

RAPPORT DE STAGE

Etude de l'activation du collimateur patient
en protonthérapie de basse énergie

Manon Nirrengarten

Stage de fin d'études
16 février 2015 - 16 juillet 2015

Responsables de stage : Joël Hérault & Adela Carnicer



Abstract

The Centre Antoine Lacassagne in Nice is involved in proton therapy since more than 20 years with the cyclotron Medicyc which supply a 65 MeV proton beam. This device is exclusively used for eye melanoma.

During these irradiations, nuclear interactions between protons and secondary neutrons with the beam components produce instable elements. These isotopes will decay by emitting gamma and beta radiations during a time depending of their radioactive period. The activity induced in the components requires a correct management concerning the radiological protection in agreement with the french law. The determination of the action to be taken (re-use, storage, sending to the ANDRA...) requires the identification of the present isotopes in the piece and their activity. The process of activation depends on particle flux and energy, the composition and mass of the irradiated components and the time of irradiation. The determination of the present isotopes during the irradiation is complex and requires advanced techniques such as the gamma spectrometry or the Monte Carlo calculation.

This work consists in the study of the main isotopes, their activity and dose rate induced in the patient collimators. The method will be mainly based on the Monte Carlo simulation named Fluka which will be validated by means of experimental measures.

We will measure and simulate several experiments which will lead us to the conclusion that Fluka is totally appropriate to this kind of study since all the relatives values match so it enable us to validate the code in a qualitative way. Nevertheless, the absolute values did not match so we can not validate Fluka quantitatively.

We will use a spectrometer whose detection threshold is 1 Bq and we will get the spectra of a brass patient collimator irradiated with a typical treatment beam 274 days before. We will detect ^{57}Co , ^{58}Co and ^{65}Zn so, even if we can not conclude anything in a quantitative way, we can do that in a qualitative way and say that there are isotopes with half life longer than 100 days (^{57}Co and ^{65}Zn) which are still detectable after this time in a patient collimator made of brass.

This document is a work on this subject and as a complementary study on the research of an alternative solution such as a hybrid collimator.

Remerciements

Je souhaite dans un premier temps remercier Joël Héault, responsable de l'unité de physique médicale, qui m'a permis de travailler pendant cinq mois au Centre Antoine Lacassagne de Nice. Malgré son emploi du temps chargé, il a toujours été présent pour répondre aux questions et apporter des explications et hypothèses complémentaires utiles et intéressantes tout au long de cette étude. Ensuite, je remercie grandement Adela Carnicer, physicienne et responsable de la radioprotection du site ouest du CAL, avec qui j'ai travaillé. J'ai appris beaucoup de choses sur ce sujet qui m'a vraiment intéressé, ce qui a fait que ce stage s'est déroulé très vite à mes yeux. Aussi, elle m'a montré quelques facettes de son métier comme les mesures à réaliser dans le bâtiment et en dehors. Elle m'a également énormément conseillé et aidé dans la rédaction de ce rapport. Nous avons bien travaillé et aussi nous avons beaucoup ri ; ce fût un plaisir de travailler ensemble.

Aussi, je remercie toute l'équipe de physique : Anaïs Gérard, Gaëlle Angellier, Régis Amblard et Vincent Floquet qui ont apporté leurs idées au cours de cette étude et qui ont également su répondre aux questions que j'ai pu me poser. La bonne ambiance et la sympathie qui règne dans cette équipe m'a permis de travailler dans des conditions idéales.

Pour finir, je remercie mes collègues de bureau Denis, Marc et Richard qui m'ont accueillie et permis de travailler dans d'agréables conditions, toujours dans la bonne humeur. De même, je remercie Alex, Jean-Claude, Jean-Marc et Serge pour avoir soit usiné les pièces désirées, soit pour nous avoir aidé à nous servir de l'imprimante de traçage (ou trouvé une recharge d'encre !).

Cette étude fut très intéressante et enrichissante, de part les diverses notions que j'ai eu l'occasion d'approfondir. J'ai pu apprendre à me servir de Fluka, ce qui m'a d'ailleurs nécessité un certain temps au départ. Grâce à l'interface Flair, le code Fluka s'apprend sans aucun doute plus facilement, et les applications sont multiples et variées.

Divers outils m'ont beaucoup aidée à analyser les fichiers de sortie suite aux simulations avec Fluka, à savoir principalement les bases de données du NIST (National Institute of Standards and Technology) et du BNL (Brookhaven National Laboratory). Ces outils me serviront sans aucun doute dans la suite de mes études ou recherches.

Il a été intéressant de pouvoir comparer les simulations de Fluka avec les mesures effectuées avec les appareils disponibles au cyclotron ainsi que les mesures spectrométriques réalisées à l'université de Nice. Celles-ci ont été très enrichissante, puisqu'Adela et moi nous sommes rendues sur place, et que la personne qui a procédé aux comptage de nos échantillons, Hervé Michel, a pris le temps de nous expliquer le principe de la spectrométrie et le fonctionnement détaillé des appareils sur place.

Table des matières

1 Contexte du travail et objectifs	5
2 Concepts généraux	5
2.1 Protonthérapie	5
2.2 Bases physiques de l'activation	6
2.3 Cadre réglementaire associé à la gestion de matières radioactives	8
2.4 Méthodes de détermination de l'activation	9
3 Matériel et méthode	12
3.1 Mesures expérimentales	12
3.1.1 Mesures dosimétriques	12
3.1.2 Mesures spectrométriques	15
3.2 Simulation Monte Carlo	18
3.2.1 Calcul du débit de dose et de l'activité pour comparaison avec les mesures dosimétriques	18
3.2.2 Calcul d'un spectre gamma pour comparaison avec des mesures de spectrométrie gamma	18
3.3 Etude complémentaire : conception d'un collimateur hybride	20
4 Résultats	22
4.1 Comparaison entre Fluka et les mesures dosimétriques	22
4.2 Comparaison entre Fluka et les mesures spectrométriques	23
4.3 Résultats de l'étude complémentaire	25
5 Discussion	27
6 Conclusions	28
Annexes	29

1 Contexte du travail et objectifs

Lorsqu'un patient a besoin d'un traitement de radiothérapie oculaire, l'utilisation d'un faisceau de protons est la méthode la plus appropriée ; il s'agit de la protonthérapie. La protonthérapie oculaire est réalisée au Centre Antoine Lacassagne (CAL) à Nice depuis 1987, avec un faisceau de protons de 65 MeV produit par le cyclotron isochrone Medicyc. La taille et la forme du faisceau doivent être adaptées à celle de la tumeur. Pour ce faire, plusieurs éléments sont placés le long du faisceau, tels que le modulateur, le réducteur de parcours et le collimateur patient.

Lorsque les protons collisionnent avec les éléments de la ligne, des réactions nucléaires produites par les protons et les neutrons secondaires entraînent la production d'isotopes radioactifs. On dit que ces éléments sont activés. Les isotopes issus de ces collisions ont des caractéristiques différentes (émission, période radioactive...), et sont produits en diverses quantités. L'activation dépend, parmi d'autres facteurs, de la composition du matériel irradié. L'activation constitue un des problèmes principaux de la radioprotection des installations de protonthérapie, vis-à-vis notamment du risque d'irradiation externe et de la gestion des pièces irradiées. Au CAL, à Nice, le collimateur patient est fait en laiton, un alliage de cuivre et de zinc associé à de faibles quantités de plomb, fer, étain, nickel et aluminium. Ce collimateur, propre à chaque patient, est placé au bout du banc optique, à la sortie du faisceau de protons et permet de collimater le faisceau afin d'optimiser l'irradiation du volume cible.

Après une irradiation, le collimateur patient est une des pièces qui décroît le plus lentement à cause de la présence d'isotopes de périodes radioactives longues. Typiquement, pour les conditions de faisceau d'un traitement, nous mesurons plusieurs dizaines de $\mu\text{Sv}/\text{h}$ sur le collimateur patient, débit qui décroît au bruit de fond après 3 heures environ. Au CAL, les collimateurs patient sont gérés par décroissance radioactive, en étant stockés pendant 1 an après leur utilisation. Le but principal de ce travail est de vérifier si la gestion des collimateurs est correcte, et de proposer des solutions dans le cas contraire. Pour cela, il est nécessaire d'identifier les isotopes présents dans la pièce, notamment les isotopes de longues périodes, ainsi que son activité.

La détermination des isotopes de leurs activités constitue un problème complexe qui nécessite de techniques avancées telles que la simulation Monte Carlo et la spectrométrie gamma. Dans le cadre de ce travail, nous allons utiliser principalement la simulation Monte Carlo, plus particulièrement Fluka, un code libre qui s'avère très pratique pour les calculs d'activation. Puisque le CAL ne possède pas de spectromètres pour la mesure de la faible activité, l'analyse d'un nombre limité de mesures a été convenu avec un laboratoire extérieur dans le cadre de ce travail.

Au CAL, plusieurs études ont été réalisées à l'aide des codes Monte Carlo MCNP et GEANT4 mais aucune avec Fluka. Un objectif important du travail est donc de paramétriser Fluka afin de mettre en place cet outil qui pourra être utilisé par la suite pour des calculs d'activation, et qui sera testé par comparaison avec des mesures dosimétriques et spectrométriques.

2 Concepts généraux

2.1 Protonthérapie

La protonthérapie est une radiothérapie qui utilise des faisceaux de protons. Ces particules présentent des propriétés avantageuses, de part la précision avec laquelle la dose peut être délivrée. C'est pourquoi cette technique de pointe est réservée aux cas où les tumeurs se trouvent à proximité

d'organes critiques et sensibles aux radiations, lorsque les méthodes classiques s'avèrent dangereuses ou moins efficaces.

Les protons s'arrêtent à une certaine profondeur pour une énergie donnée, et déposent le maximum d'énergie en fin de parcours : c'est le pic de Bragg.

Le but est de parvenir à localiser ce pic de Bragg comportant le maximum de dose au sein de la tumeur. Ce pic peut être modulé et repositionné à l'aide d'un modulateur et réducteur de parcours afin d'obtenir un pic étalé qui permet une couverture homogène du volume cible. Ceci est donc obtenu par le biais d'un cumul de plusieurs pics situés à différentes profondeurs pendant l'irradiation. La distribution de dose résultante de cette technique est appelée SOBP (Spread-Out Bragg Peak).

La protonthérapie de basse énergie est principalement utilisée en cas de mélanome de la choroïde, le cancer de l'oeil le plus fréquent chez l'adulte. Il existe deux centres de protonthérapie en France, l'un à Orsay et l'autre à Nice.

Il existe deux modes de délivrance de la dose en protonthérapie : passif et actif. Le mode passif implique que la dose délivrée est conformée au volume cible uniquement grâce à des éléments insérés sur la ligne du faisceau. Ce dernier subit donc des modifications. Au contraire, dans le cas du mode actif, le faisceau est modulé par des éléments actifs tel que des aimants [1].

Le faisceau de protonthérapie oculaire de Nice est délivré par un système passif : la ligne du faisceau, jusqu'au banc optique, contient différents composants, à savoir une pièce en tantale pour agrandir et homogénéiser le faisceau (diffuseur), une pièce en PMMA pour réduire le parcours des protons (réducteur de parcours, utilisé optionnellement) et une roue modulatrice en PMMA avec des épaisseurs variables qui, en tournant, permet de moduler le faisceau en profondeur. Finalement, des pièces usinées individuellement pour chaque patient sont utilisées pour finir d'adapter le faisceau incident à la forme de la tumeur, dont notamment le collimateur patient, fait en laiton.

2.2 Bases physiques de l'activation

L'activation à l'échelle microscopique Les réactions nucléaires de particules avec les noyaux d'un matériel peuvent entraîner la transformation d'un composé initialement non-radioactif en composé radioactif.

Un isotope est caractérisé par son nombre de protons (Z) et son nombre de neutrons (N), et le nombre total de protons et de neutrons est appelé le nombre de masse (A). Avant d'être exposé à une irradiation, la distribution des isotopes de chaque élément est donnée par l'abondance naturelle. Bombarder les isotopes avec des particules entraîne un changement dans leur nombre de protons et de neutrons, c'est ce qu'on appelle la transmutation. En regardant la table des isotopes, nous remarquons que la majorité des isotopes stables est directement entourée d'isotopes radioactifs. Ainsi, si le nombre de protons et de neutrons d'un isotope stable est amené à changer, il y a de fortes chances pour que l'isotope produit soit radioactif.

La spallation est le nom de la réaction nucléaire au cours de laquelle le noyau atomique est frappé par une particule incidente, et le noyau cible se décompose en des particules plus légères. Dans le cadre de cette étude, nous étudierons notamment les conséquences des réactions entre les protons incidents et différentes cibles. A noter que dans une cible épaisse, il est probable que les particules secondaires émises lors de ces collisions interagissent avec d'autres noyaux. Ce phénomène est appelé cascade internucléaire [2].

Les isotopes produits ont des caractéristiques qui leur sont propres. Celles qui nous intéressent sont la période de demi-vie et leur mode de décroissance. Rappelons ici les réactions régissant les différents modes de décroissance.

Le rayonnement alpha correspond à l'émission d'un noyau d'hélium, composé de deux protons et de deux neutrons :



Le rayonnement bêta correspond à l'émission d'un électron (émission β^-) ou d'un positon (émission β^+).

Dans le cas de l'émission β^- , un neutron se transforme en proton et nous avons émission d'un antineutrino électronique pour conserver le nombre leptonique :



Dans le cas de l'émission β^+ un proton se transforme en neutron et nous avons émission d'un neutrino électronique pour conserver le nombre leptonique :



La capture électronique entraîne l'absorption par le noyau, d'un électron situé sur une couche électronique de l'atome. Comme l'émission β^+ , un proton devient un neutron et nous avons émission d'un neutrino électronique :



Les noyaux possédant un excès d'énergie émettent un rayonnement gamma : on dit qu'ils se désexcitent.

L'activation à l'échelle macroscopique La spallation est un processus très complexe, pour lequel de nombreuses chaînes de réaction sont possibles.

Admettons que la quantité radioactive dans le matériel se forme à un taux plus ou moins constant. Si nous partons du principe qu'au départ, il n'y a pas production d'isotopes radioactifs, aucun noyau ne va subir de transition. Mais à partir du moment où les isotopes radioactifs commencent à s'accumuler, les transitions nucléaires commencent et certains noyaux radioactifs seront perdu. Lorsque le nombre de noyaux radioactifs augmente, l'activité et le taux de perte augmentent. Au départ, le taux de perte est beaucoup plus faible que le taux de formation, mais à mesure que la quantité d'isotopes radioactifs augmente, l'activité et le taux de transition augmentent jusqu'à être égal au taux de formation : un équilibre est établi entre le taux de transition et de production. Ainsi, la quantité d'isotopes radioactifs sera constante en fonction du temps. Sous cette condition, l'activité est égale au taux de formation, c'est l'activité de saturation. La Figure 1 illustre cette explication.

L'activation dépend de plusieurs paramètres, à savoir la particule incidente, son énergie, le flux du faisceau, la composition du matériel cible et la section efficace de la réaction de production.

L'activation est décrite par l'équation de Bateman, qui permet d'obtenir le nombre de noyaux d'un

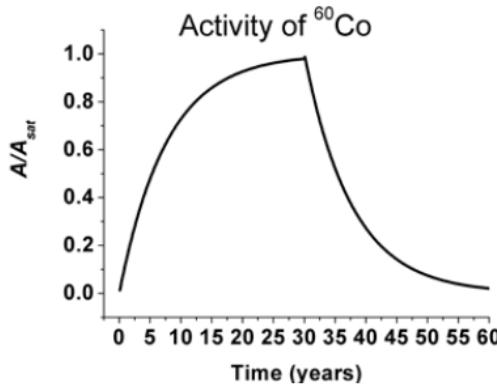


Figure 1: Production et décroissance du ^{60}Co

isotope de type m par unité de temps :

$$\frac{dN_m(t)}{dt} = -N_m(t)(\lambda_m + \phi_x \sigma_{m+x}^{abs}) + \sum_{k \neq m} N_k(t) \phi_x \sigma_{k \rightarrow m} \quad (5)$$

Le premier terme concerne la diminution du nombre de noyaux d'un isotope dû à la décroissance radioactive et au phénomène de transmutation, tandis que le dernier terme contient la production d'isotopes m . La somme signifie que toutes les chaînes de production sont prises en compte [2].

Décroissance radioactive Rappelons rapidement quelques notions essentielles à la compréhension de la suite de cette étude.

Soit N_0 le nombre de noyaux au temps t_0 . Après un temps t , le nombre de noyaux encore présent suit la loi de décroissance :

$$N(t) = N_0 e^{-\lambda t} \quad (6)$$

Où λ est la constante radioactive, reliée à la période de demie-vie radioactive $T_{1/2}$, c'est-à-dire la durée pour que la population de noyaux soit divisée par deux, par la relation :

$$\lambda = \frac{\ln(2)}{T_{1/2}} \quad (7)$$

L'activité est définie comme le nombre de noyaux qui décroît par seconde, c'est-à-dire :

$$A(t) = -\frac{dN}{dt} = \lambda N(t) = \lambda N_0 e^{-\lambda t} = A_0 e^{-\lambda t} \quad (8)$$

2.3 Cadre réglementaire associé à la gestion de matières radioactives

En France le cadre réglementaire concernant la radioprotection est dicté par l'Autorité de Sécurité Nucléaire (ASN). Les règles de gestion des matières radioactives sont décrites dans l'arrêté du 23 juillet 2008 qui dit que les déchets contaminés peuvent être gérés par décroissance radioactive à deux conditions :

- ces déchets contiennent ou sont contaminés seulement par des radionucléides de période radioactive inférieure à 100 jours

- les produits de filiation de ces radionucléides n'ont pas eux-même une période supérieure à 100 jours. Si cela est néanmoins le cas et que le rapport de la période du nucléide père sur celle du fils est inférieur à 10^{-7} , les déchets peuvent être gérés par décroissance radioactive.

Les déchets contaminés peuvent être éliminés comme des déchets non radioactifs s'ils sont gérés par décroissance radioactive. Les déchets ne peuvent être dirigés vers une filière à déchets non radioactifs qu'après un délai supérieur à dix fois la période du radionucléide. En cas de présence de plusieurs radionucléides, la période radioactive la plus longue est retenue. Dans le cas échéant, ce délai peut être écourté sous réserve d'en donner la justification dans le plan de gestion. A l'issue du délai nécessaire à la décroissance radioactive des radionucléides, des mesures doivent être réalisées pour estimer la radioactivité résiduelle des déchets. Le résultat de ces mesures ne doit pas dépasser une limite égale à deux fois le bruit de fond dû à la radioactivité naturelle du lieu de l'entreposage. Les mesures sont effectuées dans une zone à bas bruit de fond radioactif avec un appareil adapté aux rayonnements émis par les radionucléides.

Quand les déchets ne peuvent pas être gérés par décroissance radioactive, ils doivent être envoyés à l'Agence Nationale pour la gestion des Déchets Radioactifs (ANDRA), qui est chargée de la gestion à long terme des déchets radioactifs qui sont produits en France. Cette structure est placée sous la tutelle des ministres chargés respectivement de l'énergie, de la recherche et de l'environnement. Parmi d'autres missions, l'ANDRA s'occupe de collecter les objets radioactifs des particuliers et des collectivités locales, et gère les déchets radioactifs des hôpitaux entre autres.

Les points de l'arrêté vu ci-dessus impliquent donc la connaissance des isotopes présents dans la matière radioactive. Le problème de l'activation étant un phénomène complexe, cette information ne peut être que grossièrement estimée si ce n'est qu'avec l'utilisation de techniques avancées telles que la spectrométrie gamma ou la simulation Monte Carlo ; techniques qui ont besoin d'une certaine expertise.

2.4 Méthodes de détermination de l'activation

Nous étudierons les trois méthodes suivantes de détermination de l'activation. Chacune d'elles a des avantages et des inconvénients :

- la simulation Monte Carlo permet la détermination quantitative et qualitative de l'activité, et l'identification des isotopes. Etant basé sur un calcul, il faut toujours comparer ces résultats avec ceux d'études de référence.
- la dosimétrie permet la détermination des grandeurs dosimétriques (la dose notamment) et ne permet pas l'identification des isotopes ni de leurs activités individuelles.
- la spectrométrie gamma permet l'identification d'isotopes et, sous étalonnage approprié, la quantification de l'activité de chaque isotope.

Monte Carlo Les calculs liés à l'activation sont compliqués, puisque les particules doivent être suivies notamment lorsque des particules secondaires sont produites, puis lorsque celles-ci en produisent d'autres et ainsi de suite. Les simulations Monte Carlo sont très utiles pour étudier ce genre de réactions

en chaîne. Le code de la simulation nécessite une base de données contenant les sections efficaces de toutes les réactions possibles. Ces données sont tirées de librairies issues de données expérimentales, qui sont combinées avec celles de modèles si les données expérimentales sont insuffisantes.

Les simulations Monte Carlo sont employées afin de générer les solutions d'équations de paramètres stochastiques, c'est-à-dire des équations qui ne peuvent pas être résolues de manière analytique [3]. Fluka est le nom du code de calcul dont nous allons nous servir au cours de cette étude ; il est basé sur la méthode Monte Carlo.

De nos jours, la plupart des modèles utilisés dans le cas de simulations sont basés sur des mécanismes de cascades internucléaires ; c'est notamment le cas de Fluka.

Fluka permet de simuler avec une haute précision, l'interaction et la propagation d'environ soixante particules dans la matière, incluant les photons et les électrons de 1 keV à 1 TeV mais aussi les neutrons, les muons, les hadrons, les ions lourds et toutes les antiparticules correspondantes.

