

EVALUATION DES DOSES AUTOUR DU SYSTEME HYBRIDE MYRRHA.

T. Aoust, E. Malambu et F. Vermeersch

SCK-CEN, Département de Physiques des réacteurs & Myrrha, B-2400 Mol, Belgique

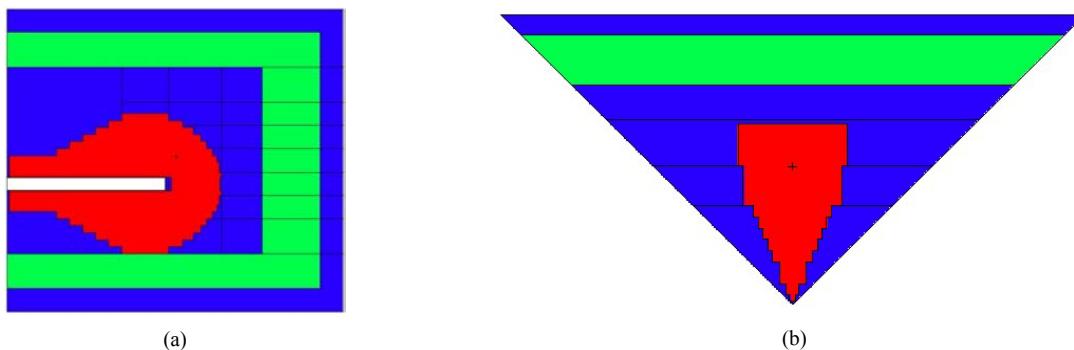
1. Introduction

MYRRHA [1] est un système hybride piloté par un accélérateur de particules (SPA) développé au SCK CEN de Mol en Belgique pour démontrer la faisabilité du concept et pourvoir des neutrons et des protons pour la recherche. Ce système consiste à coupler un accélérateur de protons de 350 MeV*5mA à un réacteur sous-critique à neutrons rapides par l'intermédiaire d'une cible de spallation en métal liquide (Pb-Bi). Les domaines de recherche envisagée couvrent la démonstration technologique des SPA, les études de transmutation des déchets nucléaires, de comportement de matériaux et de combustibles nucléaires, la production de radio-isotopes et l'utilisation de protons à des fins diverses.

Ce papier présente les études de blindage effectuées pour l'accélérateur et pour le réacteur du SPA MYRRHA afin de satisfaire les recommandations concernant les niveaux de dose autour de l'installation. Le niveau de dose limite choisi dans le design est de $1\mu\text{Sv/h}$. En se basant sur les blindages habituellement développés pour les accélérateurs, le blindage considéré pour le cyclotron du SPA MYRRHA est réalisé par des murs en béton. Quant au réacteur à neutrons rapides, le blindage latéral envisagé consiste en une piscine d'eau pour réduire la dose neutronique. Du Pb et du béton lourd est utilisé pour réduire la dose gamma induite. La présence de diverses pénétrations à travers la dalle supérieure nécessite un blindage plus complexe de la partie supérieure du réacteur. L'évaluation des distributions des niveaux de doses est réalisée à l'aide des codes HETC [2], SCALE [3], et MCNPX [4].

2. Blindage de l'accélérateur

Afin de maintenir le niveau de dose autour de l'accélérateur en dessous de $1\mu\text{Sv/h}$, le cyclotron est blindé latéralement par des murs en béton de 250 cm et, au dessus et en dessous par des dalles en béton de 150 cm. La densité du béton utilisé est de 2.5 g cm^{-3} . L'évaluation des niveaux de flux de particules jusqu'au blindage est effectuée avec le code de transport MCNPX. Les figures 1a et 1b présentent le modèle simplifié de l'accélérateur et de son blindage utilisé dans ce code.



Figures 1: Vue latérale (a) et de dessus (b) du modèle de l'accélérateur.

