



**PROfil**

# Résolutions de problèmes sur les rayonnements ionisants

**Dosimétrie, instrumentation,  
protection radiologique**

**Laurent Bourgois et Rodolphe Antoni**



# **Résolutions de problèmes sur les rayonnements ionisants : dosimétrie, instrumentation, protection radiologique**

**De l'approche analytique  
à la résolution numérique  
Monte-Carlo via MCNP**



# **Résolutions de problèmes sur les rayonnements ionisants : dosimétrie, instrumentation, protection radiologique**

**De l'approche analytique  
à la résolution numérique  
Monte-Carlo via MCNP**

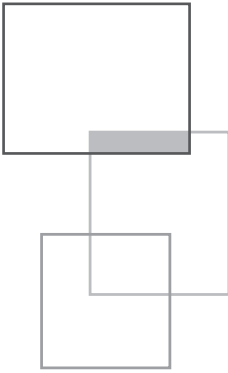
**Laurent Bourgois et Rodolphe Antoni**

*Imprimé en France*

ISBN (papier) : 978-2-7598-2309-3 – ISBN (ebook) : 978-2-7598-2312-3

Tous droits de traduction, d'adaptation et de reproduction par tous procédés, réservés pour tous pays. La loi du 11 mars 1957 n'autorisant, aux termes des alinéas 2 et 3 de l'article 41, d'une part, que les « copies ou reproductions strictement réservées à l'usage privé du copiste et non destinées à une utilisation collective », et d'autre part, que les analyses et les courtes citations dans un but d'exemple et d'illustration, « toute représentation intégrale, ou partielle, faite sans le consentement de l'auteur ou de ses ayants droit ou ayants cause est illicite » (alinéa 1er de l'article 40). Cette représentation ou reproduction, par quelque procédé que ce soit, constituerait donc une contrefaçon sanctionnée par les articles 425 et suivants du code pénal.

© EDP Sciences, 2019



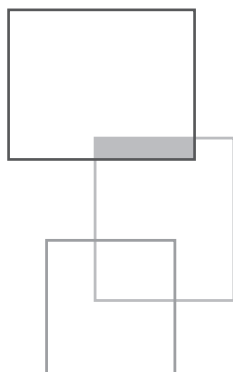
# Table des matières

---

<b>Avant-propos</b>	7
<b>Résumé</b>	11
<b>Chapitre 1 • Calcul des grandeurs radiométriques et dosimétriques (fluence, kerma, dose et équivalent de dose ambiant)</b>	21
1.I Calculs élémentaires du débit de fluence pour différentes géométries de sources	21
1.II Calculs élémentaires d'équivalents de doses ambiants	29
1.III Calcul de dose et de kerma pour les photons dans un milieu avec interfaces	36
1.IV Calcul du débit d'équivalent de dose ambiant dans un tuyau uniformément contaminé	45
1.V Calcul de la dose absorbée en profondeur pour des $\beta$	50
1.VI Calcul du profil de dose absorbée pour des protons de 170 MeV dans l'eau	60
1.VII Calculs du kerma neutron et des spectres microdosimétriques avec un compteur proportionnel équivalent tissu	72
<b>Chapitre 2 • Principes de détection et réponses des détecteurs pour les grandeurs physiques de référence et les grandeurs dosimétriques opérationnelles</b>	91
2.I Chambre fonctionnant en chambre d'ionisation pour les photons et en compteur proportionnel pour les neutrons	91

2.II	Étalonnage au $^{60}\text{Co}$ d'une chambre d'ionisation	104
2.III	Calcul d'un débit de dose dans un FLi	116
2.IV	Mesure de $H'(0.07, 0^\circ)$ pour un spectre $\beta$ avec une chambre d'ionisation à extrapolation	123
2.V	Mesure de l'énergie et de la fluence pour des neutrons rapides mono-énergétiques au moyen d'un télescope à proton de recul	130
2.VI	Mesure de l'énergie par temps de vol pour des neutrons rapides mono-énergétiques	137
2.VII	Mesure du spectre neutronique au moyen des sphères de Bonner sur un poste de travail	141
2.VIII	Mesure d'une dose dans un calorimètre à eau pour un faisceau de protons de 170 MeV dédié à la protonthérapie	149
2.IX	Étalonnage d'un débitmètre neutron avec une source de $^{252}\text{Cf}$	156
<b>Chapitre 3 • Calcul de blindage et d'activation pour différents types d'installations (sources radioactives, générateurs X, accélérateurs...)</b>		167
3.I	Calcul d'un blindage pour une source neutronique d'Am-Be	167
3.II	Calcul du débit d'équivalent de dose ambiant pour une source de photons de $^{60}\text{Co}$ derrière un écran de 4 mètres d'eau	172
3.III	Calcul de la protection biologique autour d'un générateur X	182
3.IV	Calcul d'activation neutronique et du débit d'équivalent de dose ambiant résultant	194
3.V	Calcul du débit d'équivalent de dose ambiant diffusé pour un faisceau de générateur X sur un fantôme d'eau	205
3.VI	Calcul des protections radiologiques autour d'un accélérateur d'électrons avec une cible de conversion X	212
<b>Références</b>		247