Initialement développé en 1962 par le INFN et le CERN pour la physique de haute énergie, ce code couvre depuis les années 1991 des énergies plus faibles pour l'intérêt thérapeutique.

La version actuelle de Fluka a été utilisée avec succès dans la physique des rayons cosmiques en réalisant notamment la première simulation de flux de neutrino en 3D, l'étude des accélérateurs en travaillant entre autre sur les interactions entre les composants de l'appareil et le faisceau ou encore la protection aux rayonnements, la dosimétrie, la radiobiologie et la thérapie.

L'implémentation des réactions photonucléaires de Fluka a été évaluée avec succès avec des expériences d'activation et de spectrométrie neutronique. Ce code a été très utilisé pour prévoir l'activation et les dégâts des radiations : calcul de l'activité spécifique et du débit de dose équivalente résiduel comparé avec des expériences, et appliqué par exemple dans la région de collimation du LHC après un an d'opération [4].

Fluka s'avère en plus très pratique pour les calculs d'activation car il est particulièrement bien adapté à ce type de problèmes. L'utilisateur peut définir le temps d'irradiation et le cooling time (temps écoulé à partir de la fin de l'irradiation), et ainsi obtenir la liste d'isotopes et leurs activités. C'est pourquoi ce code est largement employé dans ce domaine ([5], [10]).

Avec ce programme, il est possible de modéliser des géométries d'irradiation complexes, ce qui va permettre d'obtenir des résultats précis. En effet, divers types de figures géométriques peuvent être définis (plans, parallélépipède, sphère, cylindre, ellipsoïde) puis combinés afin d'accéder à l'architecture désirée. La détermination des matériaux composant la géométrie est possible à l'aide des 25 types de matériaux prédéfinis dans Fluka, et il est possible d'en créer des nouveaux ou bien de définir des matériaux composés.

Nous utiliserons au cours de cette étude l'interface Flair, qui permet de faciliter l'utilisation de Fluka.

Détecteurs En pratique, nous allons mesurer l'activité d'une pièce avec le MIP10 et le débit de dose avec la Babyline ou le FH40.

Nous avons deux sondes associées au MIP10, qui ont des propriétés différentes. La sonde SMIB permet de mesurer la contamination surfacique β tandis que la sonde SMIG permet de mesurer la contamination surfacique γ . A part dans le cas de notre première expérience, nous relirons les sondes à une imprimante qui nous permettra de tracer la décroissance liée à l'irradiation effectuée.

La Babyline et le FH40 sont des détecteurs qui mettent en jeu l'ionisation des gaz. La Babyline est constituée d'une chambre d'ionisation à air à paroi équivalent tissu, et à capuchon amovible. C'est-à-dire que la paroi de la Babyline est comparable au tissu de la peau, et donc ce que nous pouvons mesurer avec la Babyline correspond à ce que la peau recevrait dans les mêmes conditions. Le capuchon amovible quant à lui, sert à mesurer les particules α et β lorsqu'il est retiré de la Babyline, et les rayonnements X et γ lorsqu'il est laissé sur la Babyline. L'unité de mesure est le $\mu\text{Gy}/\text{h}$. Le FH40 quant à lui est un détecteur Geiger-Muller, c'est un appareil de mesure du rayonnement dont le débit de dose est exprimé en $\mu\text{Sv}/\text{h}$.

Le MIP10 se présente sous la forme d'un boîtier sur lequel nous pouvons lire le nombre de coups par seconde détecté avec la sonde employée ; nous utiliserons une sonde SMIB et une sonde SMIG. La sonde SMIB est un scintillateur plastique tandis que la sonde SMIG est un scintillateur NaI. Il existe deux types de scintillateurs : les minéraux (tel que le NaI activé au thallium), et les organiques (plastiques ou liquides). Ils ont des capacités différentes, par exemple les scintillateurs minéraux ont un bon pouvoir d'arrêt et un bon rendement lumineux, mais une forte constante de temps (non adaptée aux comptages élevés) et une forte sensibilité aux variations de température. Les scintillateurs organiques quant à eux, ont une faible constante de temps et sont faciles à usiner, mais présentent un mauvais rendement lumineux et un mauvais pouvoir d'arrêt.

Toutes mesures avec un détecteur n'est pas une mesure absolue. Il faut donc calibrer le détecteur équipé d'une sonde donnée avec une source d'activité connue (et délivrant le même type de rayonnement que celui détecté par la sonde). Dans notre cas, il s'agit d'une source de ^{90}Sr .

Les fiches techniques de tous ces instruments sont données en Annexe 3.

Spectrométrie La spectrométrie gamma est une technique de mesure nucléaire très utilisée pour identifier des éléments radioactifs. C'est en mesurant l'énergie des rayonnements gamma émis que l'identification des isotopes est possible. Les mesures par spectrométrie gamma permettent de construire des spectres donnant la population de photons détectés en fonction de leurs énergies. A la différence de la dosimétrie, la spectrométrie permet, après un étalonnage approprié, l'analyse qualitative et quantitative de l'activation [6] :

- une analyse qualitative : identifier les différents radioéléments en étudiant les pics. En effet, lorsque nous identifions un pic, nous disposons d'une gamme énergétique, il suffit alors de rechercher dans la littérature les éléments qui ont leur raie principale dans ce domaine. Nous obtenons généralement un nombre d'isotopes possibles relativement restreint. L'étude des raies secondaires permet alors d'identifier les éléments avec une bonne certitude. Si un doute persiste encore, l'étude de la décroissance des pics et donc la période radioactive permet d'identifier les constituants de l'échantillon de manière quasi certaine.
- une analyse quantitative : elle vient après l'analyse qualitative. Il s'agit de déterminer l'activité des différents radioéléments dans l'échantillon étudié.

Pour une analyse qualitative, le spectromètre doit être étalonné en énergie. Les photons sont comptés et classés par ordre d'énergie ; au préalable, le spectromètre a été étalonné avec des sources dont les pics d'énergie sont connus, afin de définir l'échelle d'énergie en abscisse [7]. De cette manière,

les différents canaux constituant l'échelle correspondent à l'énergie. C'est ainsi qu'est obtenu le spectre d'énergie ; il s'agit du graphique comprenant en abscisse l'énergie et en ordonnée le nombre de photons répertoriés.

Pour une analyse qualitative, on part du nombre de coups N mesurés par le spectromètre pour un temps de mesure t , et l'activité doit être calculée comme suit :

$$A = \frac{N}{\epsilon * p * t} \quad (9)$$

Avec N le nombre de coups, ϵ l'efficacité du détecteur, p la probabilité de désintégration de l'isotope et t le temps de mesure.

Pour un détecteur donné, la valeur de l'efficacité dépend de la géométrie de la pièce (taille, densité) et de la distance du détecteur. Pour les détecteurs utilisés en spectrométrie gamma, celle-ci varie de manière significative en fonction de ces paramètres. C'est pourquoi chaque géométrie de comptage nécessite une calibration qui inclue de multiples énergies connues.

Pour les mesures de faibles activités, le détecteur doit être blindé. A noter que le seuil de détection dépend du blindage.

Plusieurs artéfacts à corriger peuvent intervenir et modifier le spectre, à savoir les temps morts de l'appareil ou encore le fond Compton que nous retrouvons sur tous les spectres.

3 Matériel et méthode

3.1 Mesures expérimentales

Nous procéderons à des mesures dosimétriques dans un premier temps, afin de suivre la décroissance de l'activité et du débit de dose pour différentes cibles irradiées. Dans un second temps, nous chercherons à identifier les isotopes présents en analysant les spectres obtenus par les mesures spectrométriques. Ces expériences seront ensuite reproduites avec Monte Carlo pour la comparaison.

3.1.1 Mesures dosimétriques

Pour les expériences suivantes, nous avons mesuré l'activité, la dose et la décroissance de la cible avec nos mesures dosimétriques.

Expériences réalisées Nous avons procédé à différentes expériences d'irradiation de plusieurs pièces de matériaux d'intérêt dans le banc proton de la salle de protonthérapie oculaire. Nous les avons irradiées avec un pic nu non modulé, et avec le collimateur final de 3,4 cm de diamètre. Le faisceau en sortie du banc avait donc ce diamètre, et l'énergie à l'entrée de la cible était de 62 MeV.

Le montage expérimental était le suivant : les pièces en laiton étaient positionnées à la fin du banc optique (car ces pièces sont circulaires et usinées pour pouvoir être fixées à cet endroit) tandis que les autres pièces (acier, PMMA, aluminium, graphite) étaient positionnées à l'aide d'un support en plastique.

La Figure 2 nous permet de visualiser ce montage dans le cas de l'irradiation de l'acier.

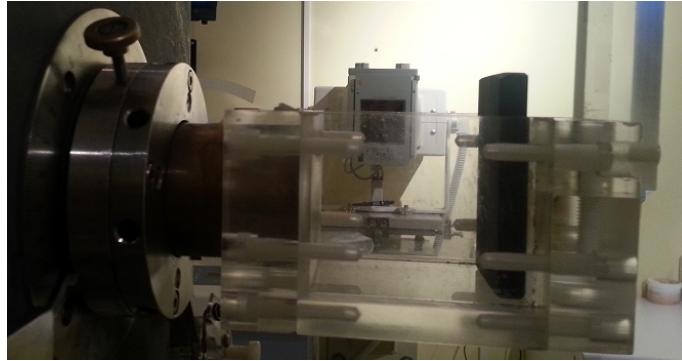


Figure 2: Pièce d'acier positionnée sur un support en plastique pour procéder à l'irradiation

Pièce	Laiton 1	Laiton 4	Acier	Aluminium	Graphite	PMMA
Date d'irradiation	22.09.14	28.05.15	18.06.15	09.07.15	08.07.15	15.04.15
Durée de l'irradiation (s)	4,3	3,9	3,6	3,9	3,9	4,3
Dose au pic (Gy)	13	13	13	13	13	13
Nombre de protons/s	$3,26 \cdot 10^9$	$3,69 \cdot 10^9$	$3,89 \cdot 10^9$	$3,69 \cdot 10^9$	$3,69 \cdot 10^9$	$3,26 \cdot 10^9$
Nombre de protons	$1,40 \cdot 10^{10}$	$1,44 \cdot 10^{10}$	$1,40 \cdot 10^{10}$	$1,40 \cdot 10^{10}$	$1,40 \cdot 10^{10}$	$1,40 \cdot 10^{10}$
Range pour 62 MeV (mm)	6,16	6,16	6,19	15,9	18,4	28,3
Epaisseur de la pièce (mm)	8	8	10	23	32,8	30

Table 1: Tableau présentant les caractéristiques des expériences réalisées, toujours avec un pic nu (non modulé)

Nous avons choisi les épaisseurs des différents matériaux pour que le pic soit absorbé dans la pièce en calculant le range avec SRIM. La Table 1 montre les conditions d'irradiation pour chacune des pièces irradiées. Nous avons tenté d'avoir toujours à peu près les mêmes conditions d'irradiation, correspondant à des conditions de traitement afin de rester dans des conditions réelles. Le calcul du nombre de protons est détaillé en Annexe 1.

A la fin de l'irradiation nous enclenchions le chronomètre afin d'avoir le cooling time et nous retirions la pièce du montage pour l'amener à la salle propre et procéder aux mesures dosimétriques.

Mesures Une fois la pièce irradiée, nous l'emménons en salle propre, ou nous fixons la pièce avec un support puis mettons de chaque côté un détecteur différent. La figure 2 nous permet de visualiser le montage expérimental. Chaque pièce a donc été mesurée avec deux détecteurs, l'un contre la face directement irradiée et l'autre sur la seconde face. A noter que pour chaque pièce, la face directement irradiée était marquée au stylo afin de ne pas la confondre avec l'autre face. Les détecteurs utilisés sont la Babyline, le MIP10 associé à la sonde SMIG, le MIP10 associé à la sonde SMIB, et le FH40.

Nous avons procédé aux mesures jusqu'à ce que celles-ci atteignent les valeurs du bruit de fond. Pour les mesures plus longues nous avons utilisé une imprimante connectée au MIP10 comme nous pouvons le voir sur la Figure 3.

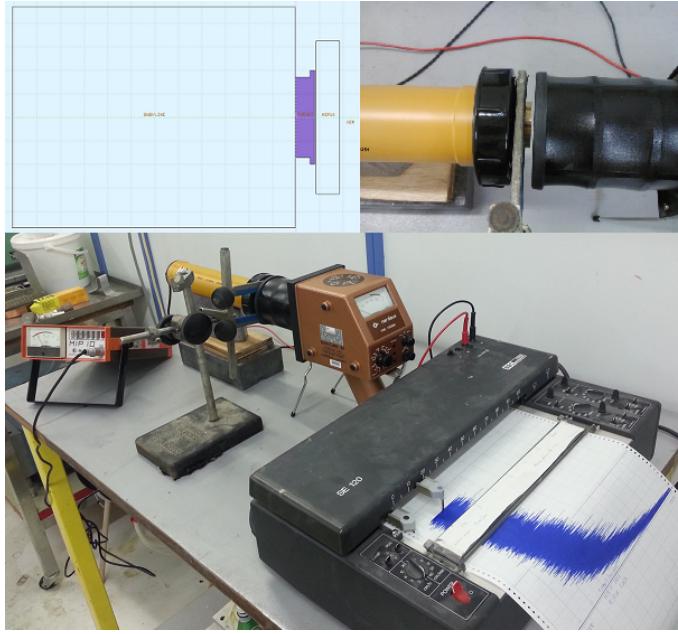


Figure 3: Visualisation du protocole, ici dans le cas du laiton. En haut à gauche : visualisation de la géométrie sur Fluka, à droite : zoom sur la mesure avec la Babyline sur la face directement irradiée et la sonde SMIB du MIP10 sur l'autre, et dessous : visualisation globale de l'expérience, avec l'imprimante de traçage reliée au MIP10.

Le débit de dose a été mesuré soit avec la Babyline, soit avec le FH40. Les lectures du débit de dose ont été seulement corrigées par le bruit de fond de chaque appareil. La source de $^{90}\text{Sr}/\text{Y}$ associée à la Babyline nous permet d'évaluer le bon fonctionnement de l'appareil et de vérifier la stabilité du facteur d'étalonnage.

Pour la mesure de l'activité, on utilise les sondes SMIIG et SMIB. A partir de la mesure N des coups par seconde, l'activité peut être calculée comme suit :

$$A = \frac{N - N_b}{\epsilon_m} \quad (10)$$

Où N_b sont les coups par seconde correspondant au bruit de fond de chaque sonde, et ϵ_m est l'efficacité moyenne. Celle-ci est la moyenne arithmétique de l'efficacité nominal 2π à la surface et l'efficacité à 1 cm. L'efficacité nominal est issue de l'étalonnage de la sonde. Nous avons pris l'efficacité moyenne plutôt qu'uniquement la surfacique, afin de prendre en compte l'atténuation dans le matériel. L'efficacité à 1 cm a été mesurée pour nos deux sondes avec la source $^{90}\text{Sr} / \text{Y}$ de la Babyline, et des pièces usinées de différentes épaisseurs de laiton, cuivre, PMMA et acier. En plaçant une source contre les sondes et en plaçant les épaisseurs de matériaux entre la sonde et la source, nous obtenons plusieurs résultats de mesures répertoriés dans la Table 6 ainsi que le graphique associé, fournis en Annexe 4. Pour l'aluminium et le graphite, nous n'avons pas trouvé de pièces adéquates et nous avons donc utilisé les données de rendement obtenus avec le PMMA car leurs densités sont plus proches de celle du PMMA que celles des autres matériaux disponibles. Nous pouvons remarquer que les résultats ne sont pas exploitables pour le cuivre, le laiton et l'acier avec la sonde SMIB puisque les mesures sont comparable au bruit de fond.

Les efficacités moyennes du SMIB et du SMIG sont montrées dans les Tables 2 et 3 :

Matériaux	Efficacité $^{90}\text{Sr} / \text{Y}$ contact	Efficacité à 1 cm pour une source de $^{90}\text{Sr} / \text{Y}$	Efficacité moyenne
Laiton	0,1225	$2,26 \cdot 10^{-5}$	0,06
Acier	0,1225	$3,22 \cdot 10^{-6}$	0,06
PMMA	0,1225	$4,83 \cdot 10^{-2}$	0,09

Table 2: Efficacités associées à différents matériaux pour le SMIB étalonné avec une source de ^{90}Sr

Matériaux	Efficacité ^{60}Co contact	Efficacité à 1 cm pour une source de ^{90}Sr	Efficacité moyenne
Acier	0,14	$3,68 \cdot 10^{-6}$	0,07
Al	0,14	$5,53 \cdot 10^{-2}$	0,10
Graphite	0,14	$5,53 \cdot 10^{-2}$	0,10

Table 3: Efficacités associées à différents matériaux pour le SMIG, étalonné avec une source de ^{60}Co

Pour le SMIB, nous avons calculé l'efficacité moyenne en prenant comme efficacité au contact, la moyenne des deux sources d'étalonnage : le ^{14}C et le $^{90}\text{Sr}/\text{Y}$. Et pour le SMIG, l'efficacité au contact est uniquement donnée pour le ^{60}Co , car c'est la seule source avec laquelle il a été étalonné.

3.1.2 Mesures spectrométriques

Dans le cadre de ce travail nous avons eu l'accord pour la réalisation de cinq mesures au laboratoire de spectrométrie gamma de l'institut de chimie de l'université Sophia Antipolis de Nice, qui possède, entre autres, un détecteur de rayonnement gamma HPGe (détecteur à germanium ultra-pur) avec un château de plomb pour la mesure de la faible activité.

Le spectromètre employé pour nos mesures est un détecteur vertical ORTEC, qui possède 30% d'efficacité intrinsèque du constructeur. La mesure de l'échantillon se fait au contact du détecteur et le château de mesure est constitué de 5 cm de plomb et 1 mm d'aluminium permettant d'atténuer le bruit extérieur comme le rayonnement cosmique par exemple.

Nous avons choisi les pièces à mesurer et le cooling time avec précaution. Pour la sélection des matériaux autres que les pièces en laiton (matériel d'intérêt principal), nous avons pris en compte des matériaux typiquement présents dans les lignes de protonthérapie et qui peuvent également présenter des isotopes de caractéristiques appropriées pour être mesurés sans problème. C'est-à-dire qu'au préalable, nous avons étudié les pics énergétiques de ces matériaux avec Fluka et vérifié que nous pouvions les associer aux isotopes correspondants. Il fallait aussi vérifier que les pics énergétiques soient situés en dehors de la zone de fond continu du détecteur et suffisamment éloignés d'autres pics caractéristiques.

A l'aide de Fluka, nous avons donc étudié les isotopes produits, ainsi que leurs décroissances en fonction du temps. Les graphiques joints en Annexe 5 nous permettent de visualiser la décroissance

de la totalité des isotopes produits selon Fluka pour un collimateur en laiton, la pièce d'acier et celle d'aluminium. La figure 4 nous présente la décroissance des isotopes d'intérêt pour le laiton.

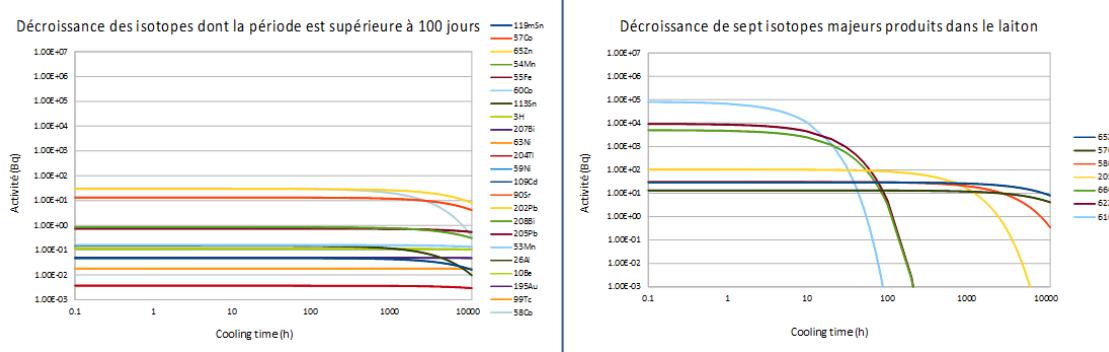


Figure 4: Schéma de la décroissance des principaux isotopes produits dans le collimateur en laiton et de ceux dont la période est supérieure à 100 jours.

Comme nous pouvons le voir sur le graphique, certains isotopes sont majoritaires sur une certaine gamme de cooling time or il faut savoir que ceux-ci ne seront pas forcément détectables avec les mesures de spectrométrie. En effet, par exemple le ^{62}Cu est l'isotope majoritaire pour le cooling time de 0,1 heures (6 minutes) or en analysant les pics d'énergie des rayonnements gamma associés à cet isotope, ainsi que leurs intensités respectives [9], nous remarquons que toutes les intensités sont très faibles, hormis celle de l'annihilation pour une énergie de 511 keV, ce qui ne permet pas d'identifier un isotope puisque ce pic d'énergie ne caractérise pas un isotope mais provient d'une interaction rayonnement-matière.

Nous remarquons que le ^{61}Cu , le ^{62}Zn et le ^{66}Ga sont majoritaires pour un cooling time de 12 heures par exemple, et qu'ils deviennent minoritaires au profit du ^{205}Bi , ^{65}Zn et ^{58}Co pour un cooling time de 20 jours (480 heures).

Nous nous intéresserons principalement au ^{65}Zn et au ^{57}Co , car ces deux isotopes ont une période de plus de 100 jours et ont une activité de plus de 1 Bq. Nous nous baserons sur ces deux critères, le premier car il s'agit de la période de demie-vie donnée dans l'article de loi, et le second car il s'agit de la limite de détection du spectromètre que nous employerons.