Afin de réduire le temps de calculs, seulement un quart de l'accélérateur est modélisé. La source introduite dans le code correspond aux pertes de faisceau. Ces pertes, estimées pendant les périodes de démarrage, sont de 1% des 5 mA, soit dix fois supérieures à celles rencontrées en régime [5]. La source est modélisée dans le code par une source distribuée sur un anneau circulaire de 680 cm de rayon. En première approximation on considère que les protons source ont tous une énergie de 350 MeV et sont émis de manière isotrope. Les modèles hautes énergies (cascade intranucléaire, prééquilibre et évaporation) sont utilisés pour toutes les réactions à des énergies supérieures à 20 MeV. A basses énergies ($E < 20$ MeV), les réactions sont décrites par les données tabulées standards de MCNPX basées sur ENDF/B-VI et sur ENDF/B-V. Les facteurs de conversion ICRP74 sont ensuite utilisés pour convertir les flux en doses. Les figures 2.a à 2.c donnent les distributions de doses obtenues à l'intérieur du bunker de l'accélérateur.

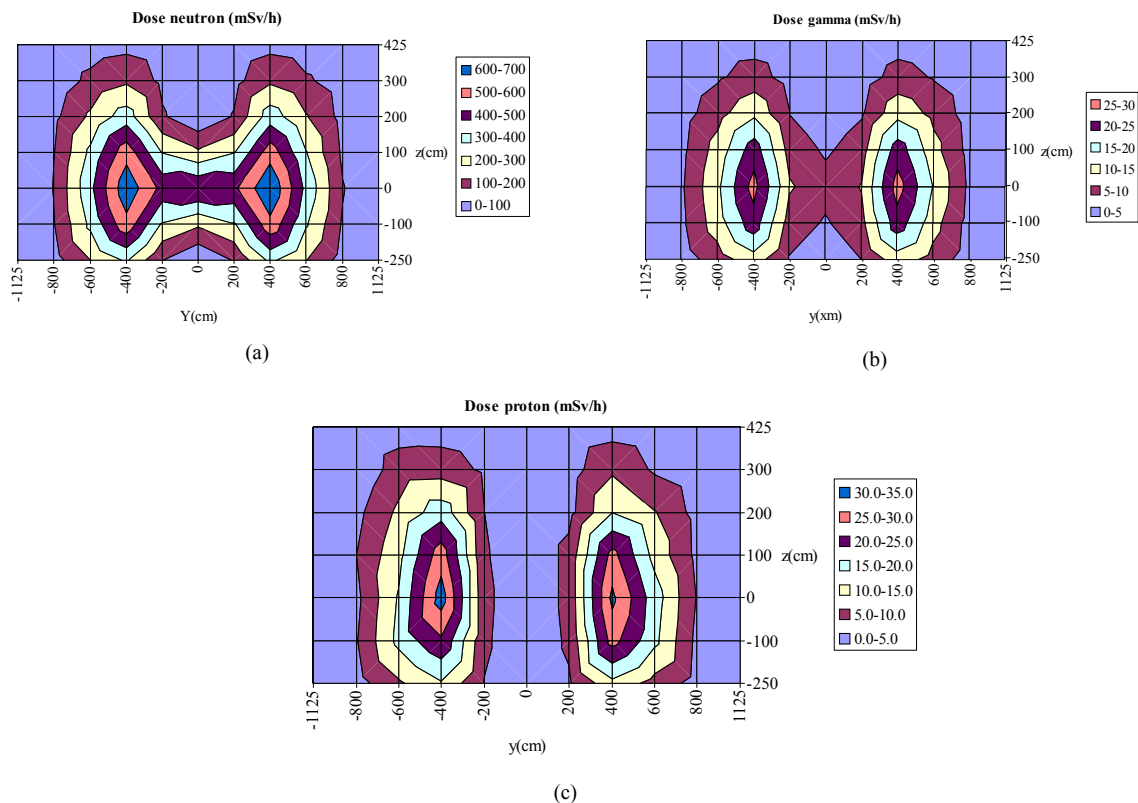


Figure 2: Distribution des doses n (a), γ (b) et p (c) à l'intérieur du bunker.