# Avant-propos

---

Après un premier ouvrage (en français et en anglais) portant sur la physique de l'exposition externe, les auteurs font le point sur l'état de l'art en matière de calculs dosimétriques et de radioprotection au travers de problèmes liés à des applications concrètes du domaine.

Pour chaque problème, l'ouvrage propose des résolutions au moyen de formules analytiques et semi-empiriques issues de la théorie de la physique nucléaire et des derniers développements de la recherche. Pour certaines problématiques (théorie des cavités, calcul des doses absorbées pour les protons, calculs de grandeurs et dimensionnements autour des générateurs X...), les données et les approches calculatoires les plus récentes figurent parmi les outils employés.

De plus, dans l'essentiel des problèmes proposés, une inter-comparaison avec les résultats numériques issus d'un code de type Monte-Carlo est présentée. En effet, les codes de calculs fondés sur cette méthode sont largement répandus dans les domaines de l'exposition radiologique en raison de la qualité des estimations de grandeurs physiques et dosimétriques auxquelles ils donnent accès. En outre, l'accroissement récent des performances et la démocratisation des moyens de calculs informatiques rendent possible l'usage familier de ces codes nécessitant des ressources de calcul importantes. Le code MCNP développé au laboratoire national de Los Alamos est considéré depuis plusieurs années comme une des références dans le domaine des calculs numériques relatifs à la physique nucléaire ; il a été choisi dans cet ouvrage pour fournir, le cas échéant, les « valeurs vraies » afin d'éprouver les résultats calculés analytiquement ou de façon semi-empirique. Pour chaque cas étudié, les fichiers d'entrée sont fournis dans leur globalité et leur architecture est détaillée. Certaines géométries complexes intervenant dans la définition des scènes radiologiques simulées sont décrites ainsi que les fonctionnalités utilisées pour la

génération et le suivi du transport des particules. Par ailleurs, un accent est mis sur les normalisations des résultats bruts de MCNP et sur les techniques de réduction de variance ajoutées pour faciliter, voire permettre, la convergence des estimateurs statistiques vers le résultat final. Sans se substituer au manuel d'utilisation de ce code, cet ouvrage fournit les éléments nécessaires pour la modélisation, la simulation et l'obtention des grandeurs recherchées dans le contexte des thèmes abordés. L'ensemble des calculs MCNP a été effectué à l'aide de la version 1.0 de MCNP6. À noter que les fichiers d'entrée proposés sont dans l'ensemble compatibles avec les versions antérieures MCNPX et MCNP5. Le code MCNP est distribué par le RSICC (Radiation Safety Information Computational Center) ; son utilisation nécessite une licence distribuée par ce centre.

L'intérêt de la double résolution, analytique ou semi-empirique et numérique, est pluriel et répond à l'exigence de rigueur inhérente aux calculs de physique dans le domaine. Au premier chef, les connaissances théoriques et l'approche analytique qui en découlent permettent de corroborer les résultats numériques obtenus lors de la simulation ; elles peuvent éviter une utilisation courante du code de calcul en « boîte noire », c'est-à-dire sans réelle maîtrise des options physiques implémentées permettant d'aboutir au résultat recherché et sans élément tangible de comparaison pour éprouver ce dernier. Même si le résultat analytique ou semi-empirique ne fournit, en certains cas, qu'une estimation grossière des grandeurs, il n'en demeure pas moins une jauge de la valeur numérique obtenue ou, à tout le moins, fournit les ordres de grandeurs nécessaires à la validation de la méthode numérique choisie. À l'inverse, dans le contexte du dimensionnement radiologique des installations, par exemple, la simulation numérique peut constituer un apport en ce qu'elle peut permettre d'affiner les épaisseurs de protections biologiques calculées préalablement avec un modèle analytique ou semi-empirique. Ajoutons que selon l'objectif du calcul dosimétrique ou de radioprotection, et le degré de finesse du résultat recherché, le choix d'une méthode analytique ou semi-empirique peut s'avérer suffisant, engageant ainsi un coût limité pour l'étude d'ingénierie en comparaison avec celle impliquant une simulation numérique. Enfin, mentionnons, qu'en certains cas, seule une des deux résolutions est possible : le calcul rigoureux du facteur d'accumulation (build-up) en est l'illustration et ne peut être réalisé que de façon numérique.

