0.64
0.05	0.55
0.06	0.51
0.08	0.53
0.1	0.61
0.15	0.89
0.2	1.2
0.3	1.8
0.4	2.38
0.5	2.93
0.6	3.44
0.8	4.38
1	5.2
1.5	6.9
2	8.6
3	11.1
4	13.4
5	15.5
6	17.6
8	21.6
10	25.6

## Annexe 5 : Table de Build-up de l'ANSI/ANS pour l'eau

R(mfp) = $\mu \cdot x$	Energy (MeV)								
	0.015	0.02	0.03	0.04	0.05	0.06	0.08	0.1	0.15
0.5	1.02	1.05	1.16	1.33	1.61	1.85	2.24	2.43	2.36
1	1.03	1.07	1.23	1.50	1.90	2.46	3.41	4.00	4.12
2	1.04	1.10	1.32	1.77	2.52	3.44	5.66	7.44	8.5
3	1.05	1.12	1.39	1.97	2.94	4.31	7.87	11.2	14.0
4	1.05	1.13	1.45	2.12	3.32	5.13	10.1	15.2	20.5
5	1.06	1.14	1.50	2.26	3.68	5.91	12.4	19.6	28.2
6	1.06	1.15	1.54	2.38	4.01	6.67	14.7	24.4	37.1
7	1.07	1.16	1.57	2.50	4.33	7.41	17.1	29.6	47.3
8	1.07	1.17	1.61	2.60	4.63	8.14	19.6	35.2	58.8
10	1.08	1.18	1.67	2.79	5.20	9.59	24.9	47.7	86.3
15	1.09	1.21	1.78	3.20	6.50	13.2	39.6	86.7	184
20	1.10	1.23	1.87	3.53	7.67	16.7	56.2	137	331
25	1.10	1.25	1.94	3.81	8.75	20.2	74.7	198	534
30	1.11	1.26	2.00	4.06	9.76	23.5	94.8	271	801
35	1.11	1.27	2.05	4.25	10.6	26.5	117	356	1140
40	1.11	1.28	2.08	4.39	11.3	28.9	140	451	1560

R(mfp) = $\mu \cdot x$	Energy (MeV)								
	0.2	0.3	0.4	0.5	0.6	0.8	1	1.5	2
0.5	2.10	1.85	1.76	1.75	1.60	1.53	1.49	1.42	1.39
1	3.64	3.06	2.77	2.57	2.41	2.22	2.10	1.93	1.83
2	7.76	6.35	5.46	4.87	4.49	3.94	3.59	3.09	2.79
3	13.2	10.8	9.06	7.91	7.14	6.04	5.35	4.37	3.82
4	19.8	16.3	13.5	11.6	10.3	8.51	7.37	5.78	4.92
5	27.9	23.0	19.0	16.1	14.1	11.3	9.64	7.30	6.08
6	37.5	31.1	25.4	21.3	18.4	14.6	12.1	8.92	7.30
7	48.8	40.6	32.9	27.3	23.3	18.1	14.9	10.6	8.57
8	61.8	51.7	41.5	34.2	28.9	22.1	17.9	12.5	9.90
10	93.9	78.8	62.5	50.5	41.8	31.0	24.5	16.3	12.7
15	215	181	139	107	84.9	59.2	44.3	27.2	20.3
20	407	342	253	189	143	95.4	68.4	39.4	28.5
25	688	572	410	296	217	139	96.20	52.7	37.4
30	1070	882	614	430	306	190	127	67.1	46.8
35	1580	1280	867	591	410	247	162	82.3	56.6
40	2220	1780	1170	780	529	310	199	98.2	66.6