La contribution principale à la dose totale est fournie par les neutrons. En effet les protons de hautes énergies sont stoppés dans les matériaux de structure de l'accélérateur produisant approximativement autant de neutrons que de photons. Les niveaux de flux de neutrons et de γ sont du même ordre de grandeur à l'intérieur du bunker et le flux de protons est de deux ordres de grandeurs plus faible. Etant donné la faible qualité des erreurs statistiques sur les résultats obtenus avec MCNPX au delà du blindage, la distribution de doses autour du bunker a été déterminée à l'aide de la méthode semi-empirique de Moyer [6].

En raison des niveaux de doses obtenus à l'intérieur du bunker, seule la dose neutronique est déterminée par le méthode de Moyer. Le niveau de dose est donné par l' équation suivante:

$$H = \frac{H_0}{r^2} \cdot n_p \cdot \exp\left(\sum_i \frac{-d_i \cdot \rho_i}{\lambda_i}\right),$$

où $H_0=2.10^{-15}$ Sv m², n_p est l'intensité de la source (proton s⁻¹), r est la distance à la source (m), d_i (cm) est la distance traversée à travers le matériel i de densité ρ_i (g cm⁻³) et de facteur d'atténuation λ_i (g cm⁻²). Les valeurs des facteurs d'atténuation utilisés dans cette estimation sont: $\lambda_{\text{Fer}}=160$ g cm⁻², $\lambda_{\text{Concrete}}=110$ g cm⁻² et $\lambda_{\text{Soil}}=117$ g cm⁻². La figure 3 donne la distribution de dose obtenue.

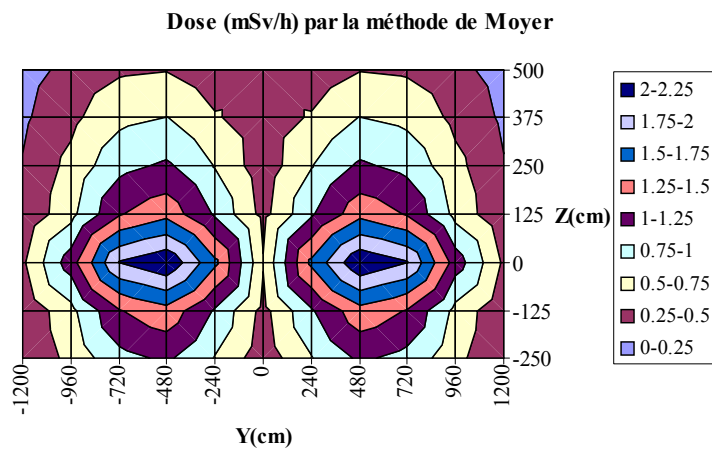


Figure 3: Distribution de la dose neutronique à 50 cm au delà blindage.

Notons que cette estimation reste conservatrice car la dose moyenne obtenue après le blindage par la méthode de Moyer (0.73 mSv/h) est 4 fois plus élevée que celle obtenue avec MCNPX (0.17 mSv/h). Au delà 250 cm de béton le dose estimée reste largement supérieure à notre limite de design (i.e. dose < 1μSv/h). Afin de satisfaire ce critère, nous avons étudié la distribution de dose que l'on obtiendrait en enfouissant l'accélérateur dans le sol. La figure 4 donne les distributions de doses obtenues par la méthode de Moyer au delà 400 cm de terre.

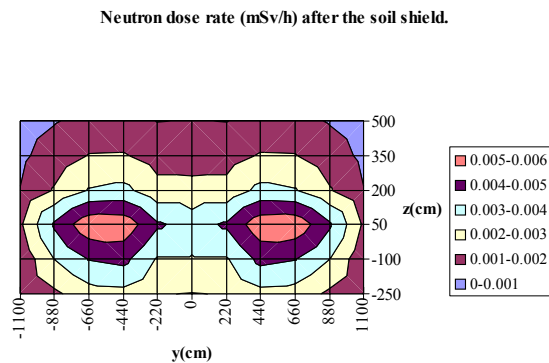


Figure 4: Distribution de la dose neutronique au delà 400 cm dans le sol.