Trois grandes thématiques, regroupées en trois chapitres, sont traitées dans cet ouvrage :

- chapitre 1 : Calculs des grandeurs radiométriques et dosimétriques (fluence, kerma, dose, équivalent de dose ambiant) ;
- chapitre 2 : Principes de détection et réponses des détecteurs pour les grandeurs physiques de référence et grandeurs dosimétriques opérationnelles ;
- chapitre 3 : Calculs des blindages et d'activation pour différents types d'installations (sources radioactives, générateurs X, accélérateurs...).

Le premier chapitre débute par des calculs de fluence pour des géométries simples à complexes. Ensuite, des calculs élémentaires d'équivalents de dose sont étudiés ; ils constituent des applications simples du code MCNP et permettent de se familiariser avec des fonctionnalités usuelles et classiques du code. Les calculs de dose

absorbée en profondeur pour les rayonnements  $\beta$  et les protons sont également proposés avec une double résolution. De même une étude de profils de dose et de kerma pour une exposition à un champ de photons est détaillée pour des épaisseurs de matériaux successives. Enfin un calcul de kerma de première collision, pour un champ de neutrons, est résolu selon les deux approches et un spectre micro-dosimétrique avec un compteur proportionnel équivalent-tissu est établi à l'aide d'une simulation numérique.

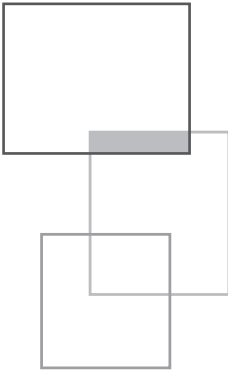
Le deuxième chapitre aborde les principes de détection, la réponse des détecteurs et l'étalonnage de ces derniers pour des applications liées à la radioprotection et à la métrologie des rayonnements ionisants. La détection et la mesure des grandeurs physiques et dosimétriques pour les photons, les neutrons, les électrons, les particules  $\beta$  et les protons  $\gamma$  sont étudiées. L'étude de différents types de détecteurs de référence et des dosimètres absolus fait l'objet des problèmes proposés : chambre d'ionisation, compteur proportionnel, détecteurs thermoluminescents (FLi), chambre à extrapolation, télescope à protons de recul, dispositif pour mesure par temps de vol, sphères de Bonner et calorimètre. Dans ce chapitre, un accent est mis sur l'estimation des termes correctifs d'importance pour la mesure métrologique (*e.g.* atténuation et diffusion dans la paroi d'un détecteur).

Le dernier chapitre est dédié aux calculs de protections radiologiques et aux calculs de l'activation. Plusieurs installations sont étudiées, telles que celles abritant des sources émettrices de photons, de neutrons ou des générateurs X. Outre les calculs analytiques, les difficultés de convergence du code Monte-Carlo, typiques des problèmes de radioprotection, sont abordés et surmontés à l'aide de techniques de réduction de variance. Enfin un problème complet autour d'un accélérateur d'électrons est proposé dans lequel des étapes successives conduisent à l'évaluation du terme source (rayonnement de freinage, réactions photonucléaires...), au calcul de blindage (mur primaire, mur secondaire, effet de ciel), à l'activation de l'air et au calcul de la concentration en ozone.

Concernant la démarche pédagogique de l'ouvrage, chaque problème est indépendant ; le lecteur peut ainsi étudier les problématiques qui l'intéressent dans l'ordre qu'il désire. Néanmoins il est conseillé dans un premier temps de s'intéresser au premier chapitre afin de comprendre et d'assimiler les méthodes et techniques des bases pour les calculs analytiques et Monte-Carlo des grandeurs physiques et dosimétriques.

**Remerciements : Mehdi Ben Mosbah, Cédric Bourgois, Nicolas Estre, Vincent Bottau, Emmanuel Payan et Alain Faussoit**





# Résumé

---

## Chapitre 1 : Calcul des grandeurs radiométriques et dosimétriques (fluence, kerma, dose et équivalent de dose ambiant)

### 1.I Calculs élémentaires du débit de fluence pour différentes géométries de sources

On se propose de calculer le débit de fluence pour des géométries de sources élémentaires. Pour l'ensemble des cas étudiés, les résultats des résolutions analytique et numérique sont comparés. Les objectifs de ce problème sont :