R(mfp) = $\mu \cdot x$	Energy (MeV)						
	3	4	5	6	8	10	15
0.5	1.34	1.31	1.28	1.25	1.21	1.18	1.13
1	1.70	1.62	1.57	1.48	1.39	1.32	1.23
2	2.43	2.21	2.03	1.91	1.72	1.59	1.41
3	3.18	2.80	2.53	2.33	2.05	1.85	1.58
4	3.95	3.40	3.03	2.75	2.37	2.12	1.76
5	4.75	4.02	3.53	3.18	2.71	2.40	1.95
6	5.57	4.64	4.04	3.62	3.04	2.68	2.15
7	6.42	5.28	4.56	4.06	3.39	2.97	2.35
8	7.28	5.92	5.09	4.51	3.74	3.26	2.55
10	9.05	7.22	6.16	5.43	4.44	3.86	2.97
15	13.7	10.6	8.91	7.79	6.27	5.45	4.11
20	18.6	14.0	11.8	10.3	8.18	7.15	5.36
25	23.6	17.5	14.7	12.8	10.1	8.96	6.71
30	28.8	21.1	17.6	15.2	12.2	10.9	8.15
35	34.1	24.8	20.6	17.5	14.2	12.8	9.63
40	39.4	28.4	23.3	19.5	16.2	14.8	11.1

## Annexe 6 : Regroupement des raies entre deux bases de données dans Dosimex :

Avec regroupement, les raies obtenues avec Dosimex pour le  $^{133}\text{Ba}$  sont :

Terme source			
Source	Ponctuelle		
Radionucléide		Activité	
Ba	133	1.00E+00	Bq

Spectre gamma			
Radionucléide	Isotope	E (keV)	I (%)
Ba	133	31.65 keV	119.6 %.
Ba	133	53.1 keV	2.14 %.
Ba	133	80.9 keV	35.55 %.
Ba	133	186.59 keV	1.091 %.
Ba	133	276.4 keV	7.16 %.
Ba	133	302.5 keV	18.34 %.
Ba	133	359.4 keV	70.99 %.

Sans regroupement, les raies obtenues avec Dosimex pour le  $^{133}\text{Ba}$  sont :

Terme source			
Source	Ponctuelle		
Radionucléide		Activité	
Ba	133	1.00E+00	Bq

Spectre gamma			
Radionucléide	Isotope	E (keV)	I (%)
Ba	133	30.6 keV	34 %.
Ba	133	31 keV	62.8 %.
Ba	133	35 keV	18.2 %.
Ba	133	35 keV	4.6 %.
Ba	133	53.1 keV	2.14 %.
Ba	133	79.6 keV	2.65 %.
Ba	133	81 keV	32.9 %.
Ba	133	160.6 keV	0.638 %.
Ba	133	223.2 keV	0.453 %.
Ba	133	276.4 keV	7.16 %.
Ba	133	302.5 keV	18.34 %.
Ba	133	356 keV	62.05 %.
Ba	133	383 keV	8.94 %.

Lors des regroupements de raies, les intensités de celles-ci sont sommées. Les valeurs d'énergies sont obtenues par une moyenne pondérée fonction de l'intensité d'une raie par rapport à l'intensité totale calculée pour un regroupement.

## Annexe 7 : Étude du temps de calcul avec MCNP:

La figure 30 présente les valeurs de DED (en Sv/gamma tirés) obtenues avec MCNP dans le cas de l'étude du puit de mesure en fonction du temps.