Nous avons procédé à cette même analyse pour plusieurs matériaux que nous étions dans la capacité de nous procurer. C'est de cette manière que nous avons déterminé des matériaux pour lesquels nous sommes susceptibles d'observer des pics caractéristiques d'isotopes afin de les identifier (Annexe 6).

Il serait également intéressant de faire une mesure sur un collimateur non irradié, géométriquement identique à ceux qui seront irradiés, afin de pouvoir justifier que la présence de ces isotopes est bien due au faisceau de protons.

Nous nous sommes donc décidés à faire les comptages spectrométriques détaillés dans la Table 4 :

Pièce	Date d'irradiation	Date de début de la mesure	Cooling time	Temps de mesure (s)
Laiton 1	22.09.14	23.06.15 à 13h40	274 jours	80 000
Laiton 4	28.05.15	23.06.15 à 07h50	26 jours	80 000
Laiton 5	Non irradié	13.07.15 à 10h20	/	80 000
Acier	18.06.15 à 12h30	24.06.15 à 17h30	6 jours et 5h	80 000
Aluminium	09.07.15 à 11h15	10.07.15 à 16h30	1 jour et 5,25 heures	80 000

Table 4: Tableau présentant le détail des mesures spectrométriques réalisées

Correction du spectre énergétique obtenu avec le spectromètre Comme nous l'avons vu dans la section précédente, le spectromètre détecte les coups par seconde (N) provenant de la pièce irradiée pendant le temps de mesure t , et l'activité doit être calculée comme suit :

$$A = \frac{N}{\epsilon * p * t} \quad (11)$$

Avec N le nombre de coups, ϵ l'efficacité du détecteur, p la probabilité de désintégration de l'isotope et t le temps de mesure. Pour procéder à la comparaison des spectres énergétiques expérimentaux avec ceux obtenus avec le code de simulation Fluka, nous n'avons pas appliqué le facteur p ni sur l'un, ni sur l'autre.

Il faut donc déterminer l'efficacité du détecteur (ϵ), c'est-à-dire une correction en énergie, la prise en compte de la géométrie de la pièce et l'absorption au sein de l'échantillon. En pratique, l'efficacité est déterminée avec un substrat de la même densité et de la même dimension. Or, nous ne disposons pas de cela car nous n'avons pas d'échantillon étalon qui permettrait de tracer la courbe de rendement du spectromètre associé à nos géométries de mesures. L'idéal aurait été de broyer nos échantillons et de placer la poudre obtenue dans des volumes géométriques identiques en ajoutant un substrat radioactif de différentes énergies uniformément distribué sur le volume.

Cependant, la courbe de rendement, qui varie en fonction de l'énergie, a quasiment toujours la même forme : une sorte de cloche étalée dont le maximum se situe autour de 100 keV. Nous allons prendre la correction du rendement en énergie correspondant à un échantillon de dimensions similaires mais dont l'absorption (c'est-à-dire la densité) n'est malheureusement pas comparable à celles de nos échantillons. Dans le cas du laiton, la dimension correspondant à la correction choisie est semblable mais nos autres mesures concernent des échantillons rectangulaires et les géométries paramétrées sur l'appareil sont circulaires. Néanmoins, cette correction nous permettra tout de même de nous rapprocher des résultats des simulations avec Fluka, puisque la forme de la courbe de rendement est toujours semblable.

Voici la formule de l'efficacité utilisée (présentée en Annexe 7, Figure 12) :

$$\epsilon = \exp \left(\frac{a + \frac{b}{\ln(E)} + \frac{c}{(\ln(E))^2}}{1 + \frac{d}{\ln(E)}} \right) \quad (12)$$

Avec $a = -12,21$; $b = 99,33$; $c = -228,62$; $d = -2,06$ et E l'énergie associée aux pics à corriger.

Nous calculerons également les spectres relatifs sans les pics de 511 keV et ^{40}K pour faire la

comparaison avec Fluka. Le pic du ^{40}K à 1452 keV est présent sur tous les spectres, c'est un pic du bruit de fond.

3.2 Simulation Monte Carlo

Nous avons utilisé le code Monte Carlo Fluka pour reproduire les mesures dosimétriques et spectrométriques, afin de comparer les résultats. Fluka a également été utilisé pour étudier d'autres configurations géométriques et matérielles de collimateurs, rapportées à la section 3.3.

3.2.1 Calcul du débit de dose et de l'activité pour comparaison avec les mesures dosimétriques

Concernant la géométrie de la simulation, nous avons cherché à faire correspondre au mieux le fichier d'entrée de Fluka avec les montages expérimentaux. Nous avons à chaque fois détaillé les caractéristiques de la Babyline et de la sonde du MIP10 employée. Ainsi, nous avons mis une très fine couche (0,007 cm d'épaisseur) de matériel comparable à du tissu sur la surface de détection de la Babyline. Nous avons également ajouté les seuils de détection de la Babyline et des sondes avec la carte EMFCUT afin que Fluka ne surestime pas les capacités de détection de nos appareils.

Concernant le profil d'irradiation, il a été paramétré de telle sorte à correspondre à celui appliqué lors de l'irradiation en pratique (voir Table 1).

Pour le calcul de l'activité mesurée avec la sonde SMIG la carte "photon" a été employée et pour l'activité mesurée avec la sonde SMIB, la carte "all-char-part" a été employée. Pour ce qui est des unités, ces cartes fournissent des résultats en particules/s/cm², qu'il nous faut alors multiplier par la surface de détection πr^2 avec r le rayon du détecteur utilisé. Nous obtenons alors des particules par seconde, que nous allons comparer avec les coups par seconde du MIP10.

Pour le calcul du débit de dose mesuré nous avons choisi la carte "dose" qui fournit des résultats en GeV/g, puis multiplié par le facteur $1,60218 \cdot 10^{-7}$ afin d'obtenir des Gy et enfin par 10^6 pour obtenir des μGy . Nous divisons ensuite par le temps d'irradiation converti en heures afin d'obtenir des $\mu\text{Gy}/\text{h}$.

Chacune de ces cartes de "scoring" a été associée à plusieurs cooling time avec la carte "DCYSCORE", afin de pouvoir tracer la décroissance et la comparer aux mesures.

A noter que, pour les autres simulations, nous changions la géométrie de la cible, sa densité, la distance source-cible et le profil d'irradiation afin que celui-ci corresponde à l'expérience. Le détail du code employé lors de la simulation avec Fluka dans le cas du PMMA est détaillé en Annexe 2. Les cartes utilisées y sont expliquées, notamment celles permettant de paramétriser les fichiers de sortie voulus.

3.2.2 Calcul d'un spectre gamma pour comparaison avec des mesures de spectrométrie gamma

Le résultats des simulations sont obtenus dans Fluka grâce à la carte RESNUCLEI, qui permet, comme expliqué dans l'Annexe 2, d'obtenir la liste des isotopes produits dans la région sélectionnée. Nous avons donc défini dans Fluka le volume correspondant au volume de détection du spectromètre employé et avons associé à cette carte RESNUCLEI le cooling time qui s'est écoulé entre l'irradiation et la mesure.

Il est possible de visualiser les spectres en énergie générés par Fluka avec l'interface Flair. En effet, la carte USRTRACK permet d'obtenir un fichier de sortie sur lequel figure la distribution différentielle de la fluence énergétique en ordonnée et dont l'abscisse est l'énergie en GeV. Dans le choix des particules considérées dans cette carte, nous avons donc sélectionné "photon" afin d'obtenir des résultats concernant uniquement les photons puisque nous cherchons à les comparer avec la mesure au spectromètre gamma, et avons associé la carte au cooling time correspondant au temps qui s'est écoulé entre l'irradiation et la mesure spectrométrique.

Les résultats fournis par la simulation sont la distribution différentielle de la fluence énergétique (en $\text{cm}^{-2} \cdot \text{GeV}^{-1}$ par poids de particules primaires incidentes). Pour obtenir le spectre de la fluence en énergie, c'est-à-dire la fluence en cm^{-2} par bin d'énergie par particule primaire, nous multiplions par la valeurs des bins en énergie. Nous avons défini la carte USRTRACK avec une gamme d'énergie allant de 1 eV à 2,5 MeV avec 1000 bins, nous allons donc multiplier nos résultats par $\frac{2,5 \cdot 10^{-3} - 1 \cdot 10^{-9}}{1000} = 2,5 \cdot 10^{-6}$ GeV.

De plus, pour obtenir un flux, nous devons multiplier nos résultats par la surface de détection qui est cylindrique et de rayon 5,68 cm, puisque la face irradiée de la pièce a été posée contre le détecteur, et les diviser par le temps d'irradiation.

Les mesures spectrométriques ont été réalisées sur un temps de 80 000 secondes, c'est-à-dire que l'appareil a compté les coups détectés pendant cette durée. Or, lors du paramétrage de Fluka, nous ne pouvons entrer qu'un seul temps (un cooling time) associé au fichier de sortie, et Fluka simule les résultats à ce temps précis.

Nous avons procédé à deux simulations sur Fluka, la première associée au temps du début de la mesure et la seconde pour la fin de la mesure.

La solution serait de calculer l'activité intégrée entre le temps du début de la mesure et celui de la fin. Idéalement, nous devrions prendre chaque canal ou bin d'énergie, identifier tous les isotopes qui contribuent à ce bin et calculer pour chacun d'eux l'activité intégrée. Ensuite, il faudrait faire la somme des activités intégrées de tous les isotopes contribuant à ce bin. Néanmoins, ceci serait très compliqué et nécessiterait énormément de temps. C'est pourquoi nous allons seulement faire la correction des plus grands pics du spectre et bien sûr tous ceux qui nous intéressent. A noter qu'il n'est pas possible de corriger le pic de 511 keV car il provient d'un très grand nombre d'isotopes.

Par définition, pour un isotope donné de constante de radioactivité λ :

$$A(t) = A_0 e^{-\lambda t} \quad (13)$$

La correction du nombre de coups intégré sur le temps de comptage est alors :

$$N = \int_{t_i}^{t_f} A_0 e^{-\lambda t} dt = A_0 \frac{-e^{-\lambda t_f} + e^{-\lambda t_i}}{\lambda} = -\frac{A_0}{\lambda} (e^{-\lambda t_f} - e^{-\lambda t_i}) \quad (14)$$

En divisant par le temps de mesure, nous obtenons l'activité intégrée :

$$A = -\frac{A_0}{\lambda t_m} (e^{-\lambda t_m} - e^{-\lambda t_0}) = -\frac{A_0}{\lambda * 80000} (e^{-\lambda * 80000} - 1) \quad (15)$$

avec A_0 le flux correspondant à l'énergie choisie pour le cooling time t , et t_m le temps de la mesure.

Pour la pièce de laiton 1, le cooling time est suffisamment élevé pour que la différence du nombre de coups détectés entre le début de la mesure et la fin soit négligeable. Cette correction est néanmoins nécessaire pour la pièce de laiton 4, d'acier et celle d'aluminium. En étudiant et en combinant les fichiers sortants des cartes RESNUCLEI et USRTRACK, nous pouvons trouver les isotopes présents. En nous basant sur les valeurs des pics en énergie des isotopes et leurs intensités associées [9] nous pouvons les identifier avec le spectre obtenu avec la seconde carte. Il faut faire attention car plusieurs isotopes peuvent avoir des pics énergétiques en commun. Nous pouvons alors vérifier la présence des isotopes trouvés dans la liste obtenue avec la première carte.

Concernant les mesures spectrométriques, une fois la correction de l'efficacité effectuée, nous allons calculer l'activité relative de chaque pic en excluant celui de 511 keV et du ^{40}K qui pourrait facilement introduire des différences entre mesures et simulations, et nous allons pouvoir comparer Fluka avec la mesure. Le bruit de fond, fourni pour un temps de mesure égal à celui des autres mesures, a été soustrait des spectres relatifs.

3.3 Etude complémentaire : conception d'un collimateur hybride

Le ^{57}Co et le ^{65}Zn sont deux isotopes produits dans le laiton utilisé au CAL que nous voulons éviter, car leurs activités sont supérieures à 1 Bq longtemps après l'irradiation et leurs périodes sont supérieures à 100 jours. Nous allons étudier l'activation de différents matériaux avec Fluka pour étudier les isotopes produits et leurs caractéristiques, afin de voir s'ils pourraient être utilisés comme collimateur à la place du laiton [3]. Nous étudierons donc plusieurs configurations géométriques de collimateurs en associant des matériaux puis nous analyserons l'activité des isotopes produits mais aussi la fluence de photons et de neutrons secondaires.

Différentes compositions de laiton Le laiton employé au CAL de Nice est composé de 58% de cuivre, 38% de zinc, 3% de plomb, 0,3% de fer, 0,3% d'étain, 0,3% de nickel et 0,1% d'aluminium. Nous allons faire varier ces pourcentages afin de changer la composition du laiton, et observer les différences des résultats obtenus avec Fluka. Avec la carte RESNUCLEI, nous obtiendrons l'activité des isotopes produits à un cooling time choisi, et en gardant à chaque fois le même cooling time nous pourrons comparer les variations d'activités des isotopes pour les différentes compositions.

Ces combinaisons de laitons modifiés sont très difficiles à obtenir, c'est pourquoi nous nous sommes davantage intéressés à l'association du laiton en notre possession avec un autre matériel.

Différents matériaux De la même manière que pour les différentes compositions de laiton, nous allons étudier l'activité des isotopes produits pour différents matériaux, toujours au même cooling time. Nous allons ainsi pouvoir comparer l'activation de ces matériaux. Nous allons à chaque fois adapter les caractéristiques du collimateur pour que celui-ci soit juste assez épais pour arrêter le faisceau de protons : son épaisseur et sa masse volumique. Celle-ci est calculée à partir de la densité du matériel (en g/cm^3) ainsi que le CSDA (g/cm^2) [12]. En divisant l'un par l'autre, nous obtenons le parcours des protons, c'est-à-dire l'épaisseur nécessaire pour arrêter la moitié du faisceau de protons. A partir de cela, nous ajoutons 2 mm afin de s'assurer que la totalité des particules soit arrêtée. Pour les matériaux composés, nous avons calculé le range à l'aide de SRIM.

Hormis la géométrie adaptée à chaque matériaux, nous garderons les mêmes conditions afin de pouvoir comparer les résultats obtenus. Ces conditions sont : un faisceau de protons de 62 MeV, un temps

d'irradiation de 3,9 secondes avec un nombre de particules par seconde de $3,69 \cdot 10^9$. Nous étudierons à chaque fois l'activité pour un cooling time d'une minute, et nous avons à chaque fois défini un collimateur avec un trou de 0,5 cm de diamètre, ce qui correspond au trou le plus petit utilisé en pratique pour les traitements. Ainsi, la surface du collimateur exposée au faisceau est maximisée, ce qui nous permet de prendre en compte le cas le plus pénalisant.

Fluka nous donne en fichier de sortie l'activité en Bq/cm^3 , par conséquent nous devons multiplier les valeurs des activités par le volume du collimateur considéré en cm^3 , afin d'obtenir l'activité en becquerels.

Les différents matériaux étudiés sont listés en Annexe 8. En nous inspirant de ces résultats mettant en jeu des collimateurs "simples" de matériaux diverses, nous avons alors imaginé différentes géométries de collimateurs hybrides qui pourraient permettre de produire des collimateurs de géométrie plus fine et moins activés.

Différentes géométries Nous ne nous pencherons pas sur les matériaux composés car il serait compliqué et cela nécessiterait du temps pour se les procurer. Nous nous concentrerons sur l'association de plusieurs matériaux, en particulier le laiton puisque l'épaisseur nécessaire pour arrêter le faisceau de proton est faible, mais aussi le PMMA car il s'active très peu, ainsi que le graphite. Les critères à prendre en compte pour le choix des matériaux ne sont pas seulement du point de vue de l'activation, mais concernent aussi la possibilité d'acquisition, c'est-à-dire la disponibilité et le prix, mais aussi s'ils sont correctement usinables et utilisables comme collimateurs (rigidité, densité...).

Pour limiter l'épaisseur du collimateur, nous avons choisi de garder une épaisseur de laiton et d'y ajouter une épaisseur de PMMA ou de graphite. Le choix de ces matériaux s'est basé sur leur accessibilité et leur activation moindre.

Nous avons dans un premier temps simulé un collimateur hybride pour lequel le trou seraient fait d'une certaine épaisseur de laiton, elle-même entourée de PMMA ou de graphite pour combler l'espace jusqu'au "nez" de l'appareil, qui est fait de laiton également (Figure 5).

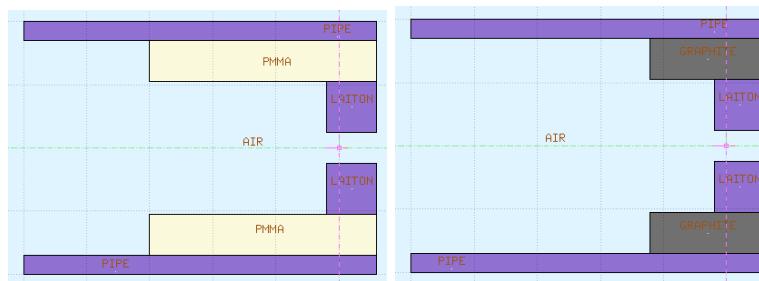


Figure 5: Premier cas de collimateurs hybrides laiton-PMMA et laiton-graphite

Nous avons ensuite simulé ces mêmes combinaisons de collimateurs hybrides mais en faisant suivre les matériaux, de manière à ce que les protons atteignent tout d'abord le PMMA ou le graphite, et ensuite le laiton, de telle sorte à ce que celui-ci ne soit pas directement touché par le faisceau, et donc moins activé (Figure 6).

Ensuite, nous avons imaginé des créations de collimateurs, pour lesquels la partie en laiton serait un cône tronqué, et la partie en PMMA ou graphite serait complémentaire à cette géométrie, d'une épaisseur calculée de telle sorte à pouvoir arrêter le faisceau de protons incident (Figure 7).

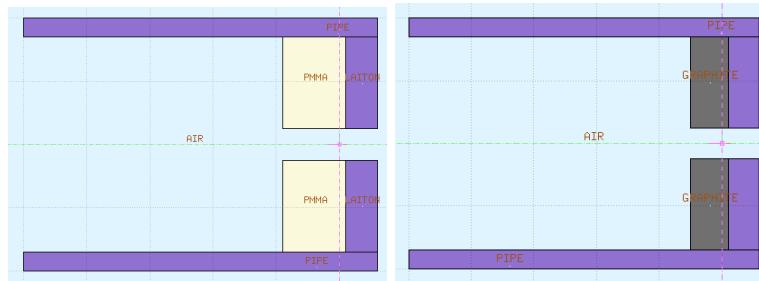


Figure 6: Second cas de collimateurs hybrides laiton-PMMA et laiton-graphite

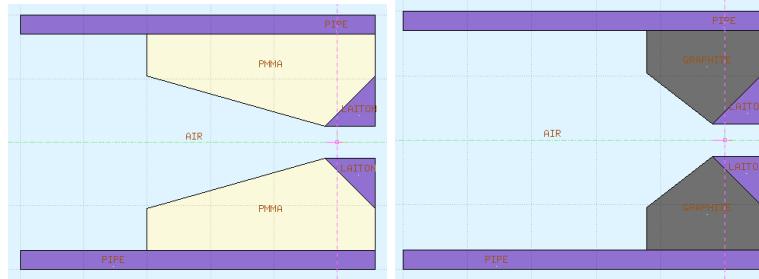


Figure 7: Troisième cas de collimateurs hybrides laiton-PMMA et laiton-graphite

4 Résultats

4.1 Comparaison entre Fluka et les mesures dosimétriques

Concernant l'étude dosimétrique, nous relevons un facteur non négligeable entre Fluka et la mesure pour toutes les expériences étudiées ; nous mesurons toujours moins que les prévisions faites par la simulation avec Fluka. Ces facteurs entre les mesures et les simulations ne sont jamais les mêmes, la Table 5 présente un tableau récapitulatif de ces comparaisons, où les valeurs indiquées correspondent à la moyenne des facteurs Fluka/mesure, calculés pour chaque cooling time.

Matériaux	Facteur Fluka - Débit de dose Babyline	Facteur Fluka - SMIB	Facteur Fluka - SMIIG	Facteur Fluka - Débit de dose FH40
PMMA	15	3 (2-4)		
Laiton 4	5	10 (1-6)		
Acier		6 (3-14)	53 (12-194)	
Graphite			8 (5-9)	9
Aluminium			20 (10-32)	16

Table 5: Moyenne des facteurs Fluka/mesures expérimentaux, avec entre parenthèses les valeurs minimales et maximales de ces facteurs

Par exemple avec la sonde SMIB pour un cooling time d'une heure, nous obtenons 3362 parts/s pour la face directement irradiée de l'acier avec Fluka, et 237 Bq en pratique. De même pour la face directement irradiée du PMMA, nous obtenons 221 parts/s avec Fluka et 120 Bq en pratique. Pour ce qui est du laiton, nous n'avions pas mesuré l'activité sur la face directement irradiée ; pour un cooling time de cinq heures, nous obtenons 207 parts/s avec la simulation et 37 Bq en pratique.

Prenons un exemple concernant le débit de dose, nous obtenons pour un cooling time de 40 minutes, $8 \mu\text{Gy/h}$ avec la Babyline pour la face irradiée du laiton et $731 \mu\text{Gy/h}$ selon Fluka. Pour la face non irradiée de l'acier, nous obtenons $47,3 \mu\text{Gy/h}$ pour la simulation et $0,2 \mu\text{Gy/h}$ en pratique.