- Calcul de la fluence d'une source ponctuelle (analytique et MCNP)
- Calcul de la fluence d'un faisceau parallèle (analytique et MCNP)
- Calcul de la fluence d'une ligne (analytique et MCNP)
- Calcul de la fluence d'un disque (analytique et MCNP)

### 1.II Calculs élémentaires d'équivalents de dose ambiants

Dans cet exercice, des applications simples de calcul d'équivalent de dose ambiant pour des sources ponctuelles isotropes et pour différents radionucléides sont proposés. Des calculs analytiques et numériques à l'aide de MCNP sont effectués. Les objectifs de cet exercice sont :

- Calcul d'équivalent de dose ambiant pour des sources ponctuelles isotopiques
- Application de la loi des inverses carrés

- Utilisation des facteurs de conversion fluence/équivalent de dose ambiant de la CIPR
- Calcul d'équivalent de dose ambiant et normalisation du résultat à l'aide de MCNP

### **1.III Calcul de dose et de kerma pour les photons dans un milieu avec interfaces**

Cet application propose d'étudier les calculs de la dose et du kerma en profondeur en présence d'une interface. Les objectifs de cet exercice sont :

- Calcul analytique de la dose et du kerma en profondeur pour des photons
- Calcul du kerma et de la dose à une interface
- Calcul de la dose et du kerma avec MCNP

### **1.IV Calcul du débit d'équivalent de dose ambiant dans un tuyau uniformément contaminé**

Pour cet exercice, on se propose de calculer le débit d'équivalent de dose ambiant à l'intérieur d'un tuyau uniformément contaminé. Les objectifs sont :

- Calculs analytique et MCNP du débit d'équivalent de dose ambiant dans une géométrie complexe
- Calcul avec MCNP d'une source complexe

### **1.V Calcul de la dose absorbée en profondeur pour des $\beta$**

Dans cette application, on se propose de calculer la dose en profondeur dans un massif d'eau, en présence d'une source ponctuelle et pour une contamination surfacique de  $50 \text{ cm}^2$  d'une source émetteur  $\beta$ . Les objectifs de cette application sont :

- Calcul de dose  $\beta$  en profondeur de façon analytique
- Calcul de dose  $\beta$  en profondeur à l'aide de MCNP
- Utilisation d'un *mesh tally* pour le calcul de la dose avec MCNP

### **1.VI Calcul du profil de dose absorbée pour des protons de 170 MeV dans l'eau**

Dans cette application, on se propose de déterminer le profil de dose dans l'eau pour des protons de 170 MeV à partir d'une formulation analytique de la dose absorbée en fonction de la profondeur. Une deuxième partie s'attache à détailler la simulation numérique de la dose absorbée dans l'eau et à comparer les résultats obtenus avec ceux déterminés dans la première partie. Dans une troisième partie, la dose absorbée puis l'équivalent de dose directionnel à  $0^\circ$  sous  $70 \mu\text{m}$  sont déterminés de façon analytique et numérique. Les objectifs de cette application sont :

- Calcul analytique de la dose absorbée dans l'eau en fonction de la profondeur, pour des protons
- Suivi des différentes particules mises en mouvement lors des interactions nucléaires dans MCNP
- Création d'un maillage de la dose absorbée dans MCNP

- Détermination d'un pouvoir d'arrêt massique en n'importe quel point de la portée d'un ion léger au moyen de la fonction « ft let » de MCNP
- Calcul d'un spectre micro-dosimétrique au moyen de la carte « ft let », avec MCNP
- Calcul de la grandeur opérationnelle : équivalent de dose directionnel sous 70  $\mu\text{m}$ , pour des ions légers

### **1.VII Mesure du kerma neutron avec un compteur proportionnel équivalent tissu**

Dans cette application, on se propose de mesurer le coefficient de conversion « fluence-kerma de première collision » pour des neutrons de 13.9 MeV au moyen d'un compteur proportionnel équivalent tissu à faible pression (CPET). Une seconde partie concernera la comparaison de ce coefficient avec les différentes valeurs de coefficient de conversion « fluence-dose moyenne aux organes » de l'ICRU, 1998. Enfin une approche MCNP visant à modéliser l'ensemble des résultats obtenus par mesure et par calcul théorique sera proposée. Les objectifs de cette application sont :

- Calcul analytique d'un kerma de première collision pour des neutrons monoénergétiques
- Étude de la technique de mesure de spectre microdosimétrique et du kerma de première collision avec un compteur de Rossi
- Comparaison du kerma de première collision avec les doses moyennes aux organes, l'équivalent de dose ambiant et la dose efficace
- Utilisation dans MCNP de la carte anticoincidence « *pulse-height tally* » et calcul d'un spectre microdosimétrique par simulation numérique
- Calcul du facteur de qualité moyen pour les neutrons à partir du spectre microdosimétrique