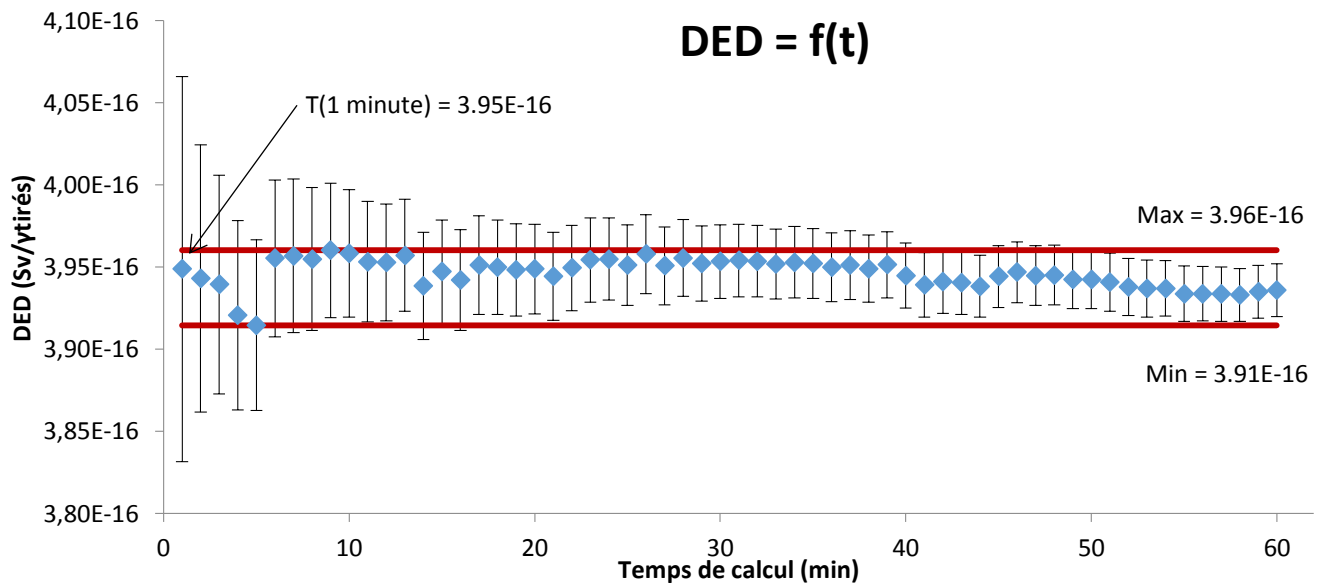


Figure 30 : DED obtenu avec MCNP dans l'étude du puit de mesure en fonction du temps de calcul

## Annexe 8 : Étude de l'influence du découpage d'une source cylindrique :

L'expérience repose sur la modélisation d'un fût de 120 litres. Les dimensions de ce fût sont :

- Diamètre extérieur de 46 cm ;
- Hauteur de 72 cm.

Ce fût possède une paroi de 1 mm d'épaisseur en acier (E24) de densité  $d=7.85$ . Du béton de densité  $d=2.3$  est utilisé pour le remplissage du fût. Les volumes considérés comme volume source ne sont pas remplis de béton mais d'air. Les volumes se trouvant sous le volume source sont remplis d'air. Seuls les volumes supérieurs au volume source sont remplis de béton.

Le point de mesure est placé au-dessus du fût afin de simplifier le découpage.

La figure 31 présente un schéma illustrant deux modes de découpages réalisés lors des modélisations.