Nous pouvons remarquer que les écarts SMIG et FH40 sont cohérents car pour la même pièce, nous avons les mêmes écarts. Ceux-ci varient en fonction du temps, et sont plus importants pour les mesures faites avec la Babyline et pour l'expérience de l'acier.

Nous sommes en train d'analyser ces différences, notamment celles concernant l'acier et la Babyline. Nous n'avons pas encore d'explication ; le problème est complexe et ce type de mesures est sujet à de grandes incertitudes.

Il est difficile de tirer des conclusions à partir des valeurs absolues, c'est pourquoi les valeurs relatives nous aident beaucoup. La Figure 8 montre l'activité normalisée à un temps donné pour chaque expérience. Le choix du temps de normalisation est totalement arbitraire ; nous avons juste fait attention qu'il ne soit pas trop proche du début de chaque mesure, car la variation de l'activité y est bien plus forte et peut introduire plus facilement des erreurs.

A partir des graphiques présentant la décroissance de l'activité normalisée, nous pouvons affirmer que la cible de PMMA est celle qui décroît le plus vite et le collimateur en laiton est celui qui décroît le plus lentement.

Les graphiques normalisés issus des mesures et des simulations concordent très bien. Nous pouvons remarquer des fluctuations concernant le graphique de l'expérience avec la cible de PMMA ; cela est dû à la technique de lecture ; nous étions restés auprès de la pièce et avions pris des mesures régulièrement. Cela est bien moins linéaire comme résultat que celui d'un tracé fait avec une imprimante, et à partir duquel nous lisons les résultats.

4.2 Comparaison entre Fluka et les mesures spectrométriques

Nous avons relevé tous les pics en énergie correspondant à chaque isotope présent dans le fichier de sortie obtenu avec Fluka au cooling time défini, et cherché leurs intensités respectives [9]. Ces données sont fournies en Annexe 6.

A partir des simulations concernant le spectre de l'acier, nous avons relevé les pics énergétiques correspondant au ^{52}Mn , ^{54}Mn , ^{56}Co , ^{48}V , ^{51}Cr et ^{110}In . De même, pour ce qui est du laiton 4, nous avons relevé le ^{57}Co , ^{58}Co et le ^{65}Zn . Et pour l'aluminium, nous relevons le ^{24}Na .

En Annexe 7, la Table 7 nous présente la liste d'isotopes détectés et leurs périodes radioactives pour chacune des cinq pièces analysées, ainsi que la valeur des pics énergétiques ayant permis de les identifier et l'activité relative mesurée et calculée. Ensuite, nous avons également tracé la courbe d'efficacité ($\geq 50 \text{ keV}$, formule 12) ayant servi à corriger les mesures spectrométriques, dont les spectres relatifs sont présentés sur la même page.

Les graphiques présentant la superposition des spectres énergétiques relatifs expérimentaux et simulés

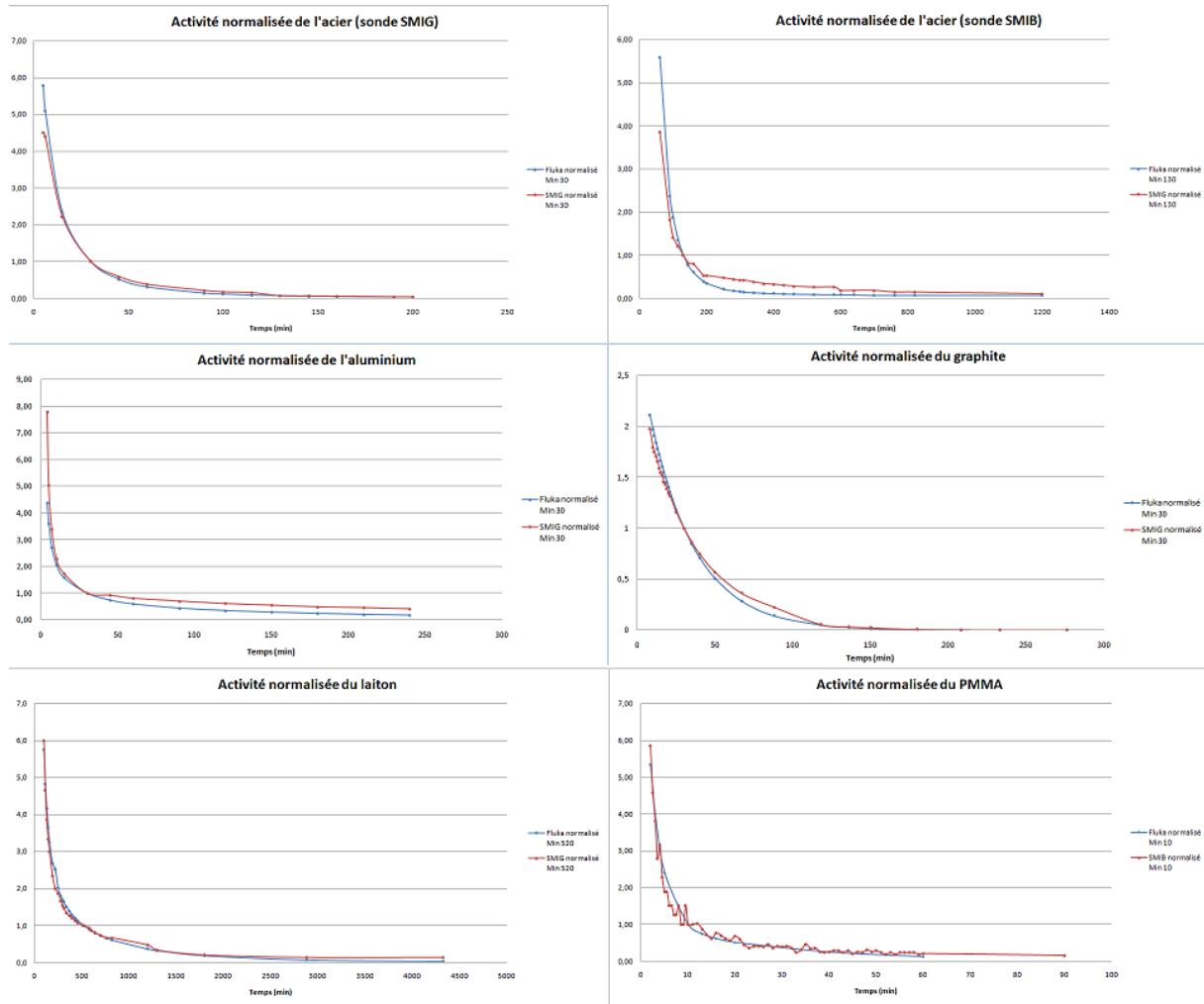


Figure 8: Activités normalisées dans le cas des mesures dosimétriques et des simulations avec Fluka, pour toutes les expériences réalisées

sont présentés en Annexe 7 également, et nous permettent d'analyser les simulations de Fluka.

Pour l'acier, nous voyons que le spectre expérimental correspond au spectre simulé, nous retrouvons bien les pics des isotopes cités dans la Table 7. Il en est de même pour l'aluminium et le laiton 4. Pour ce dernier, nous remarquons la présence de plusieurs pics avec Fluka qui n'apparaissent pas sur la mesure expérimentale ; cela est dû aux caractéristiques du spectromètre, qui ne détecte pas ou très peu les énergies inférieures à 100 keV. Pour ce qui est du laiton 1, les spectres concordent moins bien mais nous pouvons néanmoins voir apparaître sur le spectre mesuré, les pics simulés avec Fluka. Il s'agit des pics du ^{57}Co , du ^{58}Co et du ^{65}Zn .

Le ^{57}Co et le ^{65}Zn ont des périodes supérieures à 100 jours et sont toujours détectés par le spectromètre dont le seuil de détection est de 1 becquerel, 274 jours après l'irradiation. Nous ne pouvons pas quantifier cette activité pour les raisons que nous avons d'ores et déjà expliqué, à savoir la calibration en géométrie du spectromètre. Mais comme nous pouvons le voir sur le spectre, la quantité de ^{57}Co et ^{65}Zn est environ de 3 à 4 fois plus faible que la quantité de ^{40}K du spectre du bruit de fond,

donc cette activité est très faible.

Pour le laiton 5, nous n'avons pas de spectre simulé avec Fluka car il s'agit du collimateur non irradié. La mesure spectrométrique nous permet uniquement de détecter le pic du ^{40}K , qui est un pic du bruit de fond. Ceci nous permet de vérifier que le matériel utilisé ne présente pas d'isotopes avant son utilisation, qui pourraient avoir biaisé nos conclusions.

Donc nous pouvons noter que les pics relatifs simulés avec Fluka correspondent aux mesures expérimentales pour ce qui est de l'identification des isotopes : l'aspect qualitatif est validé.

La figure 13 présentée en Annexe 7 nous permet de comparer les spectres du laiton 4 et du laiton 5 avec celui du bruit de fond. Pour que la comparaison soit réalisable, les spectres du laiton 4 et 5 ont été uniquement corrigé par l'efficacité, mais pas par le bruit de fond. La Table 8 montre les coups par seconde des pics du ^{40}K pour les trois spectres, et du ^{57}Co ainsi que du ^{65}Zn pour le laiton 4 corrigé par l'efficacité. Nous voyons que pour le laiton 4, le ^{40}K est 6,4 fois plus important que le ^{57}Co et 4,3 fois plus important que le ^{65}Zn . Si nous regardons le rapport de l'activité intégrée sur tout le spectre du laiton avec celui du bruit de fond, nous obtenons une valeur inférieure à 2, qui est le seuil imposé par l'arrêté du 23 juillet 2008.

4.3 Résultats de l'étude complémentaire

Différentes compositions de laiton Nous avons tout d'abord étudié la composition du laiton du CAL, en faisant des simulations avec plus ou moins de cuivre et de zinc, ou encore en enlevant les faibles pourcentages de fer, étain, nickel et aluminium. Le tableau joint en Annexe 7 montre l'activité du ^{57}Co et du ^{65}Zn pour différentes combinaisons. Les activités sont associées à un cooling time court (6 minutes), et seuls ces deux isotopes sont détaillés car ce sont à chaque fois les seuls combinant la période supérieure à 100 jours et l'activité supérieure à 1 becquerel.

Nous pouvons remarquer à l'aide du tableau de l'Annexe 8, que l'activité du ^{57}Co augmente lorsque la quantité de cuivre (^{63}Cu) augmente, et que celle du ^{65}Zn augmente lorsque la proportion de zinc (^{64}Zn) augmente.

Différents matériaux L'analyse des différents matériaux en Annexe 8 nous permet de dire qu'aucun isotope avec une période supérieure à 100 jours n'est créé dans le PMMA, l'époxy, le carbonate de calcium et le graphite pour les mêmes conditions d'irradiation. Cela confirme les avantages du PMMA et du graphite, matériaux les plus accessibles de cette liste, concernant leur faible activation. Néanmoins, l'épaisseur requise est grande de part la faible densité de ces matériaux.

Différentes géométries En observant le faisceau de proton correspondant à la simulation faite sur le premier cas de collimateur hybride, nous nous sommes rendu compte que cette géométrie entraînait des fuites entre les deux matériaux ; nous n'avons donc pas retenu cette idée.

Les simulations faites avec la seconde géométrie de collimateur hybride donnent en fichier de sortie une activité du laiton de 5,32 Bq de ^{65}Zn pour le collimateur hybride contenant le PMMA et 2,58 Bq de ^{65}Zn dans l'autre cas, c'est-à-dire avec le graphite. Cela est supérieur à notre objectif d'une activité inférieure à 1 Bq pour tous les isotopes dont la période est supérieure à 100 jours, mais prouve néanmoins la baisse de l'activation du laiton qui est de 6,61 Bq lorsqu'il est utilisé seul (et donc en plus grande quantité car nous avons ici minimisé l'épaisseur de laiton).

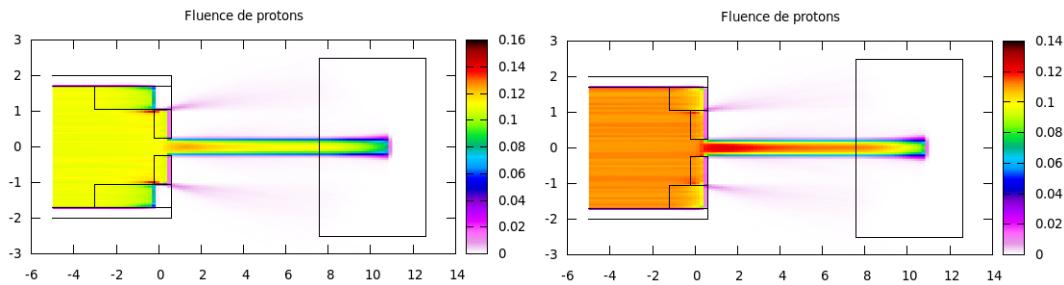


Figure 9: Flux de protons associés aux collimateurs hybrides laiton-PMMA et laiton-graphite

Les schémas comparant la fluence de photons et de neutrons secondaires pendant l'irradiation sont donnés dans les deux parties suivantes de l'Annexe 8. Nous pouvons y voir la très importante fluence de photons et neutrons dans le cas du laiton seul, et l'avantage d'un collimateur hybride pour diminuer la production de particules secondaires.

Les résultats de la troisième simulation sont satisfaisants car nous ne produisons, selon Fluka, aucun isotope qui ait à la fois sa période supérieure à 100 jours mais aussi son activité supérieure à 1 Bq. A noter que les isotopes que nous cherchons à éviter sont toujours présents, mais que leur activité a été fortement diminuée grâce à l'association du PMMA avec le laiton. Leur activité est alors passée sous le seuil d'un becquerel que nous nous sommes fixé.

Malgré ces bons points, cette géométrie semble trop complexe à mettre en place en pratique car il serait difficile de l'adapter à un trou excentré.

5 Discussion

Dans un premier temps d'un point de vue dosimétrique, nous pouvons dire que les simulations avec Fluka sont cohérentes avec les mesures de l'activité et du débit de dose lorsque les valeurs sont normalisées. Nous obtenons un facteur variable pour la comparaison des données absolues qu'il s'agisse de l'activité ou du débit de dose, mais les valeurs relatives nous permettent de valider la décroissance des isotopes puisque nous avons vu que les courbes de décroissance se superposent bien en relatif. La décroissance des isotopes et leur proportion sont donc bien décrits par le code de simulation Fluka. L'origine du facteur entre Fluka et la mesure, qui diffère pour chaque expérience n'est pas évidente à trouver. Peut-être qu'il s'agit de la base de données de Fluka dans laquelle les valeurs des sections efficaces des réactions ne sont pas tout à fait justes. Ceci pourrait expliquer le fait que nous trouvions toujours plus avec Fluka qu'en pratique, si plus de réactions sont envisagées dans la simulation qu'elles ne sont possibles en réalité.

Dans un second temps d'un point de vue spectrométrique, nous obtenons des résultats cohérents entre les mesures et les simulations, en relatif à nouveau. Le code de simulation Fluka permet donc d'identifier correctement les isotopes présents à un cooling time donné.

Les facteurs entre les mesures et les simulations étaient dans ce cas inévitables, puisque comme nous l'avons vu, l'appareil n'était pas étalonné en géométrie pour nos mesures. Nous avons néanmoins procédé à une correction afin d'obtenir un spectre énergétique plus juste mais celle-ci n'est pas exacte. Puisque l'étalonnage en géométrie est inadapté, le nombre de coups par seconde détecté ne peut pas être correct même après la correction utilisée. Néanmoins, même si le nombre de coups par seconde n'est pas exploitable en absolu, l'allure relative est bonne et les pics en énergie associés le sont donc nous pouvons identifier les isotopes présents.

Nous avons donc pu procéder à l'identification des isotopes d'un point de vue qualitatif mais pas quantitatif.

Les mesures spectrométriques nous ont ainsi permis de détecter le ^{57}Co et le ^{65}Zn , 274 jours après l'irradiation. Dans une autre étude portant sur l'activation du bronze ([10]), il est également dit que collimateur patient présente des traces de radioactivité résiduelle plusieurs mois après une irradiation à une énergie de 200 MeV.

D'après Fluka, pour un cooling time de plus d'un an, l'activité du ^{57}Co pour le collimateur de laiton est encore supérieure à 4 Bq et celle du ^{65}Zn est encore supérieure à 8 Bq. Ces valeurs ne sont pas exploitables puisque nous avons vu que nous obtenions toujours un facteur non négligeable entre la pratique et la simulation.

L'arrêté donné dans la réglementation spécifie que si les mesures ne dépassent pas deux fois la valeur du bruit de fond du lieu d'entreposage, les déchets contaminés générés par décroissance radioactive peuvent être éliminés comme des déchets non radioactifs. Nos mesures sont inférieures à deux fois le bruit de fond, mais nous avons des isotopes dont la période est supérieure à 100 jours. Ceux-ci ne sont pas seulement liés à l'irradiation mais aussi au rayonnement naturel (^{40}K). Nous pouvons remarquer un manque de précision dans l'arrêté, qui génère une confusion sur la gestion des pièces quand celles-ci sont aussi faiblement radioactives que n'importe quelle matière non irradiée.

6 Conclusions

Le stockage par décroissance radioactive des pièces de laiton irradiées est donc bien adapté au CAL. En effet, le ^{57}Co et le ^{65}Zn sont toujours présents, mais de l'ordre du bruit de fond donc la méthode de stockage actuellement suivie au CAL n'est pas remise en cause.

Si nous suivons la réglementation au pied de la lettre, il faudrait tout envoyer à l'ANDRA car tout est radioactif. En effet, le ^{40}K est présent partout et sa période de demie-vie est de l'ordre du milliard d'années. Il manquerait donc dans la réglementation un seuil d'activité, qui permettrait de spécifier cela.

L'étude complémentaire réalisée nous a permis de voir que la conception d'un collimateur hybride est une bonne alternative au problème d'activation généré dans les collimateurs patient. L'association du PMMA avec le laiton nous a donné de bons résultats car nous n'obtenions pas d'isotopes d'activité supérieure à 1 Bq selon Fluka qui ont une période de plus de 100 jours. Les résultats de cette étude sont encourageants, et de nombreuses pistes sont encore à explorer dans le domaine de l'activation du collimateur patient en protonthérapie, qu'il s'agisse du matériel ou de la géométrie employée. En effet, l'idéal serait d'étudier de multiples combinaisons d'éléments dont l'association permettrait d'obtenir une activation minime tout en maintenant une faible épaisseur du collimateur afin de ne pas détériorer la pénombre latérale de la dose. Qui plus est, ce matériel idéal doit être correctement usinable et accessible financièrement. A noter que le laiton est jusqu'à présent un excellent compromis sur ces deux derniers points.

La spectrométrie, qui requiert des appareils chers et de l'expertise, nous a été très utile malgré les limitations quantitatives des mesures. Fluka est un code très bien adapté au calcul de l'activation et, une fois ce code maîtrisé et validé, il n'a plus besoin de corrections et permet d'obtenir les résultats pour n'importe quelle géométrie, profil d'irradiation et cooling time. L'équipe de physique du CAL de Nice envisage de poursuivre cette étude pour finir de discerner les écarts entre Fluka et les mesures.

Annexes

ANNEXE 1

Définition du profil d'irradiation dans Fluka

De nombreux paramètres sont à prendre en compte lors de la mise en place d'une simulation avec Fluka (voir l'explication d'un fichier d'entrée en Annexe 2). Dans cette partie, nous détaillerons le calcul permettant de définir le profil d'irradiation à savoir le temps d'irradiation et le nombre de particules par seconde.

Pour une simulation typique avec des protons qui ont une énergie de 62 MeV en sortie de la ligne de faisceau, la dose à l'entrée est de 260 cGy. Déterminons le nombre de protons correspondant :

$$\text{Dose pic (cGy)} = \text{dose entrée (cGy)} * \frac{D_0(z_{\max})}{D_0(0)} \quad (16)$$

Avec :

$$\frac{D_0(z_{\max})}{D_0(0)} = \frac{D_{ref}}{D_0(0)} = 5 \quad (17)$$

Cette valeur est issue de mesures expérimentales et de simulations Monte Carlo, qui ont prouvé que la machine de protonthérapie maintenait un facteur de 5 entre la dose à l'entrée et la dose au pic.

Sachant que $1 \text{ eV} = 1,602 \cdot 10^{-19} \text{ J}$ donc $1 \text{ MeV} = 1,602 \cdot 10^{-13} \text{ J}$ et $1 \text{ Gy} = 1 \text{ J/kg}$ on a :

$$\frac{\text{cGy}}{\text{MeV.cm}^2.\text{g}^{-1}} = \frac{10^{-2} \text{ J/kg}}{\frac{1,602 \cdot 10^{-13} \text{ J.cm}^2}{10^{-3} \text{ kg}}} = \frac{1}{100 * 1,602 \cdot 10^{-10}} \text{ cm}^{-2} \quad (18)$$

D'où la fluence :

$$\phi (\text{p.cm}^{-2}) = \frac{\text{dose entrée (cGy)}}{100 * \frac{S}{\rho} (\text{MeV.cm}^2.\text{g}^{-1}) * 1,602 \cdot 10^{-10}} \quad (19)$$

Avec le pouvoir d'arrêt massique $S/\rho = 10,516 \text{ MeV.cm}^2.\text{g}^{-1}$.

Et le nombre de particules est alors :

$$N (p) = \frac{\phi (\text{p.cm}^{-2}) * \pi * [\phi_{colli} (\text{cm})]^2}{4} \quad (20)$$

Avec ϕ_{colli} le diamètre du collimateur qui est de 3,4 cm.

Application numérique : $N = 1,40 \cdot 10^{10}$ particules.