## **Chapitre 2 : Principes de détection et réponses des détecteurs pour les grandeurs physiques de référence et les grandeurs dosimétriques opérationnelles**

### **2.I Détecteur gazeux fonctionnant en chambre d'ionisation pour les photons et en compteur proportionnel pour les neutrons**

Dans cette application, on se propose de faire fonctionner successivement un détecteur gazeux en chambre d'ionisation pour un champ photonique puis en compteur proportionnel pour un champ neutronique. Le but étant d'obtenir un raccordement de la grandeur dosimétrique respectivement à un courant et à un taux de

comptage. Cette application a pour vocation de mettre en évidence qu'une même chambre peut être utilisée pour mesurer des grandeurs dosimétriques différentes selon le type de rayonnement et de régime de fonctionnement. Les objectifs de cette application sont :

- Établir si la paroi d'une chambre est équivalent-tissu
- Déterminer le type de cavité en présence selon la théorie des cavités
- Déterminer le courant généré dans une cavité étroite
- Évaluation d'une grandeur opérationnelle à partir de la mesure d'une grandeur physique pour la chambre d'ionisation soumise à un champ de photons
- Comprendre la chaîne d'acquisition électronique, de l'interaction du rayonnement dans le détecteur à l'impulsion comptée et enregistrée, pour un compteur proportionnel soumis à un champ de neutrons
- Calculer une grandeur de protection à partir de la fluence
- Calculer le kerma de première collision dans la paroi du détecteur, pour les neutrons
- Simuler numériquement la réponse en énergie d'une chambre

## 2.II Étalonnage au $^{60}\text{Co}$ d'une chambre d'ionisation

Le but de cette application est de réaliser l'étalonnage d'un radiamètre (type baby-line 81) en équivalent de dose ambient  $H^*(10)$  au moyen d'une source de  $^{60}\text{Co}$ .

Une première partie concerne l'évaluation du kerma dans l'air mesuré par une chambre équivalent-air de référence (type Sp01) dans un laboratoire primaire de métrologie.

Dans la deuxième partie, l'étalonnage en équivalent de dose ambient est réalisé dans un laboratoire secondaire d'étalonnage.

La dernière partie s'attache à étudier la réponse du radiamètre, pour les gamma de  $^{241}\text{Am}$  et à juger, le cas échéant, si l'écart entre la valeur mesurée et la valeur vraie de la grandeur opérationnelle est compatible avec les marges de tolérance prescrites par les normes. Les objectifs de cette application sont :

- Comprendre un processus complet d'étalonnage d'appareils de radioprotection : du laboratoire primaire à l'utilisation sur le terrain
- Calculer l'expression théorique d'un kerma dans l'air pour une chambre d'ionisation
- Comprendre le déroulement d'une procédure d'étalonnage du raccordement avec le laboratoire primaire au coefficient d'étalonnage du radiamètre
- Déterminer la réponse énergétique d'un radiamètre avec MCNP
- Déterminer avec MCNP le facteur de diffusion d'une paroi
- Pertinence d'un étalonnage pratiqué, en fonction de l'énergie mesurée en situation réelle



### 2.III Calcul d'un débit de dose dans un FLi

Dans ce problème, on se propose, dans une première partie, d'appliquer la nouvelle théorie de la cavité (théorie de Haider) pour déterminer la dose absorbée moyenne dans une pastille de FLi scellée dans une coquille d'aluminium.

Dans une seconde partie, une vérification du calcul analytique est réalisée au moyen de calculs MCNP. Les objectifs de cette application sont :

- Application de la nouvelle théorie de la cavité
- Calcul de la dose absorbée moyenne dans un volume sensible à partir de la dose absorbée sous la profondeur de paroi d'entrée du détecteur
- Calcul de dose aux interfaces
- Technique particulière de calcul du facteur de diffusion avec MCNP

### 2.IV Mesure de $H'(0.07, 0^\circ)$ pour un spectre $\beta$ avec une chambre d'ionisation à extrapolation

Dans une première partie, on se propose de mesurer l'équivalent de dose directionnel à  $0^\circ$  :  $H'(0.07, 0^\circ)$  au moyen d'une chambre d'ionisation à extrapolation pour une source de référence de  $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ . Les objectifs de cette application sont :

- Calcul de dose sous la profondeur de la paroi d'entrée pour une chambre à extrapolation
- Calcul d'un courant théorique généré dans le volume sensible à partir de l'estimateur statistique de l'énergie déposée, avec MCNP