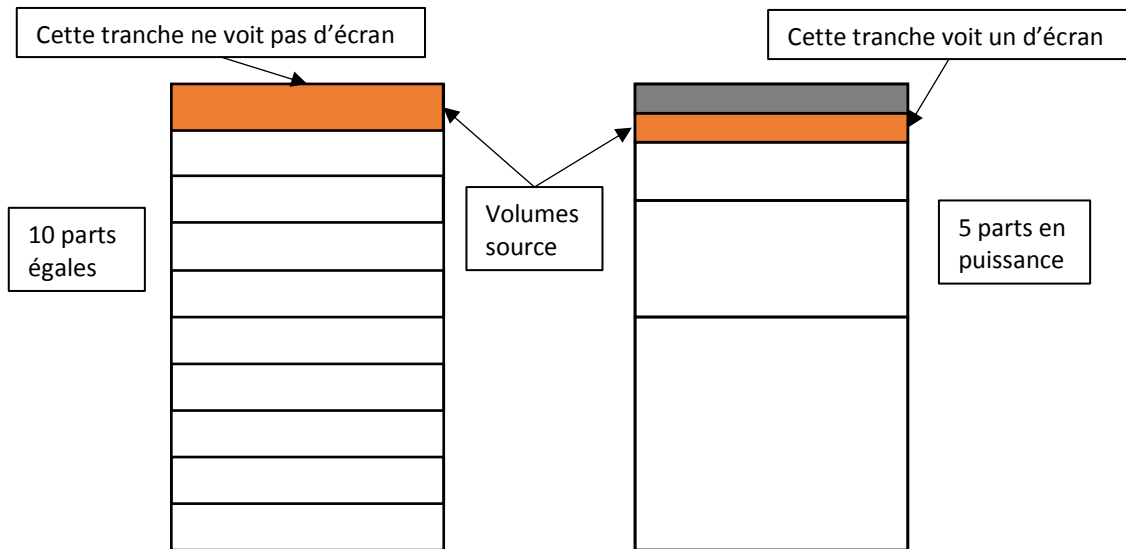


Figure 31 : Schéma d'illustration du découpage des sources

Le découpage uniforme et le découpage en puissance sont effectués en 5 et 10 parts. Le matériau de la part considérée comme volume source est considéré comme étant de l'air. Le volume de fût en dessous du volume source n'est pas en béton mais est considéré comme de l'air. Les volumes au-dessus du volume source sont quant à eux remplis de béton.

Pour cette étude un accumulateur de type F4 est utilisé. La source modélisée est une source de Césium 137 comprenant une raie à 661.7keV d'intensité 85%.

L'objectif est ici de percevoir le DED (Sv/gamma tirés) dû à chaque part.

Pour chacun des volumes source étudiés, la figure 32 présente le DED déterminé au point de mesure pour un gamma émis depuis le volume source. Pour plus de lisibilité, sur la figure 24, seuls les volumes entre 0 et 14.36 cm de hauteur de fût sont présentés. Cela représente :

- 1 volume pour la source découpée en 5 parts égales ;
- 2 volumes pour la source découpée en 10 parts égales ;
- 3 volumes pour la source découpée en 5 parts en puissance ;
- 8 volumes pour la source découpée en 10 parts en puissance.