C'est à partir de ce calcul que nous allons définir le profil d'irradiation dans Fluka. Il suffit de choisir un temps d'irradiation puis d'en déduire le nombre de particules par secondes. Ce sont ces deux données qui doivent être définies dans le code.

ANNEXE 2

Détails du code Fluka pour l'expérience avec le PMMA

Nous employons l'interface Flair qui permet de faciliter l'utilisation du code Fluka. Dans cette interface, le fichier d'entrée (input) est classé en différentes parties, dont voici les explications.
A noter que les images associées peuvent sembler incomplètes ; il est possible de cacher les cartes afin d'alléger les informations affichées.

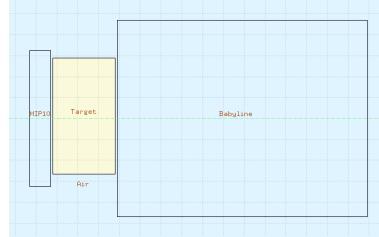


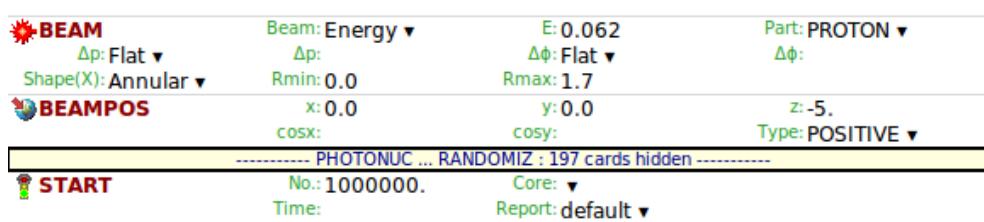
Figure 10: Géométrie correspondante à la simulation

Partie "general"

Defaults : permet de mettre en place les paramètres par défaut de Fluka appropriés à un problème spécifique. Dans notre cas, nous avons le mode *precisio* concernant les simulations de précision.

Randomiz : permet de paramétriser la "graine" (seed) initiale pour le générateur de nombre aléatoire (RM64).

Stop : arrête l'exécution du programme.

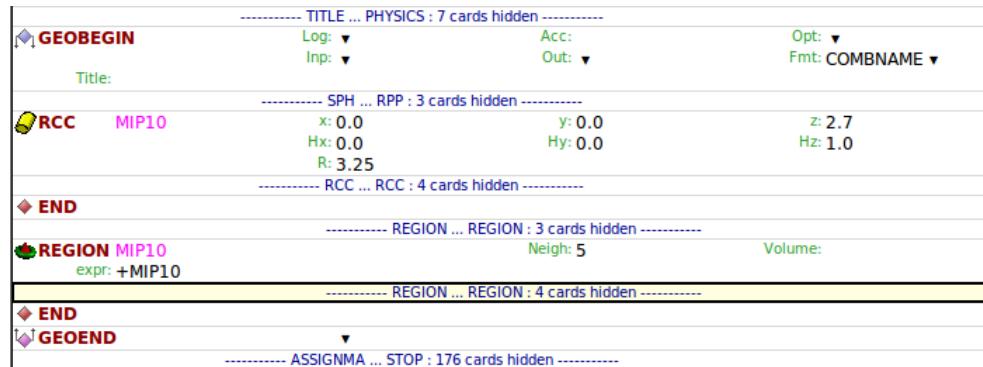
Partie "primary"

Beam : permet de décrire les caractéristiques du faisceau. Nous avons un faisceau de protons d'énergie 0,062 GeV et dont la forme sur l'axe x est celle d'un anneau. Ainsi, il nous faut compléter le rayon minimum et maximum du faisceau annulaire ; nous les fixons de 0 à 1,7 cm (correspond au rayon du faisceau de la machine du CAL). La diffusion du moment est aplatie, de même que la divergence.

Beampos : permet de définir les coordonnées du centre du faisceau et sa direction. Quand la direction est dite positive, elle est orientée vers les z positifs.

Start : permet de commencer le transport des particules. Il faut indiquer le nombre de particules primaires générées dans le *run*.

Partie "geometry"



Geobegin : permet de commencer la description de la géométrie. L'utilisation du mode *Comb-name* permet d'employer un format libre grâce auquel les *bodies* et les *regions* peuvent être nommés par l'utilisateur au lieu d'utiliser les chiffres. Après la carte *Geobegin* figurent tous les *bodies* employés, ils peuvent être des sphères, cylindres, parallélépipèdes...

Une carte *End* doit figurer à la fin de la liste des *bodies*. Nous pouvons alors définir les *regions* à partir des *bodies* précédents. Ce sont les régions qui sont visualisées sur la géométrie. Une carte *End* suivie d'une carte *Geoend* permettent de terminer la partie de la géométrie du code.

Partie "media"

----- TITLE ... GEOEND : 27 cards hidden -----			
ASSIGNMA	Mat: BLCKHOLE ▼ Mat(Decay): ▼	Reg: Blkbody ▼ Step:	to Reg: ▼ Field: ▼
ASSIGNMA	Mat: AIR ▼ Mat(Decay): ▼	Reg: Air ▼ Step:	to Reg: ▼ Field: ▼
ASSIGNMA	Mat: PMMA ▼ Mat(Decay): ▼	Reg: Target ▼ Step:	to Reg: ▼ Field: ▼
ASSIGNMA	Mat: AIR ▼ Mat(Decay): ▼	Reg: Babyline ▼ Step:	to Reg: ▼ Field: ▼
ASSIGNMA	Mat: AIR ▼ Mat(Decay): ▼	Reg: MIP10 ▼ Step:	to Reg: ▼ Field: ▼
MATERIAL	Name: TISSU Z: Am:	# A: dE/dx: ▼	p: 1.0
ASSIGNMA	Mat: TISSU ▼ Mat(Decay): ▼	Reg: TISSU ▼ Step:	to Reg: ▼ Field: ▼
COMPOUND f1: 0.101172 f3: 0.026 f5:	Name: TISSU ▼ M1: HYDROGEN ▼ M3: NITROGEN ▼ M5: ▼	Mix: Mass ▼ f2: 0.111 f4: 0.761828 f6: ▼	Elements: 4..6 ▼ M2: CARBON ▼ M4: OXYGEN ▼ M6: ▼

Assignma : définit la correspondance entre les régions et les matériaux associés à celles-ci. Si le matériau n'est pas dans la liste prédéfinie, il est possible de le créer en couplant cette carte avec une carte *Material*, et s'il s'agit d'un matériau composé il faut ajouter une carte *Compound* afin de le définir.

Partie "physics"

----- TITLE ... BEAMPOS : 4 cards hidden -----			
PHOTONUC E>0.7GeV off ▾	Type: ▾ Δ resonance off ▾ Mat: PMMA ▾	Quasi D off ▾ to Mat: ▾	All E: On ▾ Giant Dipole off ▾ Step:
PHYSICS	Type: EVAPORAT ▾	Model: New Evap with heavy frag ▾	
PHYSICS	Type: COALESCE ▾	Activate: On ▾	# Dstack:
----- GEOBEGIN ... STOP : 196 cards hidden -----			

Photonuc : permet d'activer les interactions gamma avec le noyau. Nous l'activons pour toutes les énergies, dans la cible de PMMA.

Physics : permet d'ignorer les paramètres par défaut de Fluka standard pour les processus physiques.

Type : Evaporat ; concerne le modèle d'évaporation de Fluka.

Model : New evap with heavy frag ; nouveau modèle d'évaporation, dont celui de fragments lourds.

Pour réaliser des résultats précis pour la production de noyaux résiduels, l'évaporation de lourds fragments doit être activée.

Type : Coalesce ; permet d'activer les mécanismes de coalescence.

Partie "transport"

----- TITLE ... ASSIGNMA : 37 cards hidden -----			
LOW-NEUT n-groups: 260 ▾ Print: Integral XS ▾	γ-groups: 42 ▾ XS: Pt-wise XS ▾	Emax: 0.02 ▾	
RADDECAY h/μ Int: ignore ▾ e-e+ LPB: ignore ▾	Decays: Active ▾ h/μ LPB: ignore ▾ e-e+ WW: ignore ▾ decay cut: 10.0	Patch Isom: On ▾ h/μ WW: ignore ▾ Low-n Bias: ignore ▾ prompt cut: 10.0	Replicas: e-e+ Int: ignore ▾ Low-n WW: ignore ▾ Coulomb corr: ▾
IRRPROFI	Δt: 4.3 Δt: Δt:	p/s: 2.826E9 p/s: p/s:	
Defines decay times for radioactive product scoring 1s / 30s / 1m / 2m / 3m / 5m / 10m / 13m / 16m / 20m / 40m / 1h			
DCYTIMES	t1: 1. t4: 120.	t2: 30. t5: 180.	t3: 60. t6: 300.
DCYTIMES	t1: 600. t4: 1200.	t2: 780. t5: 2400.	t3: 960. t6: 3600.
----- DCYSCORE ... STOP : 161 cards hidden -----			

Low-neut : permet d'activer le transport des neutrons de faibles énergies.

What(1) (n-groups) : nombre de groupes de neutrons dans la section efficace utilisée. Par défaut : 260.

De même : What(2) (γ-groups) : 42 par défaut.

What(3) (Emax) : énergie maximale de la librairie de section efficace à faible énergie pour les neutrons.

Pour la librairie standard de Fluka, l'énergie maximale est de 0,20 GeV.

What(4) (Print) : Integral XS ; augmente la quantité de résultats concernant les sections efficaces intégrales.

What(6) (XS) : Pt-wise XS ; les sections efficaces ponctuelles disponibles sont utilisées.

Raddecay : permet la simulation de la décroissance radioactive et le paramétrage des déplacements ainsi que celui des conditions de transport.

What(1) (Decays) : Active ; la décroissance radioactive est activée pour les cooling time demandés.

What(2) (Patch Isom) : On ; permet de mettre en place la production d'isomères, en attendant un meilleur modèle de production.

What(5) (decay & prompt cut) : facteur de multiplication à appliquer aux seuils énergétiques pour le transport des e-, e+ et γ.

Irrprofi : permet de définir le profil d'irradiation pour le calcul de la décroissance radioactive.
 What(1) : longueur d'un nouvel intervalle d'irradiation (en s)
 What(2) : intensité du faisceau correspondant à What(1) (en particules/s)

Dcytime : permet de définir les cooling time, temps de décroissance après la fin de l'irradiation pour les produits radioactifs.

Partie "scoring"

 DCYSCORE	Cooling t: 1. ▾ Det: 1target ▾	Kind: RESNUCLE ▾ to Det: 1trente ▾	Step:
 RESNUCLE Max Z:	Type: All ▾ Max M:	Unit: 21 BIN ▾ Reg: Target ▾	Name: 1target Vol:
 RESNUCLE Max Z:	Type: All ▾ Max M:	Unit: 21 BIN ▾ Reg: MIP10 ▾	Name: 1contact1 Vol:
 RESNUCLE Max Z:	Type: All ▾ Max M:	Unit: 21 BIN ▾ Reg: Babyline ▾	Name: 1contact2 Vol:
 RESNUCLE Max Z:	Type: All ▾ Max M:	Unit: 21 BIN ▾ Reg: Trentecm ▾	Name: 1trente Vol:
----- DCYSCORE ... RESNUCLE : 55 cards hidden -----			
 DCYSCORE	Cooling t: 1. ▾ Det: 1zoom ▾	Kind: USRBIN ▾ to Det: ▾	Step:
 USRBIN Type: Region ▾ Part: DOSE ▾	R1from: Target ▾ R2from: ▾ R3from: ▾	Unit: 41 BIN ▾ R1to: Trentecm ▾ R2to: ▾ R3to: ▾	Name: 1zoom Step1: 1. Step2: Step3:
----- DCYSCORE ... USRBIN : 20 cards hidden -----			
 DCYSCORE	Cooling t: 3600. ▾ Det: 12zoom ▾	Kind: USRBIN ▾ to Det: ▾	Step:
 USRBIN Type: Region ▾ Part: DOSE ▾	R1from: Target ▾ R2from: ▾ R3from: ▾	Unit: 53 BIN ▾ R1to: Trentecm ▾ R2to: ▾ R3to: ▾	Name: 12zoom Step1: 1. Step2: Step3:
 DCYSCORE	Cooling t: 1. ▾ Det: 1all ▾	Kind: USRBIN ▾ to Det: ▾	Step:
 USRBIN Type: Region ▾ Part: ALL-CHAR ▾	R1from: Target ▾ R2from: ▾ R3from: ▾	Unit: 61 BIN ▾ R1to: Trentecm ▾ R2to: ▾ R3to: ▾	Name: 1all Step1: 1. Step2: Step3:
----- DCYSCORE ... USRBIN : 20 cards hidden -----			
 DCYSCORE	Cooling t: 3600. ▾ Det: 12all ▾	Kind: USRBIN ▾ to Det: ▾	Step:
 USRBIN Type: Region ▾ Part: ALL-CHAR ▾	R1from: Target ▾ R2from: ▾ R3from: ▾	Unit: 73 BIN ▾ R1to: Trentecm ▾ R2to: ▾ R3to: ▾	Name: 12all Step1: 1. Step2: Step3:
----- DCYSCORE ... USRBIN : 48 cards hidden -----			
 USRBIN Type: X-Y-Z ▾ Part: PROTON ▾	Xmin: -5. Ymin: -5. Zmin: 0.	Unit: 97 BIN ▾ Xmax: 5. Ymax: 5. Zmax: 40.	Name: proto NX: 100. NY: 100. NZ: 100.
 USRBIN Type: R-Φ-Z ▾ Part: DOSE ▾	Rmin: 0. X: 0. Zmin: 3.8	Unit: 99 BIN ▾ Rmax: 1. Y: 0. Zmax: 6.8	Name: dose NR: 100. NΦ: 1. NZ: 300.
----- RANDOMIZ ... STOP : 3 cards hidden -----			

Dcyscore : permet d'associer différents détecteurs à un estimateur donné pour un ou plusieurs cooling time. Dans notre cas, nous avons pris 12 cooling time allant de 1 seconde à 1 heure.

Dans une carte Dcyscore associée à un estimateur Usrbin, figurent le cooling time, le type d'estimateur employé (dans notre cas Usrbin) et le nom correspondant au détecteur étudié.

Usrbin : permet la distribution d'une quantité (parmi plusieurs) dans une structure spatiale régulière indépendante de la géométrie.

What(1) (Type) : pour sélectionner les points de l'espace pour lesquels l'information sera enregistrée. Nous prendrons un repère « X-Y-Z » en général, ou « R-Φ-Z » pour étudier le rendement latéral et en profondeur de la dose, en visualisant la projection de celle-ci sur ces axes.

What(2) (Part) : particules ou quantité étudiée. Nous avons utilisé pour l'étude de l'activation : la fluence des particules chargées ainsi que la dose pour les cooling time définis.

What(3) (Unit) : le bin sélectionné sera celui qui nous permettra de retrouver le résultat correspondant parmi les plots obtenus. Le nom associé à cette carte doit également apparaître dans la carte Dcyscore correspondante (Det).

Les valeurs entrées dans $X_{\min}, \dots, Z_{\max}$ et NX, \dots, NZ définissent la précision des plots qui seront obtenus (la taille des pixels de l'image).

Nous avons également défini des cartes Usrbin associées à aucune carte Dcyscore : elles permettent l'étude des quantités choisies pendant l'irradiation. Nous avons fait cette étude pour le flux de protons et la dose. Cette dernière carte nous permet notamment de visualiser le pic de Bragg. Ici aussi, chaque carte contient un bin différent.

Lorsque la carte Dcyscore est associée à l'estimateur Resnucle, nous obtenons après simulation les noyaux résiduels produits lors d'interactions inélastiques pour une région. Ainsi, dans la carte Dcyscore figurent la première et la dernière des cartes Resnucle à prendre en compte (Det ... to Det). A noter que les cartes Resnucle associées à un même cooling time (à une carte Dcyscore) mais à des régions différentes ont ici le même bin.

Après le *Run* et le *Process* seront générés des fichiers .tab.lis. Le nombre de fichiers .tab.lis correspond au nombre de cartes Dcyscore associé aux cartes Resnucle (donc au nombre de cooling time étudié). Dans ceux-ci figureront les noyaux obtenus grâce à la simulation (nombre de masse (A) et de protons (Z)) ainsi que l'activité (en Bq/cm^3) et le pourcentage d'erreur associé à cette mesure. Plus le nombre de particules générées est élevé, plus l'erreur diminue.

ANNEXE 3

Matériel portable

SONDES BETA SMIB et SB70.2

Fiche N° : P13

FONCTION

Sondes destinées à la mesure des contaminations surfaciques β .



SMIB = Sonde MIP Bêta

SB 70.2 = Sonde Bêta $\phi = 70$, 2^{ème} génération



DETECTION

- Appareils associés : MIP 10 \Rightarrow SMIB.
MIP 10, CAB, ECM21, ICTO et MIP10 Digital (câbles spécifiques) \Rightarrow SB 70.2.
- Type de détection :
 - Scintillateur plastique ($\phi = 70$ mm, épaisseur = 3 mm) associé à un photomultiplicateur.
 - Opacité à la lumière assurée par un film d'aluminium de 5 mg.cm⁻².
 - Protection du scintillateur par une grille rilsan dont la transparence est de 89 %.
- Electronique associée :
 - Alimentation haute tension et électronique de mise en forme des impulsions situées dans le corps de la sonde.
 - Seuil discriminateur ≈ 50 mV.

Fiche N°P13

Matériel portable

CARACTERISTIQUES PHYSIQUES

- Mouvement Propre : $< 2 \text{ c.s}^{-1}$
- Rendements de détection : (calculés avec des sources surfaciques sous 4π)
 - $^{80}\text{Sr}-^{80}\text{Y}$: 21 %
 - ^{36}Cl : 20 %
 - ^{137}Cs : 12 %
 - ^{60}Co : 5,5 %
 - ^{14}C : 0,3 %
- Limites de détection :

Equivalent $^{80}\text{Sr}-^{80}\text{Y}$

	Sonde		Frottis
	Bq	Bq.cm ⁻²	Bq.cm ⁻²
MIP 10 - Gamme x1 ($2\theta = 14 \text{ s}$)	13	0,4	0,4
CAB - Gamme 1 à 10 c.s^{-1} ($2\theta = 5 \text{ s}$)	25	0,8	0,8
ICTO et MIP10 Digital- ($2\theta = 1 \text{ s}$)	76	2,5	2,5
ECM 21, ICTO et MIP10 Digital - Mode Intégration : temps = 60 s	5,6	0,2	0,2

- Sensibilité ambiance γ : $65 \text{ c.s}^{-1} / 10 \mu\text{Sv.h}^{-1}$
- Sensibilité aux rayonnements parasites :
 - α : 0,3 %
 - X : 0 %
 - γ : 0,3 %
- Surface sensible : 30 cm²
- Limite inférieure d'énergie β : 200 keV

INFOS COMPLEMENTAIRES

- Précautions :
 - Vérifier l'état du scintillateur avant utilisation : un scintillateur photosensible endommage gravement le photomultiplicateur.
 - Brancher la sonde sur boîtier éteint.
- Alimentation : Par les basses tensions du polyradiamètre ou de l'échelle de comptage
- Documents associés :
 - Notices constructeurs consultables au SPR/LMPS/M.
 - Contrôle périodique : DUSP/SPR CG 071
 - Fiche P09 : MIP 10.
 - Fiche P10 : CAB.
 - Fiche M08 : ECM 21.
 - Fiche P46 : MIP10 Digital
 - Fiche P50 : ICTO
- Fournisseur / Prix : CANBERRA / 1 700 €.
- Dimensions / Poids : Long : 259 mm - Diamètre : 87 mm / 850 g.

Matériel portable

Fiche N° : P21

SONDES GAMMA SG3, SMIG et SG2

FONCTION

Sondes destinées à la détection des contaminations γ .

SG3



SMIG



SG2



DETECTION

- Appareils associés :
 - IPAB 7.1 \Rightarrow SG3
 - MIP 10 \Rightarrow SMIG
 - MIP 10, CAB, ECM21, ICTO et MIP10 Digital (câbles spécifiques) \Rightarrow SG2.
- Type de détection :
 - Scintillateur NaI (TI) ($\phi = 32$ mm, épaisseur = 25 mm) associé à un photomultiplicateur.
 - Protection du scintillateur et opacité à la lumière assurée par une fenêtre en aluminium de 135 mg.cm⁻² (0,5 mm).
- Electronique associée :
 - Alimentation haute tension et électronique de mise en forme des impulsions situées au niveau :
 - de l'IPAB 7.1 pour la SG3.
 - du corps de la sonde pour SMIG et SG.2.
 - HT de fonctionnement \approx 850 V (SG3).
Largeur de palier \approx 200 V (SG3).

Fiche N°P21

Matériel portable

CARACTÉRISTIQUES PHYSIQUES

- Mouvement Propre :** < 40 c.s⁻¹ (sans protection); 3 c.s⁻¹ sous 5 cm de Pb
- Rendements de détection au contact :** (calculés avec des sources ponctuelles sous 4π)

¹³⁷ Cs : 7 %	⁵⁴ Mn : 9 %
²⁴¹ Am : 7 %	²² Na : 17,5 %
⁶⁰ Co : 12 %	

- Sensibilité de détection à distance :**

LD à 1 m pour ¹³⁷Cs : 250 kBq

Distance	Sensibilité en c.s ⁻¹ / MBq		
	¹³⁷ Cs	²⁴¹ Am	⁶⁰ Co
0,5 m	160	80	270
1 m	55	23	90
2 m	18	7	30

- Limites de détection :**

Equivalent ¹³⁷Cs

	Sonde*		Frottis
	Bq	Bq.cm ⁻²	Bq.cm ⁻²
IPAB 7.1 - Gamme x10 (θ = 4 s)	269	34	9
MIP 10 - Gamme x10 (θ = 4 s)	284	36	9,5
CAB - Gamme 10 à 100 c.s ⁻¹ (θ = 2 s)	419	52	14
ICTO et MIP10 Digital- (θ = 1 s)	625	78	21
ECM 21, ICTO et MIP10 Digital – Mode Intégration : temps = 60 s	68	8,5	2,3

* Attention, lors d'une mesure directe à la sonde l'activité annoncée peut être surestimée par l'influence des contaminations Xy proches de la surface contrôlée.