### 2.V Mesure de l'énergie et de la fluence pour des neutrons rapides mono-énergétiques au moyen d'un télescope à proton de recul

On se propose dans cet exercice de mesurer, au moyen d'un télescope à protons de recul, l'énergie et la fluence pour des neutrons mono-énergétiques. Cette méthode de mesure est l'une des méthodes préconisées pour caractériser de façon absolue la fluence et l'énergie d'un champ primaire de neutrons rapides. On en déduira ensuite le débit d'équivalent de dose ambiant au point d'interaction du faisceau de neutron et du convertisseur du télescope. Enfin, une comparaison des grandeurs calculées sera réalisée au moyen d'une simulation numérique du télescope dans MCNP. Les objectifs de cette application sont :

- Calcul théorique de l'énergie des neutrons rapides diffusés élastiquement dans un convertisseur organique et détermination de l'incertitude associée
- Modélisation d'un télescope à protons de recul dans MCNP
- Calcul du rendement théorique d'un détecteur
- Calcul de la résolution en énergie

### 2.VI Mesure de l'énergie pour des neutrons rapides mono-énergétiques par temps de vol

On se propose dans cette application de mesurer, par temps de vol (TOF), l'énergie des neutrons mono-énergétiques d'un faisceau primaire. Dans une première partie,

le calcul est réalisé avec l'expression analytique du TOF du neutron pour des données expérimentales. Dans une seconde partie, ce calcul est réalisé avec les résultats MCNP pour des neutrons issus d'un spectre de fusion. Les objectifs de cette application sont :

- Calcul théorique d'un temps de vol
- Technique du TOF avec particule secondaire coïncidente
- Calcul d'incertitude et résolution en énergie pour le TOF
- Calcul du temps de vol au moyen de MCNP avec un spectre de fusion

## **2.VII Mesure du spectre neutronique au moyen des sphères de Bonner sur un poste de travail**

On se propose de calculer les débits de fluence neutronique et d'équivalent de dose ambiant sur 3 bandes d'énergie (thermique – épithermique/intermédiaire – rapide) à partir des 3 sphères de Bonner, pour un spectre réaliste de poste travail.

Dans la première partie de cette application, la réponse des trois sphères de Bonner est simulée numériquement pour les 3 domaines d'énergie. Dans la seconde partie, les fluences pour chacune des bandes d'énergie sont calculées au moyen de la méthode des moindres carrés.

Les objectifs de cette application sont :

- Résolution d'un système d'équations physiques par la méthode des moindres carrés
- Étude du principe de l'algorithme de déconvolution pour déterminer un spectre à partir du signal d'un ou plusieurs détecteurs
- Calcul du rendement d'un compteur proportionnel à  $^3\text{He}$  avec MCNP
- Étude du principe des sphères de Bonner pour déterminer un spectre de neutron de référence
- Calcul d'un coefficient de conversion moyen « grandeur physique-grandeur dosimétrique » pour un spectre énergétique

## **2.VIII Mesure d'une dose dans un calorimètre à eau pour un faisceau de protons de 170 MeV pour la radiothérapie**

Dans ce problème, on cherche à mesurer la dose déposée pour un faisceau de protons d'énergie maximale 170 MeV pour la protonthérapie.

Dans une première partie, la dose absorbée dans l'eau sera évaluée à partir de la variation de température dans les thermistors ; on déterminera le débit de fluence à l'entrée du fantôme d'eau pour que le faisceau de protons de 170 MeV génère une telle dose.

Une deuxième partie consistera à déterminer la charge mesurée par une chambre d'ionisation Exradin T1 positionnée au point de mesure de référence pour le même faisceau de protons.

Une dernière partie, indépendante des deux premières, mettra en évidence la différence de temps de maintien de la variation de température, liée à la dose, pour

un calorimètre à graphite et un calorimètre à eau et pour un faisceau de  $^{60}\text{Co}$ . Les objectifs de cette application sont :

- Calcul de la dose à partir de la variation de température dans un calorimètre à eau
- Détermination de la fluence du faisceau de protons selon la dose en profondeur
- Étude du protocole d'étalonnage d'une chambre d'ionisation dans l'air pour l'évaluation de la dose due aux protons dans l'eau
- Estimation de la durée de la variation de température dans le calorimètre

## 2.IX Étalonnage d'un débitmètre neutron avec une source de $^{252}\text{Cf}$

Dans cette l'application, l'enjeu consiste, dans une première partie, à étalonner un débitmètre neutron en  $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}/\text{c}\cdot\text{s}^{-1}$  avec une source de  $^{252}\text{Cf}$  selon la méthode du cône d'ombre décrite dans la norme ISO 8529-2 (ISO, 2000). L'appareil étudié est une sphère de bonner 8".