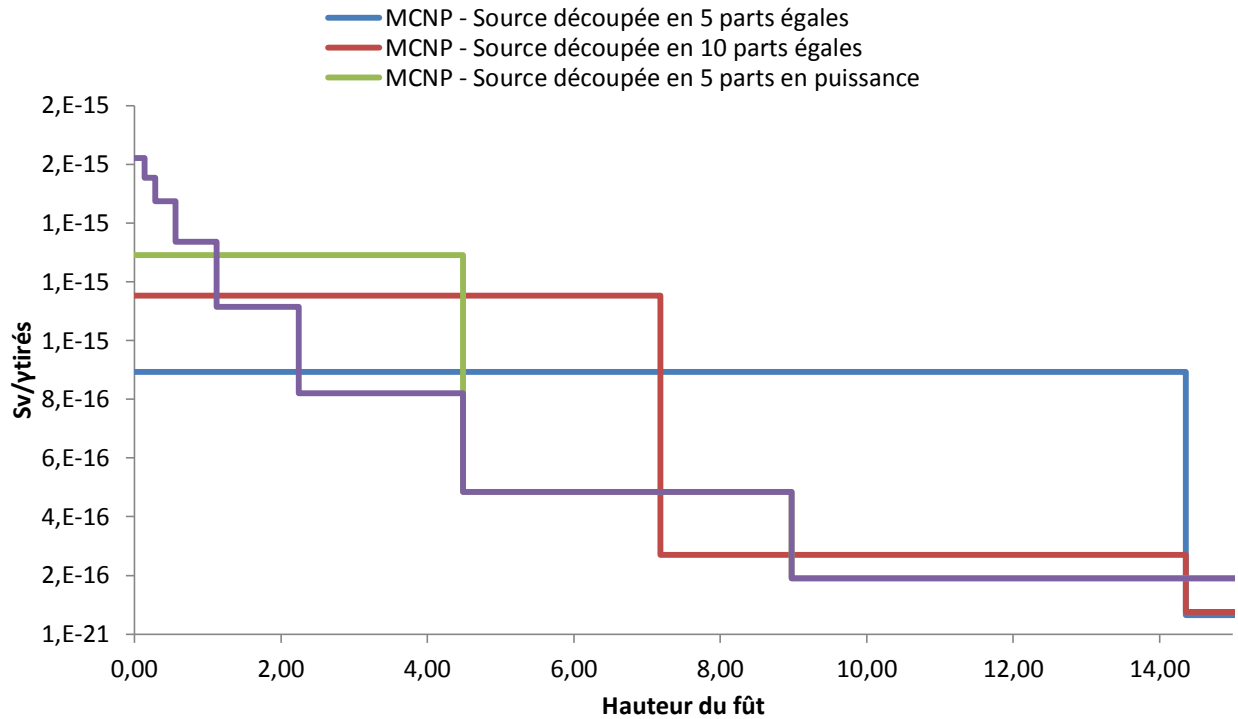


Figure 32 : Flux engendré par chaque part de fût selon le découpage en fonction de la hauteur de fût

Les résultats de la figure 32 semblent montrés que pour le découpage en parts égales la participation des couches supérieures est plus importante que dans le cas d'un découpage en puissance.

Les aires sous les courbes montrent bien que pour un découpage en parts égales la contribution n'est pas linéaire en fonction de la distance source-point de mesure. Plus le volume est divisé en un grand nombre de part égale plus la participation du premier volume est importante.

La figure 33 présente les DED / gamma tiré dans tout le fût pour chacun des découpages de la source.

Le résultat total du flux induit par l'ensemble des tranches, c'est-à-dire le volume entier du fût, n'est pas obtenu directement. Il est la somme des participations de chacune des tranches. Pour calculer cette participation, le résultat fournis par MCNP en Sv/γ tirés est multiplié par le pourcentage de volume que représente la tranche concernée par rapport au volume total.

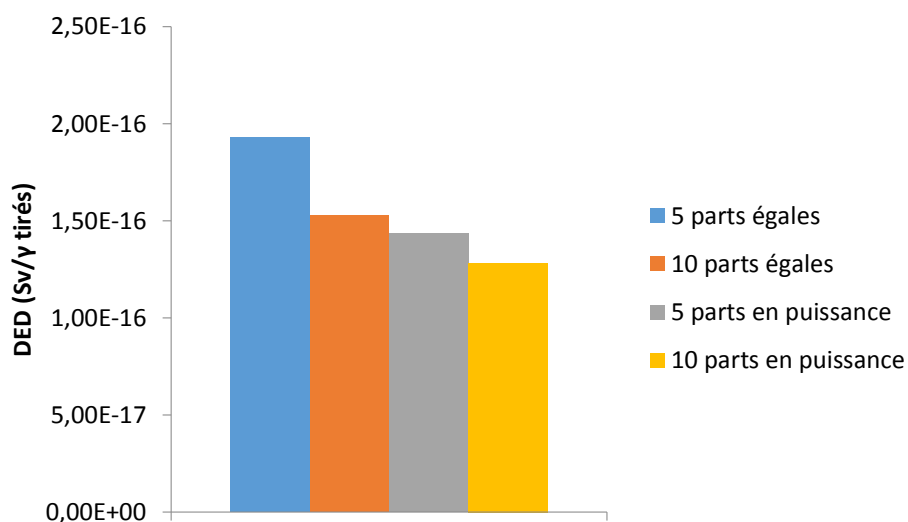


Figure 33 : Histogramme présentant les aires sous les courbes selon les méthodes de découpages des volumes de fût

Sur la figure 33 chaque marche des escaliers représente la participation individuelle des tranches au résultat total induit par le fût.