Le design du blindage de l'accélérateur nécessite l'utilisation d'épais mur en béton et l'enfouissement de l'accélérateur pour atteindre une dose inférieure à $1\mu\text{Sv/h}$. L'épaisseur des blindages peut être réduite en utilisant des béton plus lourd. Vu la simplicité de la méthode semi-empirique de Moyer, celle-ci permet d'obtenir une première estimation des distributions de dose et ainsi d'optimiser les épaisseurs de béton et de terre pour les futures estimations.

3. Blindage du réacteur

Etant donné le haut niveau de flux rapide atteint dans le cœur sous-critique, le blindage latéral envisagé (voir Figure 5) consiste en un anneau cylindrique d'eau de 150 cm d'épaisseur en vue de dégrader le spectre de neutrons (rapides) et donc réduire la dose neutronique [7]. Une couche de Pb est ensuite utilisée pour atténuer la dose gamma induite. Finalement une couronne de béton lourd de 150 cm d'épaisseur est employée. Le blindage supérieur du réacteur est réalisé par une dalle en acier de 100 cm d'épaisseur plus une dalle en béton lourd de 100 cm d'épaisseur (Figure 5).

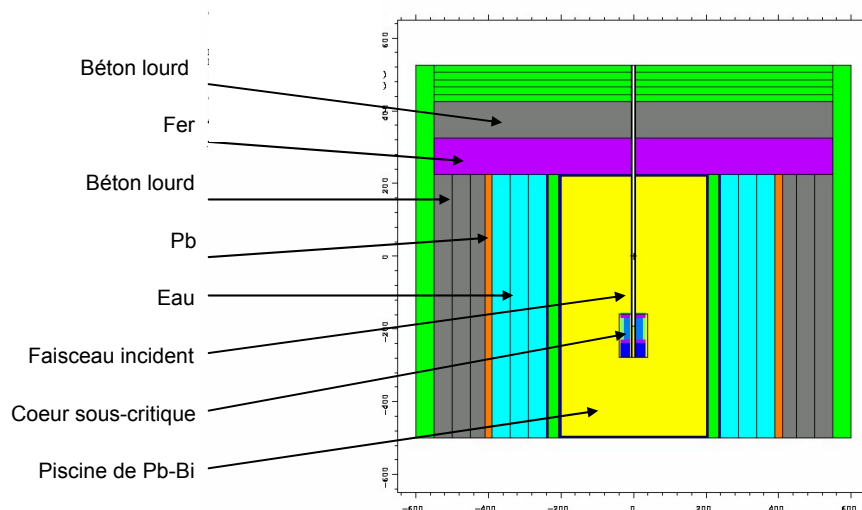


Figure 5: Blindage du réacteur sous-critique à neutrons rapides.

Dans un premier temps, l'évaluation du blindage latéral proposé a été réalisée avec le code de transport 1-D XSDRNPM du système SCALE. La source externe utilisée pour ce calcul a été déterminée par calcul des réactions de spallation et par transport des particules jusque 20 MeV grâce au code HETC. Le niveau de sous-criticité désiré ($k_{\text{eff}}=0.95$) est obtenu par ajustement du "buckling" axial et le niveau de flux est normalisé au niveau de flux obtenus au centre du réacteur avec le code MCNPX. La librairie de sections efficaces utilisée, basée sur JEFF2.2, comporte une découpe en énergie de 199 groupes pour les neutrons et de 42 groupes pour les gammas. Les facteurs de conversion ANSI/ANS-6.1.1-1977 sont utilisés cette fois-ci pour déterminer les doses à partir des flux de groupes. Le code MCNPX a ensuite été utilisé pour confirmer les estimations de doses. Afin d'accélérer les calculs, le modèle géométrique est simplifié en homogénéisant le cœur. Cette simulation 3-D du réacteur permet également d'évaluer les niveaux de dose au-dessus du réacteur. De nouveau, les

modèles haute énergie (cascade intranucléaire, prééquilibre et évaporation) sont utilisés pour toutes les réactions aux énergies supérieures à 20 MeV et les données tabulées standards de MCNPX, basées sur ENDF/B-VI et ENDF/B-V, ont été employées à basse énergie ($E < 20$ MeV). Les facteurs de conversion ICRP74 sont utilisés pour déterminer les doses à partir des flux.