Dans une seconde partie, le débitmètre sert à mesurer un spectre typique de poste de travail matérialisé par une solution de  $\text{PuF}_4$  considérée comme ponctuelle. La pertinence de l'étalonnage  $^{252}\text{Cf}$  est ensuite jugée en fonction de l'écart entre la valeur mesurée par la sphère de bonner étalonnée et la valeur vraie du débit d'équivalent dose pour le  $\text{PuF}_4$ . Les objectifs de cette application sont :

- Application de la méthode cône d'ombre de la norme 8529-2
- Calcul de rendement physique et de la réponse en énergie pour une sphère de bonner avec MCNP
- Calcul d'un coefficient d'étalonnage pour un compteur proportionnel
- Appréciation de la pertinence d'un étalonnage en fonction des caractéristiques du champ de rayonnement au poste de travail
- Évaluation de la pertinence d'un étalonnage en fonction des caractéristiques du champ de rayonnement au poste de travail

## Chapitre 3 : Calcul de blindage, et d'activation pour différents types d'installations (sources radioactives, générateurs X, accélérateurs...)

### 3.I Calcul d'un blindage pour une source neutronique de Am-Be

On se propose de calculer le blindage en polyéthylène autour d'une source usuelle de neutrons (AmBe). Les objectifs de cet exercice sont :

- Calcul analytique d'un blindage neutronique
- Calcul d'un blindage neutrons avec MCNP
- Intégration d'un spectre de neutrons dans MCNP

### **3.II Calcul du débit d'équivalent de dose ambiant pour une source de photons de $^{60}\text{Co}$ derrière un écran de 4 m d'eau**

On se propose de calculer le débit d'équivalent de dose ambiant d'une source de photons de  $^{60}\text{Co}$  derrière un blindage important. Les objectifs de cet exercice sont :

- Calcul analytique d'un blindage pour une source de  $^{60}\text{Co}$
- Utilisation du facteur d'accumulation (Build-up) pour les photons
- Calcul d'un blindage avec MCNP
- Utilisation d'un biaisage avec MCNP (*weight-window generator*)

### **3.III Calcul de la protection biologique autour d'un générateur X**

On se propose d'étudier la protection radiologique autour d'un générateur X de 100 kV. Les objectifs de cet exercice sont :

- Calcul analytique de la protection radiologique d'un générateur X
- Calcul numérique avec MCNP de la protection radiologique d'un générateur X
- Calcul d'un spectre X avec MCNP et réutilisation de celui-ci comme terme source pour des calculs

### **3.IV Calcul d'activation neutronique et du débit d'équivalent de dose ambiant résultant**

Dans ce problème, une étude d'activation neutronique est proposée pour un échantillon de  $^{59}\text{Co}$  irradié par un faisceau de neutrons pendant 10 ans. On se propose de calculer l'équivalent de dose ambiant dû à l'activation de l'échantillon à un mètre de celui-ci après un temps de refroidissement de 1 et 5 ans. Les objectifs de cet exercice sont :

- Calcul analytique de l'activation d'un échantillon par des neutrons
- Calcul d'activation avec MCNP à l'aide de la carte « act »

### **3.V Calcul du débit d'équivalent de dose ambiant diffusé pour un faisceau de générateur X sur un fantôme d'eau**

Dans cet exercice, on se propose de calculer l'équivalent de dose ambiant diffusé par un fantôme d'eau irradié par un faisceau de générateur X de 150 kV. Les objectifs de cet exercice sont :

- Calcul du débit d'équivalent de dose ambiant dû au rayonnement diffusé
- Calcul du rayonnement diffusé avec MCNP
- Biaisage d'un calcul MCNP avec l'utilisation d'une sphère DXTRAN

### **3.VI Calcul des protections radiologiques autour d'un accélérateur d'électrons avec une cible de conversion X**

Dans cette application, on se propose d'étudier les problèmes de radioprotection liés à un accélérateur d'électrons d'énergie 20 MeV interagissant sur une cible de conversion en tungstène. Les problématiques de l'activation de l'air, de l'effet de ciel