Le tableau suivant donne les valeurs exactes du DED total obtenues pour les différentes modélisations et présenté sur la figure 29.

	5 parts égales	10 parts égales	5 parts puissance	10 parts puissance
<b>DED (Sv/γtirés)</b>	1.93E-16	1.53E-16	1.44E-16	1.28E-16

Le résultat obtenu pour un découpage en 5 parts égales est supérieur d'un facteur 1.5 par rapport au découpage en 10 parts en puissance. Avec un découpage en 5 parts en puissance le résultat est plus satisfaisant que pour un découpage de 10 parts égales.

Microshield utilisant un mode de découpages en parts égales, ces résultats dans le cas d'une source cylindrique sont supérieurs aux résultats calculés par Dosimex.

Un découpage en puissance est un meilleur répartiteur de la participation de la dose induite par un volume que le découpage en volumes égaux.

## Annexe 9 : Étude de l'angle solide :

Pour mettre en évidence cet effet, des calculs sont effectués en utilisant les formules d'angle solide des logiciels Dosimex et Microshield :

Les deux logiciels utilisent des définitions différentes de l'angle solide. Dosimex considère la mesure de l'angle solide sur un disque de surface 1 cm<sup>2</sup> (figure 34). Microshield effectue une mesure en un point.

Formule d'angle solide de Dosimex :

$$\frac{\Omega}{4.\pi} = \frac{1}{2} * \left(1 - \frac{d}{\sqrt{d^2 + \frac{1}{\pi}}}\right)$$

Formule d'angle solide de Microshield :

$$\frac{\Omega}{4.\pi} = \frac{1}{4.\pi.d^2}$$

La figure 34 est une représentation de l'angle solide et des grandeurs permettant de le caractériser.

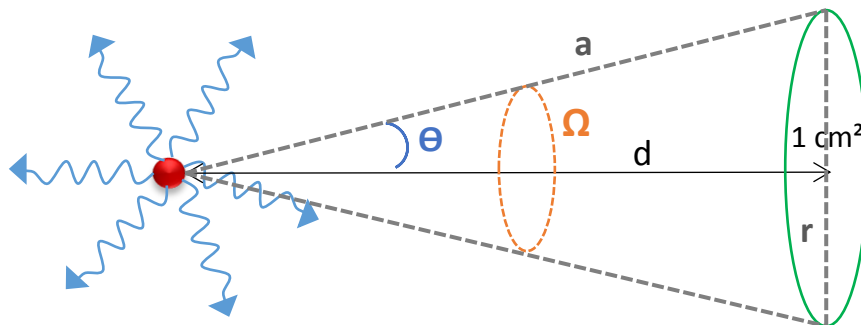


Figure 34 : Schéma théorique représentant la notion d'angle solide

La figure 35 présente les valeurs d'angle solide obtenues avec les formules présentées ci-dessus en fonction de la distance source-point de mesure.