- Sensibilité ambiance γ :** 7500 c.s⁻¹ / 10 µSv.h⁻¹

- Sensibilité aux rayonnements parasites :** α : 0 % ; β : 0 % ; X : 0 %.
- Surface sensible :** 8 cm².
- Limite inférieure d'énergie γ :** 30 keV.

INFOS COMPLEMENTAIRES

- Précautions :** Brancher la sonde sur boîtier éteint.
- Alimentation :** Par les basses tensions du polyradiamètre ou de l'échelle de comptage.
- Documents associés :**
 - Notices constructeurs consultables au SPR/LMPS/M.
 - Contrôle périodique : DUSP/SPR CG 071
 - Fiche P08 : IPAB 7.1.
 - Fiche P09 : MIP 10.
 - Fiche P10 : CAB.
 - Fiche M08 : ECM 21.
 - Fiche P46 : MIP10 Digital
 - Fiche P50 : ICTO
- Fournisseur / Prix :** CANBERRA / 1 200 €.
- Dimensions / Poids :** Long : 292 mm - Diamètre : 59 mm / 850 g (SG2).

Matériel portable

BABYLINES
21, 31, 81, 91

Fiche N° : P23

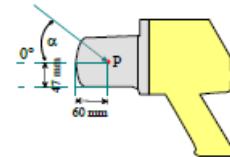
FONCTION

Débitmètre à réponse linéaire qui mesure le débit de dose absorbée dans les tissus de l'organisme soumis à une irradiation de photons γ , X ou de particules β .



DETECTION - MESURE

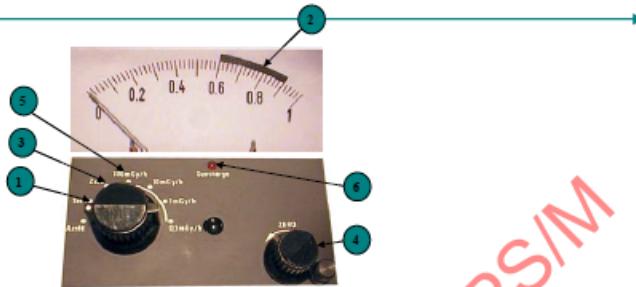
- Type de détecteur : Chambre d'ionisation de 515 cm^3 remplie d'air dont la paroi est constituée en matériau équivalent tissu organique permettant 2 types d'évaluation :
 - Paroi chambre mince (7 mg.cm^{-2}) \Rightarrow irradiation de la peau ($\beta\gamma$).
 - Enveloppe externe (300 mg.cm^{-2}) \Rightarrow irradiation en profondeur (γ).
- Grandeur mesurée : Dose et débit de dose sous 7 mg.cm^{-2} ou 300 mg.cm^{-2} .
- Unité de mesure : mGy.h^{-1} ou rad.h^{-1} et sous-multiples sur les appareils les plus anciens.
- Gamme de mesure : $10 \mu\text{Gy.h}^{-1}$ à 100 mGy.h^{-1} .
- Gamme d'énergie : Photons de 10 keV à 10 MeV .
- Précision, linéarité : $\pm 10 \%$.
(calibration au ^{137}Cs)
- Limite de détection : $6 \mu\text{Gy.h}^{-1}$.
- Mouvement propre : $< 2 \mu\text{Gy.h}^{-1}$.
- Position de référence : Direction préférentielle \Rightarrow axiale.
(direction préférentielle, centre du détecteur)
Centre à 80 mm sous 300 mg.cm^{-2} et $57,5 \text{ mm}$ sous 7 mg.cm^{-2} de la paroi frontale.
Centre à 47 mm sous 300 mg.cm^{-2} et 40 mm sous 7 mg.cm^{-2} de la paroi latérale.
- Réponse angulaire : (isotropie)
Pour $\alpha = 0^\circ \pm 90^\circ$.
Variation de la mesure : $\pm 10\%$.
- Rayonnements parasites : Sensibilité aux rayonnements neutroniques :
 $0,1 \pm 0,01 \mu\text{Gy.h}^{-1}$ pour $1 \text{ neutron. cm}^{-2}. \text{s}^{-1}$.



Fiche N°P23

Matériel portable

UTILISATION



- **Test batterie :** Mettre le commutateur sur Test (1) et vérifier que l'aiguille se positionne dans la plage noire du cadran (2).
- **Réglage du zéro :** Mettre le commutateur sur Zéro (3) et ajuster si besoin l'aiguille au 0 du cadran au moyen de la molette prévue à cet effet (4).
Nota : l'orientation de la babyline influe sur le réglage du zéro : si la mesure est effectuée capot vers le bas, le réglage du zéro se fait dans la même position.
- **Mesure débit de dose :** Mettre le commutateur sur la gamme de mesure la plus élevée (5) puis commuter vers les gammes inférieures de manière à obtenir la déviation maximale de l'aiguille sans sortir de l'échelle de mesure.
- **Surcharge :** (modèles 31, 81, 91)
Si le débit de dose mesuré est plusieurs fois supérieur à la gamme de mesure sélectionnée, il y a disjonction : le voyant placé sur la face avant du boîtier s'allume (6) et l'aiguille part en butée positive. Pour désarmer le disjoncteur il suffit de mettre le commutateur sur Test puis de reprendre la mesure avec la gamme appropriée.



La Babyline sous estime largement le Débit de Dose lors des mesures au contact sur une configuration dite en « fin pinceau ».

INFOS COMPLEMENTAIRES

- **Alimentation / Autonomie :** 4 piles R14 (1,5V) ou 1 piles LR20 selon modèle, situées dans la crosse. 60 heures avec piles alcalines 1,5V / 100 heures avec accumulateur.
- **Absorbeur d'humidité :** Sur modèles 81 et 91, vérifier la couleur du gel de silice avant utilisation : la couleur doit être orange. Si le gel a viré au jaune pale, il faut le remplacer.
(Avant 1999, le silicagel était bleu et virait au rose en fin de vie).
- **Dimensions / Poids :** 290 x 115 x 236 mm (L x l x h) / 1,650 kg.
- **Fournisseur / Prix :** CANBERRA / 2 100 €.
- **Documents associés :**
 - Notice constructeur consultable au SPR/LMPS/M.
 - Contrôle périodique : DUSP/SPR CG 071.

Matériel portable

Fiche N° : P31

FH 40 G(L) 10

FONCTION

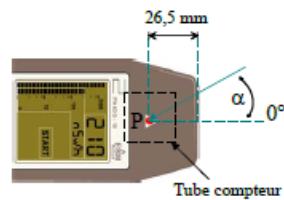
Ce radiomètre léger et peu encombrant est destiné à la mesure de débits d'équivalent de dose γ , X ambiant $H^*(10)$.



DETECTION - MESURE

- Type de détection : Compteur proportionnel de 25 mm de diamètre sur 25,8 mm de long.
- Sensibilité : 2 Imp.s⁻¹/µSv.h⁻¹.
- Grandeur mesurée : Dose et débit d'équivalent de dose ambiant $H^*(10)$.
- Unité de mesure : Sv, Sv.h⁻¹ et sous multiples.
- Gamme de mesure : (commutation automatique)

	FH40 G10	FH40 GL10
Débit	$0,01 \mu\text{Sv.h}^{-1}$ à 1Sv.h^{-1}	$0,01 \mu\text{Sv.h}^{-1}$ à $0,1 \text{Sv.h}^{-1}$
Dose	$0,1 \mu\text{Sv}$ à 1Sv	
- Gamme d'énergie : 33 keV à 3 MeV.
- Limite de détection : 60nSv.h^{-1}
- Mouvement propre : $< 150 \text{nSv.h}^{-1}$.
- Précision : $\pm 20 \%$.
(calibration ^{137}Cs)
- Position de référence : (Direction préférentielle, centre du détecteur)
 - Centre à 21,5 mm en dessous du repère triangulaire et à 26,5 mm de la face avant.
 - Direction préférentielle = axiale.
- Réponse angulaire : Pour $\alpha = 0^\circ \pm 75^\circ$
Variation de la mesure : $\pm 20 \%$.



Fiche N°P31

Matériel portable

UTILISATION

- Mise en service :

Touche (1)

Appuyer sur (1) : tous les segments de l'écran s'allument, l'alarme sonore retentit, l'affichage indique la version du programme, l'identification de l'appareil puis la tension des piles (V) : si cette tension est insuffisante (< 1,8 V), l'appareil s'éteint.



Le FH40 passe ensuite en mode radiamètre.

- Fonctions et Navigation :

Touche (2)

- une pression sur (2) : visualisation mesure du compteur interne.
- pressions successives sur (2) : les différentes fonctions de l'appareil défilent.
 - une fonction est visualisée 6 s puis l'affichage revient au mode initial.
 - une pression continue sur (2) permet de visualiser la fonction affichée au-delà des 6 secondes.

FONCTION*	DESCRIPTION
ALARM	Visualisation seuil d'alarme débit de dose
ALDOS	Visualisation seuil d'alarme dose
MAX	Visualisation du débit max depuis mise en service ou remise à zéro
DOSE I	Visualisation de la dose intégrée depuis mise en service ou remise à zéro
MEAN	Visualisation de la moyenne du débit de dose depuis mise en service ou remise à zéro
TIME	Visualisation du temps en h : m : s depuis mise en service
MEM	Visualisation des mesures mémorisées par la fonction STORE avec les touches ▽(3) et △(4)
SET AL	Modification du seuil d'alarme débit de dose avec les touches ▽(3) et △(4) puis (2) pour valider
SET DO	Modification du seuil d'alarme dose avec les touches ▽(3) et △(4) puis (2) pour valider
MAXCLEAR	Remise à zéro de la fonction MAX avec les touches ▽(3) ou △(4)
DOSCLR	Remise à zéro de la fonction DOSE I avec les touches ▽(3) ou △(4)
MEANCLR	Remise à zéro de la fonction MEAN avec les touches ▽(3) ou △(4)
MEMCLR	Effacement des mesures stockées en mémoire avec les touches ▽(3) ou △(4)
TIMSET	Modification du temps de comptage en s de la fonction START avec les touches ▽(3) et △(4) puis (2) pour valider
START	Lancement d'un comptage avec les touches ▽(3) ou △(4). Affichage du temps en s et des impulsions comptabilisées. Lorsque le temps TIMSET est écoulé, l'affichage indique la valeur finale de la mesure convertie en Sv.h ⁻¹ et affiche la fonction STORE
STORE	Stockage en mémoire avec les touches ▽(3) ou △(4) des mesures réalisées avec la fonction START (max=256)

* Fonctions principales

- Réglage d'un paramètre :

Touche (4)

- sélectionner le paramètre à modifier
- les touches ▽(3) et △(4) permettent de décrémenter ou d'incrémenter les valeurs. Ces touches permettent aussi d'effacer des valeurs telles que la dose ou le débit max.
- la validation des nouveaux paramètres s'effectue alors par la touche (2).

- Alarme sonore :

Touche (3)

- 1^{ère} pression : active un bruiteur (1 bip à chaque impulsion comptée).
- 2^{ème} pression : signal sonore proportionnel au débit de dose.
- 3^{ème} pression : le bruiteur est désactivé.
- sur dépassement d'un seuil d'alarme, une alarme sonore continue (débit de dose) ou discontinue (dose) est émise et peut être inhibée par (3).

- Mise à l'arrêt :

Appuyer sur (1).

INFOS COMPLEMENTAIRES

- Alimentation / Autonomie : 2 piles 1,5 V R6 / 250 heures (alcaline). Batterie faible : Alarme visuelle si tension batterie < 2,2V, arrêt si < 1,8 V.
- Accessoires : Des sondes externes γ, n, α, β peuvent être connectées au FH40 G(L)10.
- Options : Le FH40 peut être connecté à un PC et configuré au moyen d'un logiciel.
- Fournisseur / Prix : APVL / 2 000 €.
- Documents associés :

 - Notice constructeur consultable au SPR/LMPS/M.
 - Contrôle périodique : DUSP/SPR CG 071

- Dimensions / Poids : 195 x 73 x 42 mm (L x l x h) / 410 g.

ANNEXE 4

Tableau des mesures réalisées afin de créer nos courbes de rendement

Matériaux	Epaisseur (mm)	SMIB (cps)	SMIG (cps)
		7599	1370
PMMA	1,7	2999	970
	3	1199	870
	4,7	299	830
	9,8	1	550
	14,6	0,6	370
Cuivre	1	4	820
	2	2	610
	3	1,4	490
Laiton	1,5	1,4	750
	5	2	290
	6,5	1	230
Acier	5,2	0,2	370
	10,4	0,8	170

Table 6: Résultats issus des mesures pour réaliser les courbes de rendement

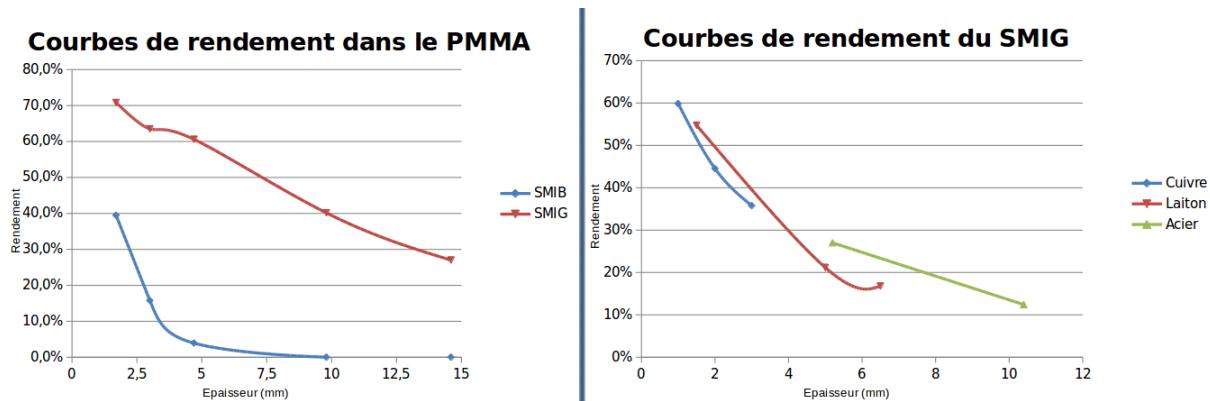
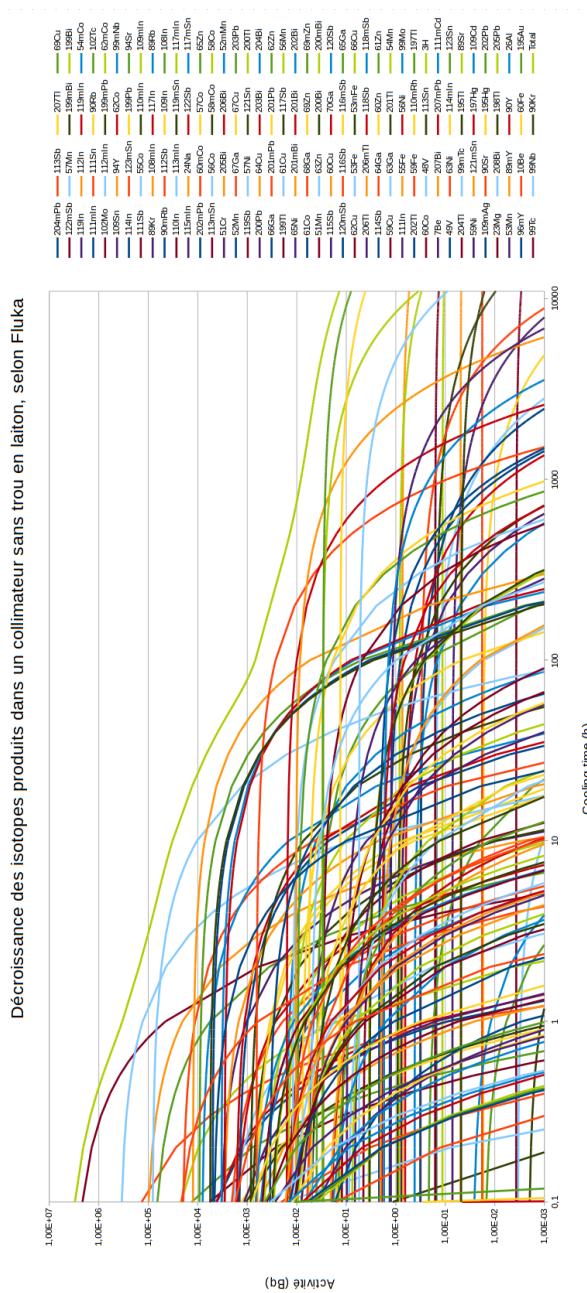


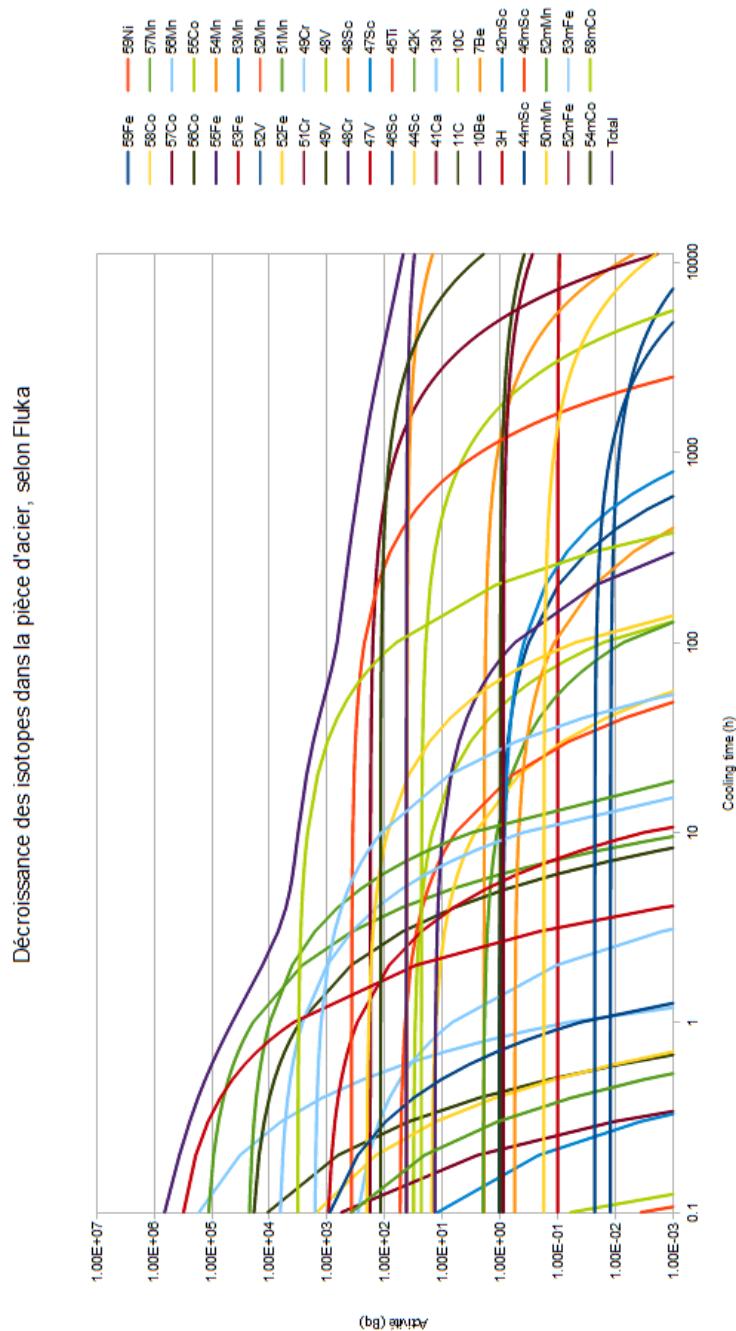
Figure 11: Courbes de rendement réalisées à partir des mesures expérimentales avec les deux sondes du MIP10