- Sang in kim, Bong Hwan Kim, Jang Lyul Kim, Jung Il Lee A. (2015) Review of neutron scattering correction for the calibration of neutron survey meters using the shadow cone method. *Nucl Eng Technol* 47: 939-944
- Simpkin D.J., Dixon R.L. (1998) Secondary shielding barriers for diagnostic X-Ray facilities: scatter and leakage revisited. *Health Phys.* 74(3): 350-365
- Stewart, J.E. (1991) Principles of Total Neutron Counting, in Passive Nondestructive Assay of Nuclear Materials (PANDA). Nuclear Regulatory Commission NRC-FIN-A7241, pp. 407-434.
- Thomas D.J. Burke M. (1985) W Value measurement for  $^{241}\text{Am}$  alpha particles in various gases *Phys. Med. Biol.* 30(11): 1215-23
- RADAR—The Radiation Dose Assessment Resource. <http://www.doseinfo-radar.com/>
- Rogers D.W.O., Bielajew A.F., Nahum A.E. (1985) Ion chamber response and  $A_{\text{wall}}$  correction factors in a  $^{60}\text{Co}$  beam by Monte Carlo simulation. *Phys. Med. Biol.* 30(5): 429-443
- Vatnitskya S. *et al.* (1999) Proton dosimetry intercomparison based on the ICRU report 59 protocol. *Radiotherapy and Oncology* 51(3): 273-9
- Vynckier S., Bonnett D.E., Jones D.T.L. (1991) Code of practice for clinical proton dosimetry. *Radiotherapy and Oncology*, 20: 53-63
- Vynckier S., Bonnett D.E., Jones D.T.L. (1994) Supplement to the code of practice for clinical proton dosimetry. *Radiotherapy and Oncology* 32:174-179
- Wattenberg A. (1947) Photo-neutron sources and the energy of the photo-neutrons. *Phys. Rev.* 71(8): 497-507

**PROfil**

# Résolutions de problèmes sur les rayonnements ionisants

**Dosimétrie, instrumentation, protection radiologique**

**Laurent Bourgois et Rodolphe Antoni**

**C**et ouvrage fait le point sur l'état de l'art en matière de calculs dosimétriques, de métrologie des rayonnements ionisants et de radioprotection au travers de problèmes liés à des applications concrètes du domaine.

Il propose des résolutions au moyen de formules analytiques et semi-empiriques issues de la théorie de la physique nucléaire et des derniers développements de la recherche. Pour certaines problématiques : théorie des cavités, calcul des doses absorbées pour les protons, calculs de grandeurs et dimensionnements autour des générateurs X, les données et les approches calculatoires les plus récentes figurent parmi les outils employés. De plus, dans l'essentiel des problèmes proposés, une inter-comparaison avec les résultats numériques issus d'un code de type Monte-Carlo est présentée. Le code MCNP, outil mondialement utilisé, a été choisi dans cet ouvrage pour fournir, le cas échéant, les « valeurs vraies » afin d'éprouver les résultats calculés analytiquement ou de façon semi-empirique. Pour chaque cas étudié, les fichiers d'entrée sont fournis dans leur globalité et leur architecture détaillée. Certaines géométries complexes intervenant dans la définition des scènes radiologiques simulées sont décrites ainsi que les fonctionnalités utilisées pour le suivi du transport des particules. Par ailleurs, un accent est mis sur les normalisations des résultats bruts de MCNP et sur les techniques de réduction de variance ajoutées pour faciliter, voire permettre la convergence des estimateurs statistiques vers le résultat final.

Cet ouvrage s'adresse à un public possédant de solides bases dans les domaines concernés et peut être recommandé à partir d'un niveau de License de physique. Il apportera des éléments théoriques et techniques, aussi bien, aux ingénieurs pour des prestations de calculs qu'aux étudiants de troisième cycle pour leurs travaux de recherche. Concernant la démarche pédagogique proposée, chaque problème est indépendant avec un niveau croissant de difficulté ; le lecteur peut ainsi étudier les problématiques qui l'intéressent dans l'ordre qu'il désire.

*Laurent Bourgois est le chef du Service Protection contre les Rayonnements du CEA, DAM, DIF. Il est l'auteur ou le co-auteur d'une cinquantaine de publications. Depuis 1996, il forme des étudiants en radioprotection dans le cadre du Master 2 de l'université Joseph Fourier à Grenoble.*

*Rodolphe Antoni est ingénieur-chercheur au Laboratoire de Mesure Nucléaire du CEA Cadarache. Il enseigne, depuis une dizaine d'années, la dosimétrie externe au BTS contrôle des rayonnements ionisants et application des techniques de protection (CRIATP) et, plus récemment, au Master européen de Radioprotection (EMRP) de l'INSTN.*

978-2-7598-2309-3



**edp sciences**  
www.edpsciences.org

Les ouvrages de la collection PROfil ont pour vocation la transmission des savoirs professionnels dans différentes disciplines. Ils sont rédigés par des experts reconnus dans leurs domaines et contribuent à la formation et l'information des professionnels.