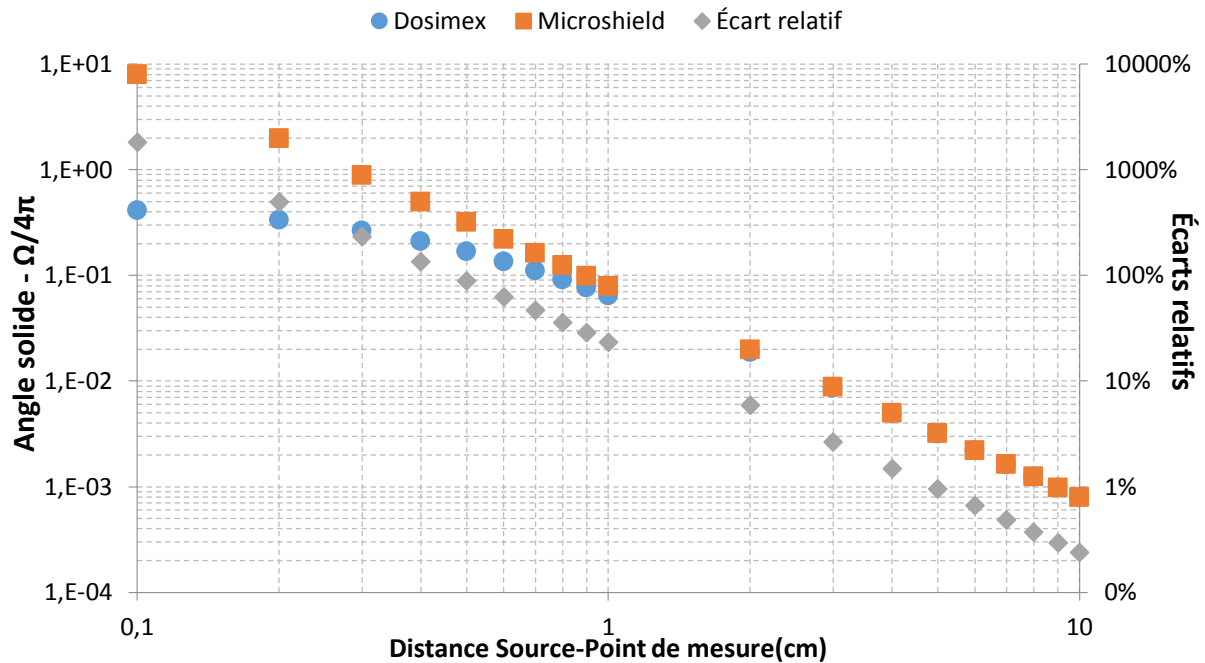


Figure 35 : Valeurs d'angle solide en fonction de la distance Source-Point de mesure pour Dosimex et Microshield

En dessous d'1cm les écarts sont très importants (échelle logarithmique). Les valeurs calculées avec la formule de Microshield sont très importantes au voisinage de 0cm du fait de la présence de la loi en  $1/d^2$ .

Dosimex, en dessous de  $10^{-3}$ cm, admet une asymptote à 50%, soit un angle solide de  $2\pi$ . Ces résultats sont dus au fait que Dosimex considère la source comme ponctuelle et isotrope et que la fluence se mesure dans un cercle inscrit. En rapprochant ce cercle à une distance infime de la source, l'angle solide indique que 50% des rayonnements émis par la source traversent le cercle inscrit.

Une approximation consistant à négliger le rayon du cercle inscrit devant la distance séparant la source du point de mesure (représenté par un cercle de  $1\text{cm}^2$  sur la figure 26) est faite par Microshield. Cette hypothèse simplifiant les formules de calculs n'est plus valide pour des faibles distances et les résultats obtenus ne sont pas physiques.

Pour Dosimex à de faibles distances, l'angle solide atteint la valeur de  $2\pi$ . Pour Microshield qui utilise une loi en  $1/d^2$ , les faibles distances entraînent des résultats divergents.

Sur la figure 35, on observe une diminution des écarts quand la distance source-point de mesure augmente. Ces résultats s'expliquent avec l'expérience menant à la figure 26 : Pour des distances supérieures à 5cm les résultats sont très proches avec les deux formules, ils sont inférieurs à 1%. Ces écarts ne cessent de diminuer avec l'augmentation de la distance.

Microshield indique à l'utilisateur que pour des distances inférieures à 1cm de forts risques d'erreurs sont à considérés (écart d'un facteur 2 selon la figure 35).

Les angles solides calculés sont plus importants à proximité de l'écran. Plus de rayonnements sont alors détectés pour de faibles valeurs d'éloignement et notamment le rayonnement diffusé. Les erreurs associées au calcul de build-up sont plus influentes sur le résultat lorsque la distance d'éloignement est faible ce qui participe aux écarts montrés en figure 35.