ANNEXE 5

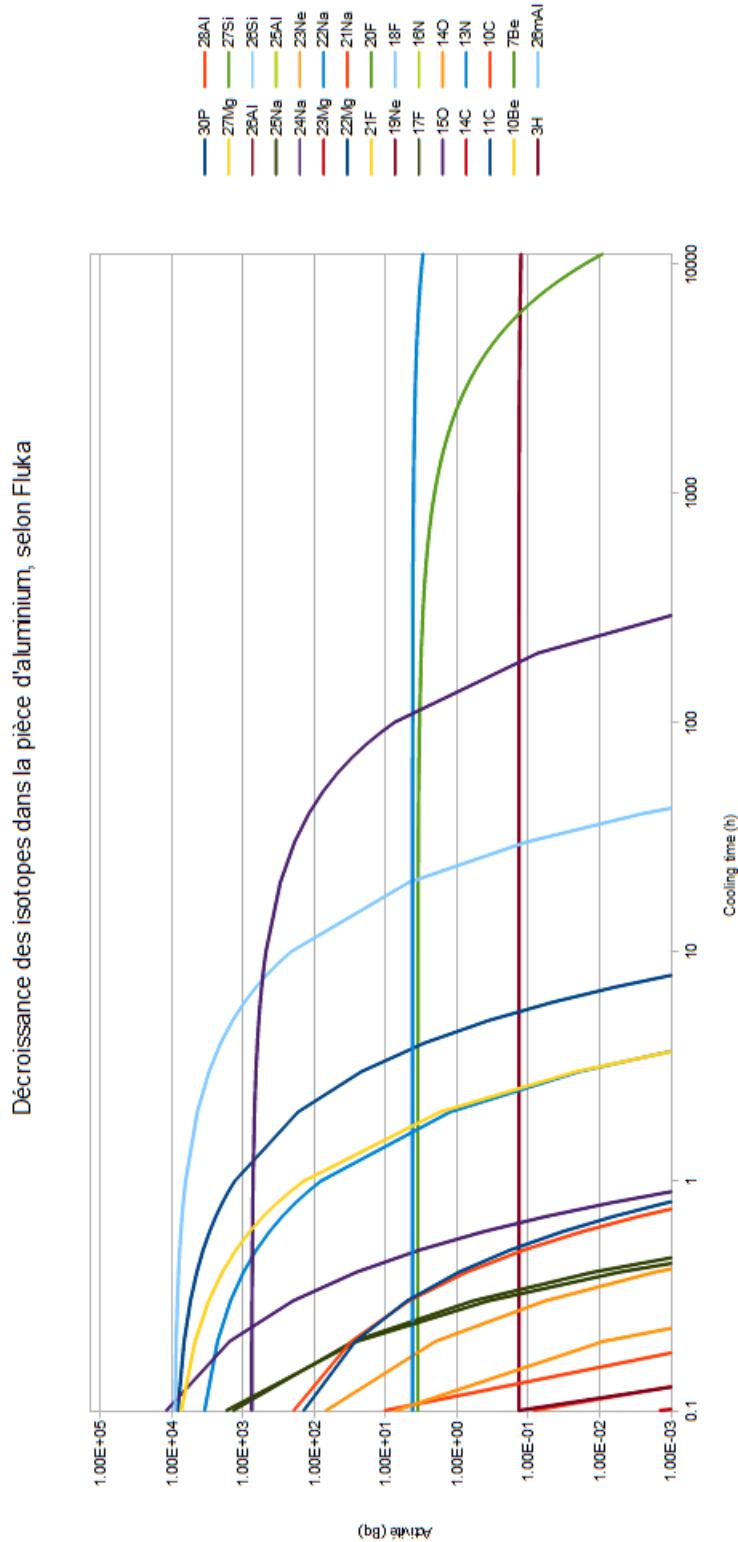
Décroissance des isotopes produits dans le laiton



Décroissance des isotopes produits dans l'acier



Décroissance des isotopes produits dans l'aluminium



ANNEXE 6

Valeurs des pics en énergie et leurs intensités associées pour les isotopes créés dans l'acier

Element	Pics d'énergie (keV)	Intensité (%)	Element	Pics d'énergie (keV)	Intensité (%)
53Fe	377,90	42,0	44Sc	1 157,02	99,9
51Mn	/	/	48Cr	112,31 308,24	96 100
11C	/	/	7Be	477,60	10,4
49Cr	/	/	57Co	122,06065 136,47356	85,6 10,68
55Co	477,2 931,1 1408,5	20,2 75 16,9	49V	/	/
56Mn	846,7638 1810,726	98,85 26,9	58Co	810,76	99,5
47V	/	/	3H	5,69	18,6
57Mn	122,06	14,0	10C	718,35	100,0
52V	1 434,06	100,0	46Sc	889,277 1120,545	99,984 99,987
52Mn	744,233 935,544 1434,092	90 94,5 100	53Mn	/	/
52Fe	/	/	10Be	/	/
51Cr	320,08	9,9	44mSc	/	/
56Co	846,77 1238,288	99,9399 66,46	46mSc	142,53	62,0
13N	/	/	50mMn	783,3 1098 1443,3	100 98,5 69
15O	/	/	52mMn	1 434,06	98,3
55Fe	/	/	52mFe	621,7 869,9 929,5 1416,1 2037,6	51 93 100 48 50
54Mn	834,85	100,0	53mFe	701,1 1011,5 1328,1	100 86 87
45Ti	/	/	54mCo	411,00	97,0
48V	983,525 1312,106	99,98 98,2	58mCo	1130 1407	98 100

/ : soit l'isotope n'est pas émetteur gamma, soit l'intensité associée aux pics d'énergie est trop faible pour permettre l'identification de l'isotope, soit les données sont inexistantes sur Nudat.

Valeurs des pics en énergie et leurs intensités associées pour les isotopes créés dans le laiton

Element	Pics d'énergie (keV)	Intensité (%)	Element	Pics d'énergie (keV)	Intensité (%)
204 ^m Pb	374,76	94,20	112Sb	1256,68	93,14
	899,15	99,174		990,69	13,9
	911,74	91,5	109In	203,50	73,5
113Sb	497,96	80	108In	632,9	100
	332,41	14,8		875,4	100
207Tl	/	/	110In	657,75	98
69Cu	834,4	13,1		884,667	93
	1007,5	23		937,478	68,4
122 ^m Sb	61,41	55,0	113 ^m In	391,70	64,9
57Mn	122,06	14,0	119 ^m Sn	/	/
199 ^m Bi	/	/	117 ^m In	/	/
199Bi	/	/	115 ^m In	336,24	45,8
119In	763,14	92,0	24Na	1368,626	99,9936
112In	/	/		2754,007	99,855
119 ^m In	/	/	122Sb	564,24	70,7
54 ^m Co	411	97	117 ^m Sn	158,56	86,4
	1130	98	202 ^m Pb	422,12	84
	1407	100		960,7	89,9
111 ^m In	537,00	87,2	60 ^m Co	/	/
111Sn	/	/	57Co	122,06	85,6
90Rb	831,69	40,0	65Zn	1 115,54	50,0
102Tc	/	/	113 ^m Sn	/	/
102Mo	/	/	56Co	846,77	99,9399
112 ^m In	156,61	13,3		1238,288	66,46
199 ^m Pb	/	/	58 ^m Co	/	/
62 ^m Co	1163,5	70,5	58Co	810,76	99,5
	1172,9	97,7	51Cr	/	/
109Sn	649,8	28	205Bi	703,45	31,1
	1099,2	30		1764,3	32,5
94Y	918,74	56,0	206Bi	516,18	40,8
	1172,9	83,2		803,1	99
62Co	2301,9	14,7		881,01	66,2
99 ^m Nb	1 738,00	63,0	52 ^m Mn	1 434,06	98,3
				744,233	90
114In				935,544	94,5
	/	/		1434,092	100
123 ^m Sn	160,32	85,7	57Ni	93,31	38,81
199Pb	366,90	44,0		184,576	21,41
94Sr	1 427,70	94,2	67Ga	184,58	48,7
111Sb	154,48	67	203Pb	279,20	80,9
	489,1	40	119Sb	/	/
55Co	477,2	20,2	57Ni	127,164	16,7
	931,1	75		1377,63	81,7
			121Sn	/	/

110 ^m In	657,75	97,7	367,942	87
109 ^m In	650,10	93,7	579,3	13,7
89Kr	220,95	20,1	1205,75	30
108 ^m In	632,90	76,4	200Pb	38,2
	158,6	87	64Cu	/
117In	552,9	100		/
	1031,92	63	203Bi	30
89Rb	1248,14	46		13,2
90 ^m Rb	831,69	94,0	374,76	82
	1039,22	37	899,15	99
66Ga	2751,835	22,7	983,98	59
201 ^m Pb	/	/	204Bi	99,85
201Pb	331,15	77,0	60Co	99,9826
	548,35	15,3		99,98
62Zn	596,56	26	48V	98,2
199Tl	208,2	12,3	113Sn	65,0
	455,46	12,4	3H	/
	282,956	12,2	7Be	10,4
61Cu	656,008	10,8		569,698
117Sb	158,56	85,9	207Bi	97,75
	846,7638	98,85		74,5
56Mn	1810,726	26,9	207 ^m Pb	/
	1115,53	15,43	111 ^m Cd	29,1
65Ni	1481,84	23,59		94
201 ^m Bi	/	/	49V	/
	629,1	26	63Ni	/
201Bi	936,2	12,2		/
	422,13	83,7	114 ^m In	15,6
	657,49	60,6	123Sn	85,7
202Bi	960,67	99,283	204Tl	/
61Co	67,41	84,7	99 ^m Tc	89,0
68Ga	/	/		563,52
69Zn	/	/	195Tl	11,2
69 ^m Zn	438,63	94,9		884,47
51Mn	/	/	89Sr	10,6
63Zn	/	/	59Ni	/
	245,15	46	121 ^m Sn	/
	419,77	91	197Hg	/
	462,34	98	109Cd	/
200Bi	1026,49	100		
200 ^m Bi	/	/	109 ^m Ag	/
115Sb	497,31	97,9	90Sr	/
	826,4	21,7	195Hg	/
	1332,5	88		
60Cu	1791,6	45,4	202Pb	/
70Ga	/	/	23Mg	/
120Sb	/	/	208Bi	99,8
	2 614,50			

¹²⁰ mSb	89,8 197,3 1023,3 1171,7	79,5 87 99,4 100	¹⁹⁸ Tl	411,8 636,7 675,8	82 10,1 10,9
¹¹⁶ Sb	931,84 1293,558 2225,19	24,8 85 14,6	205Pb	/	/
¹¹⁶ mSb	/	/	53Mn	/	/
⁶⁵ Ga	61,20 115,09	11,4 54	⁸⁹ mY	908,96	99,2
⁶² Cu	/	/	⁹⁰ Y	/	/
⁵³ Fe	377,90	42,0	²⁶ Al	1 808,65	99,8
⁵³ mFe	701,1 1011,5 1328,1	100 86 87	⁹⁶ mY	/	/
⁶⁶ Cu	/	/	¹⁰ Be	/	/
²⁰⁶ Tl	/	/	⁶⁰ Fe	/	/
²⁰⁶ mTl	216,4 265,7 453,3 686,5 1021,5	74 86 93 91 69	¹⁹⁵ Au	98,86	11,2
¹¹⁸ Sb	/	/	⁹⁹ Tc	/	/
¹¹⁸ mSb	253,678 1050,69 1229,65	99 97 100	⁹⁹ Nb	97,8 137,7	43 81
¹¹⁴ Sb	887,57 1299,92	17,7 98,7	⁹⁰ Kr	121,82 539,49 1118,69	35 30,8 39
⁶⁴ Ga	807,85 991,51 1387,27 3365,87	14,5 46 12,6 14	⁵⁹ Cu	878 1301,35	11,4 14,78
⁶⁰ Zn	61,4 273,4 670,3	26 10,9 64	⁶³ Ga	627,1 637	10,3 11,2
⁶¹ Zn	475,00	16,5	²⁰¹ Tl	167,43	10,0
⁵⁶ Ni	158,38 269,5 480,44 749,95 811,85	98,8 36,5 36,5 49,5 86	⁵⁴ Mn	834,85	100,0
⁹⁹ Mo	739,50	12,3	¹¹¹ In	171,28 245,35	90,7 94,1
⁵⁹ Fe	1099,245 1291,59	56,5 43,2	⁵⁵ Fe	/	/
¹¹⁰ Rh	/	/	¹⁹⁷ Tl	425,84	13,0
			²⁰² Tl	439,51	91,5

/ : soit l'isotope n'est pas émetteur gamma, soit l'intensité associée aux pics d'énergie est trop faible pour permettre l'identification de l'isotope, soit les données sont inexistantes sur Nudat.

Valeurs des pics en énergie et leurs intensités associées pour les isotopes créés dans l'aluminium

Isotope	Pic d'énergie (keV)	Intensité (%)	Isotope	Pic d'énergie (keV)	Intensité (%)
68Ga	1077.34	3.22	51Mn	749.07	0.265
	93,310	38,81			
	184,576	21,410			
67Ga	300,217	16,64	49V	/	/
67Cu	99.9	71	49Cr	1361.61	0.045
66Ga	1039.22	37	48V	983.525	99.98
65Zn	1115.539	50.04	47Sc	159.381	68.3
65Ga	115.09	54	47V	1793.9	0.191
64Cu	/	/	46Sc	1120.545	99.987
63Ni	/	/	45Ti	719.6	0.154
63Zn	/	/	44Sc	1157.02	99.9
62Cu	/	/	44Ti	78.3234	96.4
62Zn	596.56	26	43Sc	372.9	22.5
61Cu	282.956	12.2	42K	1524.6	18.08
60Co	1332.492	99.9826	41Ca	9.314	7.6
60Cu	1332	88	36Cl	/	/
59Ni	/	/	26Al	1808.65	99.76
58Co	810.7593	99.45	24Na	1368.626	99.9936
57Co	122.06065	85.6	22Na	1274.537	99.94
56Co	846.77	99.9399	18F	/	/
56Mn	846.7638	98.85	14C	/	/
55Co	931.1	75	11C	/	/
55Fe	126	/	10Be	/	/
54Mn	834.848	99.976	7Be	477.6035	10.44
53Mn	/	/	3H	/	/
52Mn	1434.06	98.3	44mSc	1157.002	1.2
52Fe	929.5	100	52mMn	1434.06	98.3
51Cr	320.0824	9.91	58mCo	/	/

/ : soit l'isotope n'est pas émetteur gamma, soit l'intensité associée aux pics d'énergie est trop faible pour permettre l'indentification de l'isotope, soit les données sont inexistantes sur Nudat.

ANNEXE 7

Données associées à l'étude spectrométrique

1. Résumé des analyses spectrométriques

	Irradiation	Cooling time	E (keV)	Isotope	Periode	A calc (Bq)	A mes (%)	A calc (%)		
Laiton 5	Pas irradié	NA	1453	K-40	1,24E9 a	---	---	---		
Laiton 4	13 Gy, 3,69E9 p/s	26 j	121	Co-57	272 j	2	16	27		
			511	anihilation	NA	3	---	---		
			700	?	?	1,2	---	---		
			807	Co-58	70 j	5	53	68		
			1110	Zn-65	244 j	0,3	31	4		
Laiton 1	13 Gy, 3,26E9 p/s	274 j	1453	K-40	1,24E9 a	---	---	---		
			121	Co-57	272 j	1,0	39	50		
			511	anihilation	NA	0,3	---	---		
			807	Co-58	70 j	0,4	28	20		
			1110	Zn-65	244 j	0,6	33	30		
Acier	13 Gy, 3,89E9 p/s	6 j et 5 h	1453	K-40	1,24E9 a	---	---	---		
			320	Cr-51	28 d	20	7	7		
			511	anihilation	NA	110	---	---		
			741	Mn-52	5,6 j	74	22	27		
			831	Mn-54	312 j	37	20	14		
			843	In-110	4,9 h					
			931	Mn-52	5,6 j	63	21	23		
			979	V-48	16 j	8	3	3		
			1230	Co-56	77 j	19	6	7		
			1300	V-48	16 j	6	2	2		
Aluminum	13 Gy, 3,69E9 p/s	1j et 5,3 h	1420	Mn-52	5,6 j	44	19	16		
			1453	K-40	1,24E9 a	---	---	---		
			511	anihilation	NA	26	---	---		
			1360	Na-24	15 h	50	100	100		
			1453	K-40	1,24E9 a	---	---	---		

Table 7: Tableau récapitulatif des analyses spectrométriques

2. Graphiques expérimentaux et courbe d'efficacité

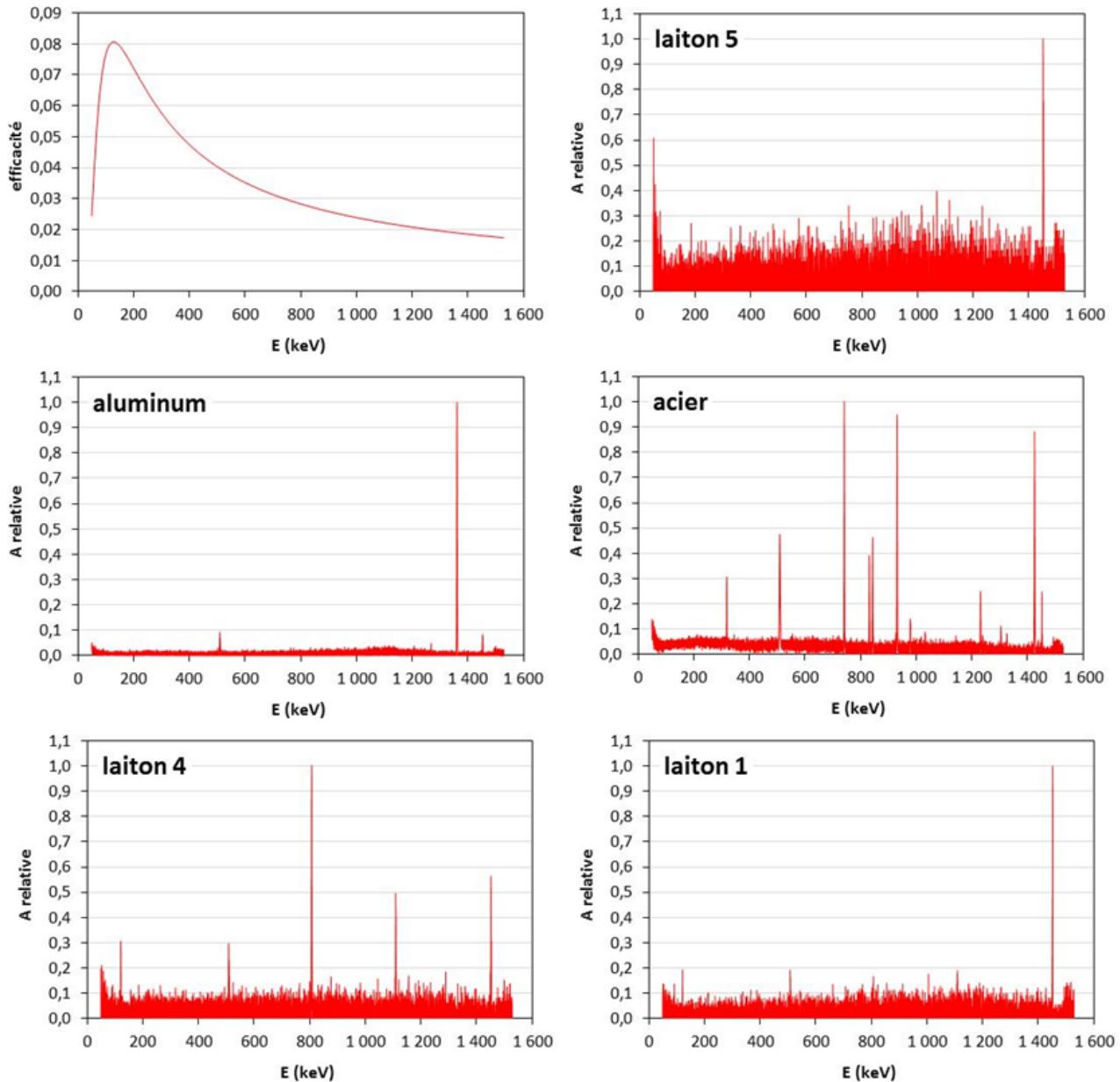


Figure 12: Courbe d'efficacité (≥ 50 keV) et spectres relatifs mesurés (corrigés par l'efficacité)

3. Comparaison Fluka-mesure, en relatif

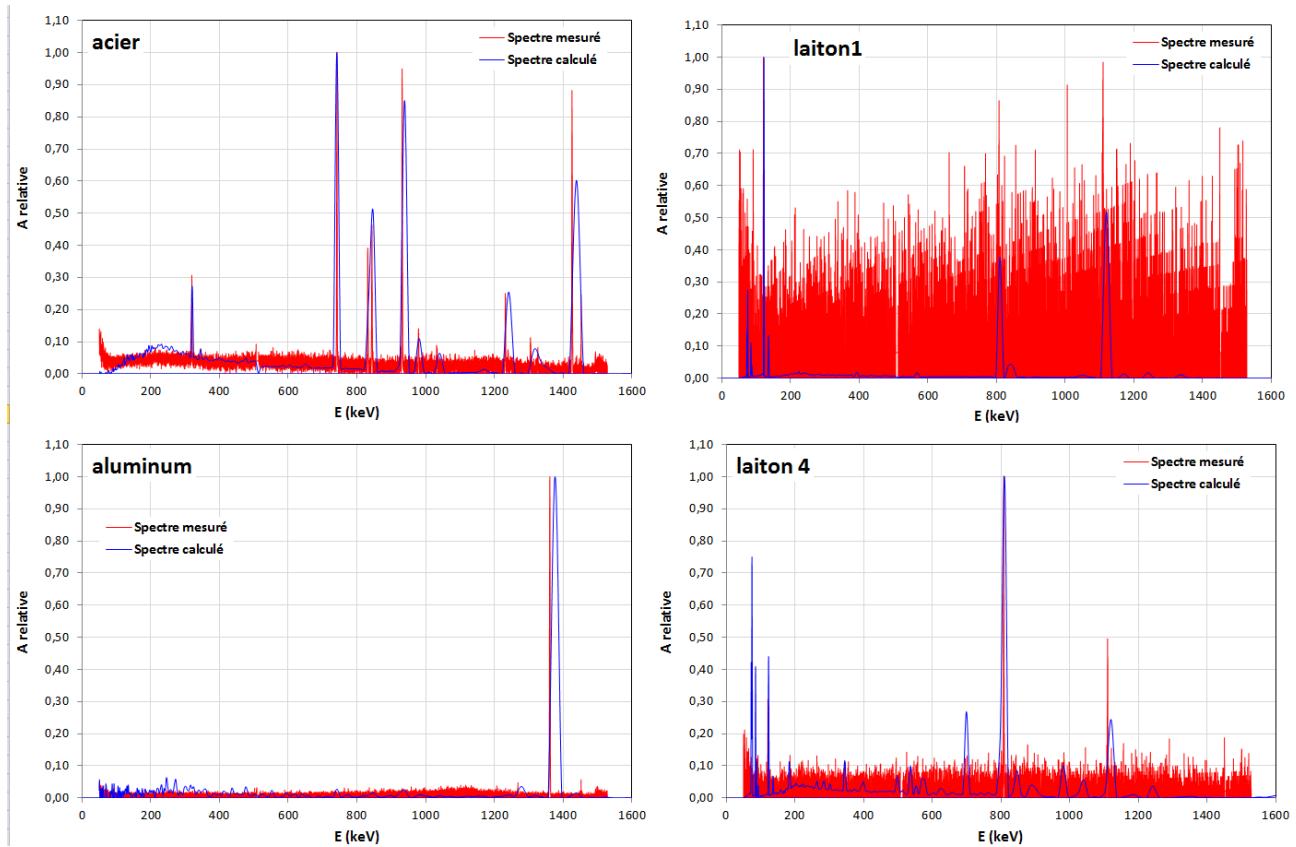


Figure 13: Superposition des spectres relatifs mesurés et calculés

4. Graphiques permettant la comparaison des spectres du laiton 4 et 5 (non corrigés par le bruit de fond) avec celui du bruit de fond