En conclusion, réaliser des calculs de DED au contact (moins de 1 cm) n'a pas de sens. Dans la pratique, sera toujours prise une distance d'au moins 5 cm entre le détecteur et la source pour s'affranchir de ces effets indésirables. De même, coller le point de détection sur un écran engendre des biais ou des erreurs de calculs.

## Annexe 10 : Étude du Build-up infini :

Les résultats obtenus avec Dosimex et Microshield pour le build-up de Taylor sont dans chaque cas supérieurs aux résultats MCNP avec et sans sol. Cette surestimation des valeurs de DED est provoquée par la considération d'un build-up infini.

Pour mettre en évidence l'importance de cet effet, des calculs de build-up ont été réalisés avec MCNP. L'expérience consiste à modéliser, des écrans conservant la même épaisseur mais dont la largeur et la hauteur varient. Les dimensions des écrans sont les suivantes (Épaisseur\*Largeur\*Hauteur) :

- Tiroir : 3\*2\*2
- Petit écran : 3\*15\*15
- Moyen écran : 3\*100\*100
- Fort écran : 3\*900\*900
- Écran infini : 3\*1900\*1900

Le cas étudié se base sur l'étude du puit de mesure :

- La source est considérée comme ponctuelle
- L'écran est placé à 1.6 cm de la source (rayon d'une source cylindrique)
- L'écran a une épaisseur de 3cm
- L'écran est constitué d'Aluminium de densité  $d=2.7$

La figure 36 présente les valeurs de build-up obtenues avec MCNP pour différentes dimensions d'écrans.

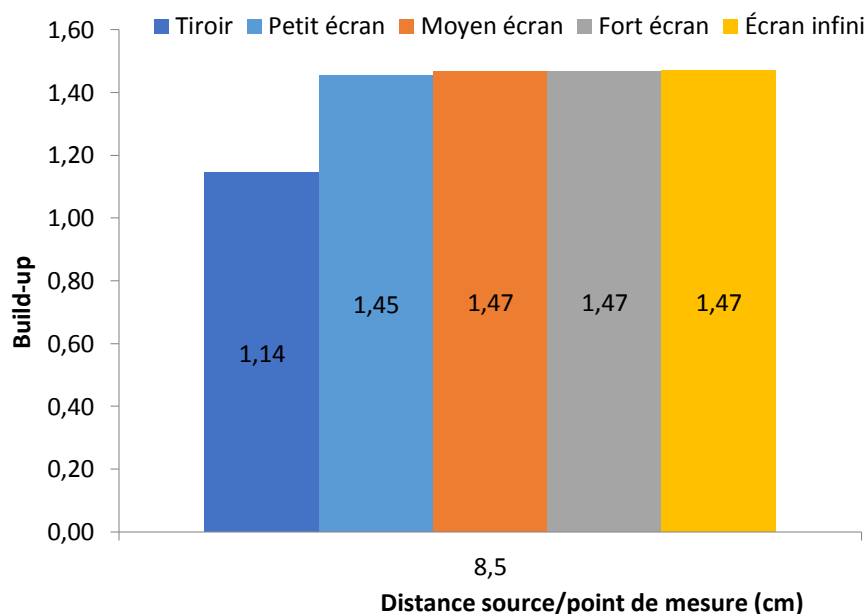


Figure 36 : Build-up en fonction de la distance source-point de mesure pour les différentes dimensions d'écrans avec MCNP

Les résultats montrés par la figure 29 confirment l'influence du build-up infini. Pour un écran de taille réduite, comme le tiroir, le build-up est de 1.14 contre environ 1.47 pour les écrans de tailles plus importantes. Le rayonnement diffusé possède bien une influence sur le DED relative aux dimensions en hauteur et en largeur de l'écran. La valeur maximale de build-up est déjà atteinte pour un écran de 1m\*1m pour une source ponctuelle.

L'utilisation de ce build-up infini par Dosimex entraine une majoration des résultats de DED.