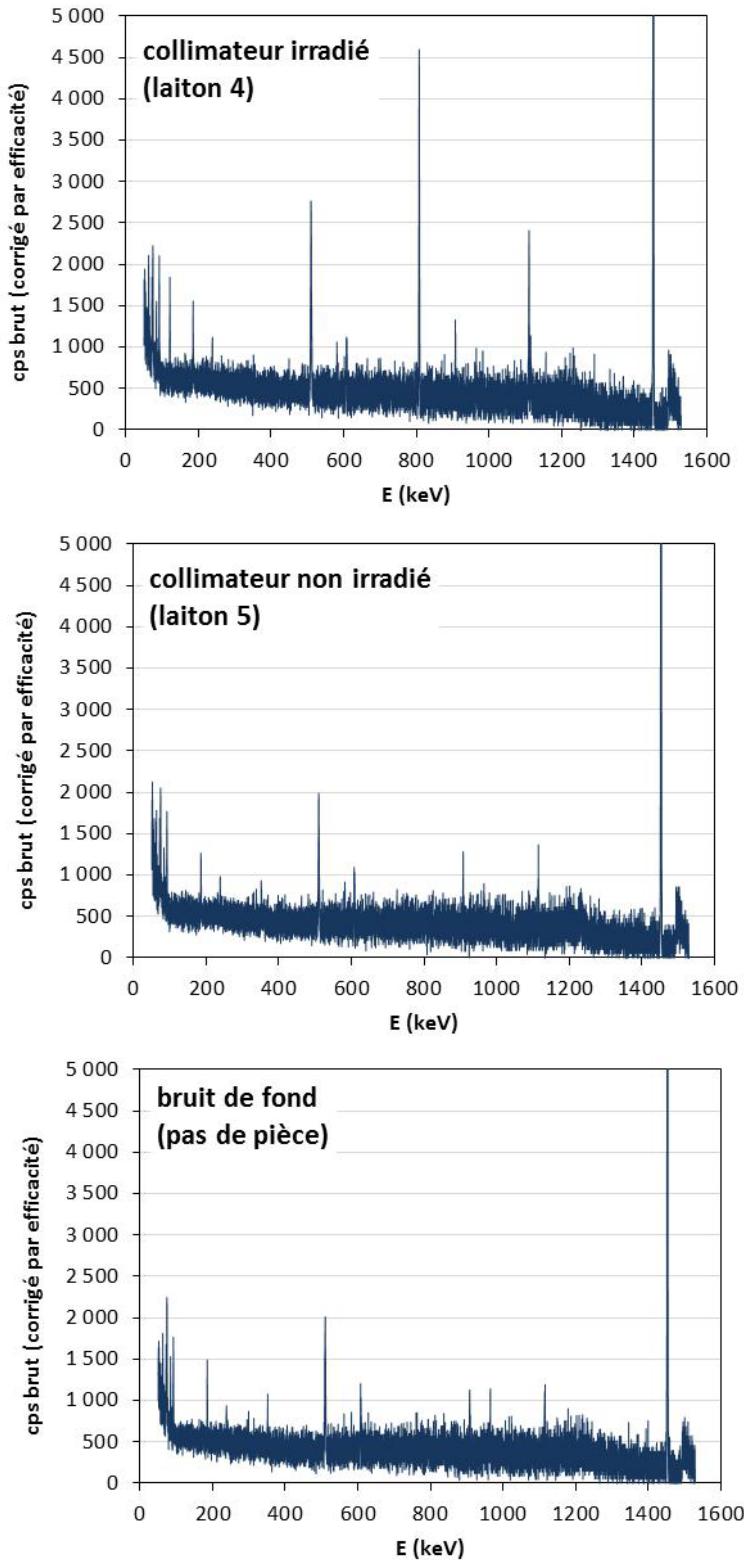


Figure 14: Superposition des spectres relatifs mesurés et calculés

5. Tableau comparatif du laiton 4 et 5 avec le bruit de fond

	1452 keV	121 keV	1110 keV	Activité intégrée sur tout le spectre
	^{40}K	^{57}Co	^{65}Zn	
Laiton 5	10 268			6 676 868
Laiton 4	10 268	1 630	2 404	7 381 499
Bruit de fond	10 714			6 586 867
Moyenne	10 417	$^{40}\text{K} / ^{57}\text{Co}$ 6,4	$^{40}\text{K} / ^{65}\text{Zn}$ 4,3	Laiton 4 / bruit de fond 1,1206

Table 8: Valeurs comparatives entre le laiton 4 et 5 avec le bruit de fond

ANNEXE 8

Données associées à l'étude complémentaire**1. Les différentes compositions du laiton**

Composition du laiton	Activité du ^{57}Co (Bq)	Activité du ^{65}Zn (Bq)
58% Cu 38% Zn 3% Pb 0,3% Fe 0,3% Sn 0,3% Ni 0,1% Al	13,2	29,4
58% Cu 38% Zn 4% Pb	12,4	29,0
58,5% Cu 38,5% Zn 3% Pb	13,0	30,4
77% Cu 19% Zn 4% Pb	15,1	19,4
29% Cu 67% Zn 4% Pb	8,39	43,7

Figure 15: Tableau présentant les activités estimées par Fluka pour différentes compositions de laiton

2. Les différents matériaux étudiés

Cuivre En irradiant un collimateur composé exclusivement de cuivre, le ^{57}Co et le ^{65}Zn sont les deux isotopes produits dont la période est supérieure à 100 jours et l'activité pour un cooling time d'une minute est supérieure à 1 Bq. Le ^{57}Co et le ^{65}Zn ont une activité respective de 2,98 Bq et 1,71 Bq dans ce cas, or nous désirons obtenir des activités inférieures à 1 Bq afin que celles-ci ne soient pas détectables.

Aluminium Pour un collimateur en aluminium, un isotope indésirable est créé. Il s'agit du ^{22}Na , dont la période est de 950 jours et l'activité de 3,56 Bq.

PMMA Les avantages du plastique sont : sa faible section efficace pour la production de neutrons secondaires induite par les protons, il est maniable, léger, et faiblement activé par les protons de toutes énergies par rapport aux métaux. Il ne nécessite pas d'entreposage particulier après utilisation. Néanmoins, ce matériel requiert une épaisseur élevée car sa densité est faible. Cette épaisseur entraîne une pénombre latérale plus grande par rapport à celle qui peut être obtenue avec un collimateur en laiton par exemple. Pour des raisons de commodités et de prix d'usinage, le laiton est préféré [13]. La solution alternative pourrait être la mise en place d'un collimateur hybride plastique/métal ; ceci fera l'objet entre autre de la partie suivante.

Epoxy Constitué de 47,5% d'hydrogène, 45% de carbone et 7,5% d'oxygène [3], ce matériel n'entraîne pas la production d'isotopes secondaires indésirables mais l'épaisseur nécessaire est relativement élevée car sa densité est faible ($1,85 \text{ g/cm}^3$), à savoir environ 2 cm. Le laiton utilisé dans le centre Antoine Lacassagne nécessite seulement 8 mm d'épaisseur pour arrêter les protons de 62 MeV (énergie du faisceau de 65 MeV à la fin du banc optique), car sa densité est de $8,4 \text{ g/cm}^3$.

Titanium dioxide Composé de 66,7% d'oxygène et 33,3% de titane [3], ce matériel entraîne la production de ^{49}V au sein du collimateur. Cet élément a une période de 330 jours et une activité de 1,12 Bq une minute après la fin de l'irradiation.

Nickel oxide Avec 50% de nickel et 50% d'oxygène [3], ce collimateur engendre la production de deux isotopes de période supérieure à 100 jours : le ^{57}Co et le ^{55}Fe , à raison de 17,3 Bq et 1,77 Bq respectivement.

Calcium carbonate L'assemblage de 12% de carbone, 47,96% d'oxygène et 40,04% de calcium [3] nous permet d'éviter la production d'isotopes indésirables, mais nécessite une épaisseur de plus de 1,5 cm ce qui n'est pas à son avantage, du fait de la pénombre latérale de la dose qui se voit alors détériorée.

Graphite Nous avons fait une simulation avec un collimateur en graphite, c'est-à-dire du carbone à 100% à une densité de $2,26 \text{ g/cm}^3$. A nouveau, aucun isotope indésirable n'est produit mais l'épaisseur requise est supérieure à 1,8 cm et de plus, le graphite est fragile à usiner.

Bronze Nous avons également étudié le bronze, constitué de 83% de cuivre, 7% de plomb, 6,9% d'étain et 2,5% de zinc. Comme nous l'avions imaginé, l'activité du ^{57}Co et du ^{65}Zn est supérieure à 1 Bq.

3. Fluences de photons dans le second cas de collimateurs hybrides, en comparaison avec celle du laiton

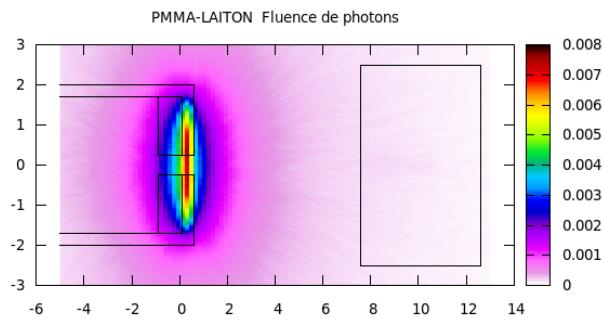


Figure 16: Fluence de photons pour le collimateur composé de PMMA suivi de laiton

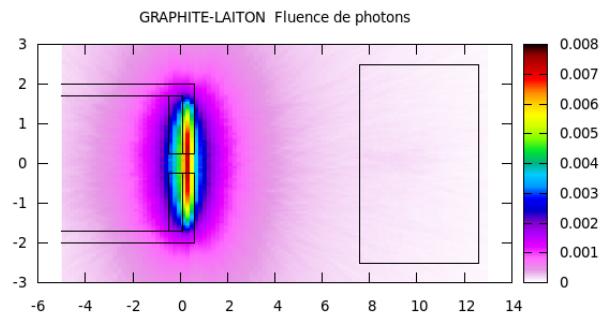


Figure 17: Fluence de photons pour le collimateur composé de graphite suivi de laiton

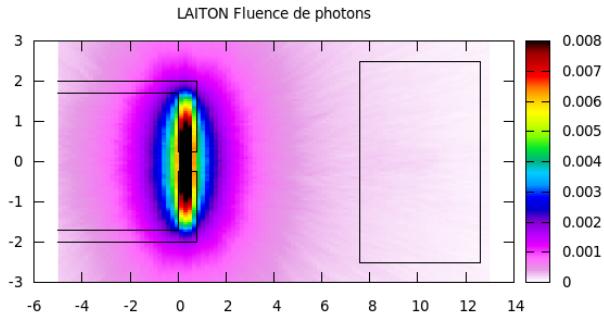


Figure 18: Fluence de photons pour le collimateur composé de laiton uniquement

4. Fluences de neutrons dans le second cas de collimateurs hybrides, en comparaison avec celle du laiton

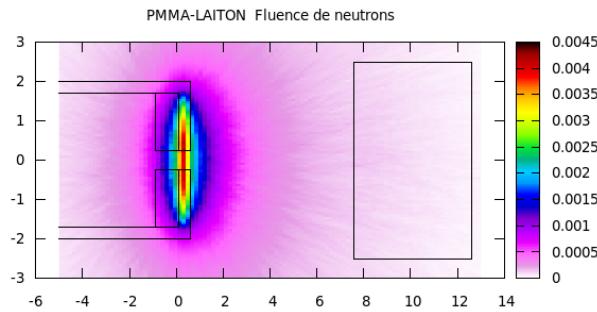


Figure 19: Fluence de neutrons pour le collimateur composé de PMMA suivi de laiton

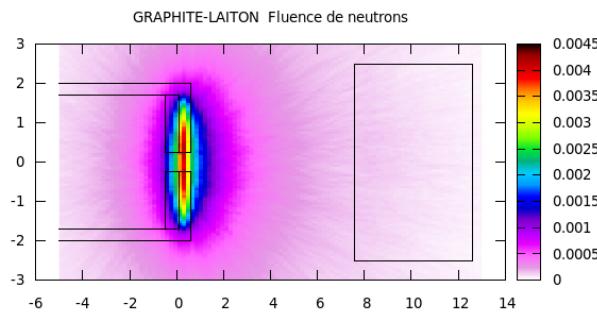


Figure 20: Fluence de neutrons pour le collimateur composé de graphite suivi de laiton

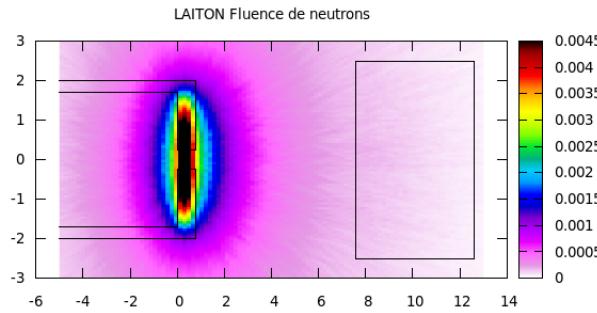


Figure 21: Fluence de neutrons pour le collimateur composé de laiton uniquement

5. Etude du rendement latéral et en profondeur de la dose, pour différentes géométries

Les différents graphiques nécessaires pour cette étude sont fournis ci-dessous. Nous y voyons que la pénombre latérale a la même forme pour tous les collimateurs avec les trous de même taille. Néanmoins, cette forme n'est pas celle requise ; en comparant le graphe de la pénombre du collimateur hybride avec le petit trou et celui avec le grand trou, nous remarquons que la pénombre latérale est fortement dégradée pour les simulations avec les petits trous et il n'est pas possible d'en tirer des conclusions certaines car ces graphiques ne sont pas corrects.

Nous remarquons également que la dose à l'entrée ainsi que la dose au pic diminuent lorsque le trou du collimateur augmente. Ceci est un phénomène physique qui se corrige par le facteur d'ouverture collimateur (FOC) qui permet de calculer le débit de dose sur l'axe du faisceau pour n'importe quelle taille de champ à partir du débit de référence.

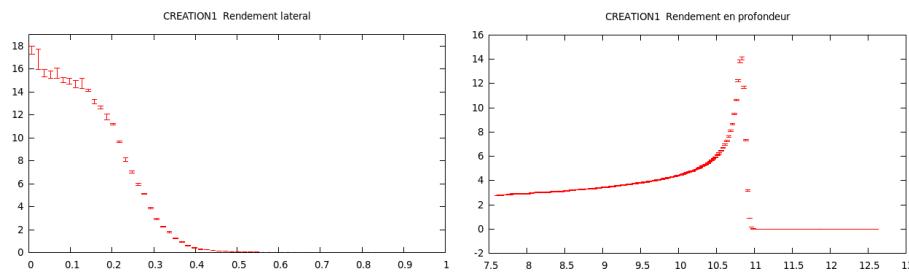


Figure 22: Rendement latéral et en profondeur pour le collimateur hybride laiton-PMMA, trou de 0,5 cm de diamètre. Dose à l'entrée : 2,77 Gy et dose au pic : 14,0 Gy

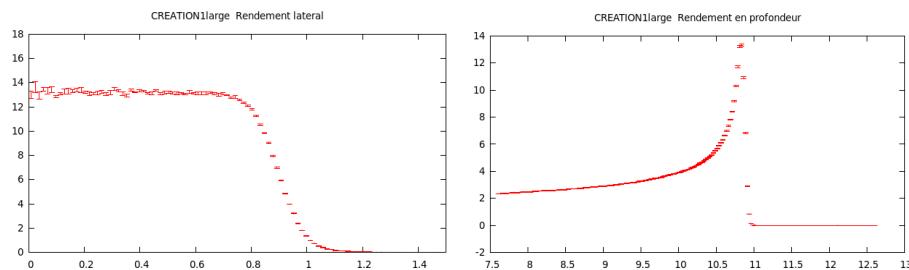


Figure 23: Rendement latéral et en profondeur pour le collimateur hybride laiton-PMMA, trou de 1,8 cm de diamètre. Dose à l'entrée : 2,30 Gy et dose au pic : 13,3 Gy

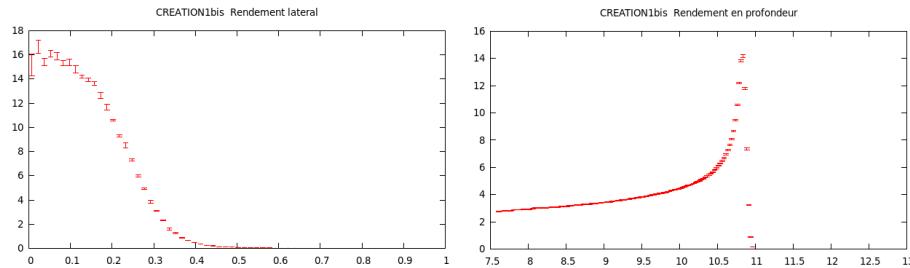


Figure 24: Rendement latéral et en profondeur pour le collimateur hybride laiton-graphite, trou de 0,5 cm de diamètre. Dose à l'entrée : 2,76 Gy et dose au pic : 14,1 Gy

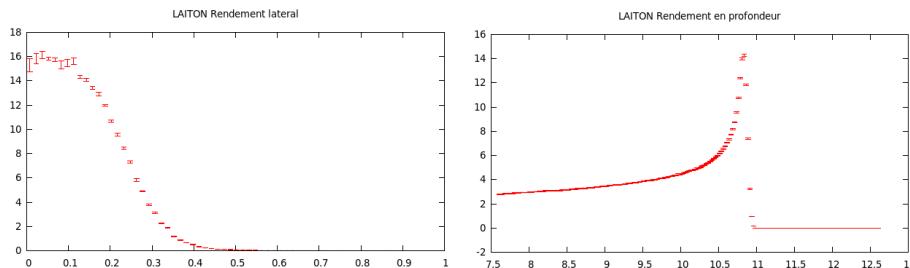


Figure 25: Rendement latéral et en profondeur pour le collimateur en laiton, trou de 0,5 cm de diamètre. Dose à l'entrée : 2,77 Gy et dose au pic : 14,2 Gy

Références

- [1] Charlotte Courtois ; 7 Novembre 2011
Contrôle faisceau et dosimétrie en protonthérapie
(Chap.1.2 : Déroulement d'un traitement en protonthérapie)
- [2] Daniela Kiselev
Activation and radiation damage of components in the environment of proton accelerators
(Chap.1 : Activation on a microscopic level)
(Chap.2 : Direct calculation of the activation)
- [3] Björn Gustafsson ; January 2009
Optimization of material in proton-therapy collimators with respect to neutron production
(Chap.1 : Introduction)
- [4] 7th FLUKA Course, NEA Paris, 29 Sept.-3 Oct. 2008
Induced radioactivity
- [5] Syed M. Qaim, 12-23 Novembre 2007
Activation products in proton therapy
- [6] Centre SPIN, Ecole des Mines de Saint-Etienne
Méthodes spectrométriques d'analyse et de caractérisation
(Chap.2 : Principe de fonctionnement)
- [7] Nafaa Reguigui ; Septembre 2006
Gamma Ray Spectrometry, Practical Information
(Chap.6 : Spectrum calibration and spectrum analysis)
- [8] K. Parodi, A. Ferrari, F. Sommerer, H. Paganetti ; Journal of Physics: Conference Series 74 (2007)
A MC tool for CT-based calculations of dose delivery and β^+ -activation in proton therapy
- [9] National Nuclear Data Center, Brookhaven National Laboratory
<http://www.nndc.bnl.gov/nudat2/>
- [10] Alessandra Cesana, Egidio Mauro, Marco Silari ; 28 January 2010
Induced radioactivity in a patient-specific collimator used in proton therapy
- [11] Manuel de Fluka
Organisation européenne pour la recherche nucléaire
- [12] National Institute of Standards and Technology
<http://www.nist.gov/pml/index.cfm>
- [13] David J. Brenner, Carl D. Elliston, Eric J. Hall, Harald Paganetti ; Phys Med Biol. 2 October 2009
Reduction of the secondary neutron dose in passively scattered proton radiotherapy, using an optimized pre-collimator/collimator