La figure 6 montre que les distributions radiales de doses obtenues avec les codes SCALE (XSDRNPM) et MCNPX sont très proches et permettent d'atteindre des niveaux de doses inférieurs à $1 \mu\text{Sv/h}$ à 550 cm du centre du réacteur.

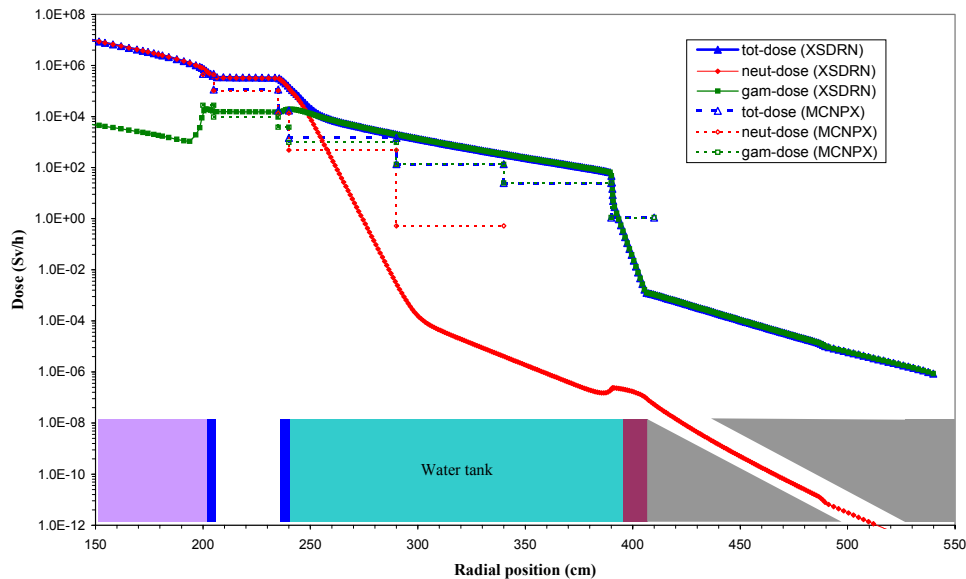


Figure 6: Distribution radiale de doses autour du réacteur.

Au delà de la couche de Pb, plus aucune particule n'est enregistrée par le code MCNPX. L'erreur statistique de la simulation Monte Carlo est de l'ordre de 5% sur le niveau de dose total dans la couche de Pb.

Les doses obtenues au-dessus du réacteur avec le code MCNPX sont données à la figure 7. L'erreur statistique importante (30% le long de la ligne de faisceau et juste au-dessus du blindage) observée ne permet que d'estimer l'ordre de grandeur des niveaux de doses rencontrés au dessus de la dalle supérieure. De plus, aux erreurs statistiques dues à la simulation Monte Carlo s'ajoutent des erreurs systématiques dues entre autre à l'utilisation de modèles physiques à hautes énergies. La comparaison de la multiplicité de neutrons obtenue par simulation Monte Carlo et celle mesurée expérimentalement lorsque des protons de 400 MeV bombardent une cible de Pb, montre que le code MCNPX sous-estime ce rendement de 10% (MCNPX: 5.72 n/p, EXP: 6.2 n/p [8]). La figure 8 compare les sections efficaces doublement différentielles de production de neutrons pour un angle de 150 degrés obtenues avec MCNPX et par expérience. Pour des angles arrières l'erreur systématique est plus importante: entre 1MeV et 10 MeV, MCNPX sous-estime la production de neutron d'environ 40%.

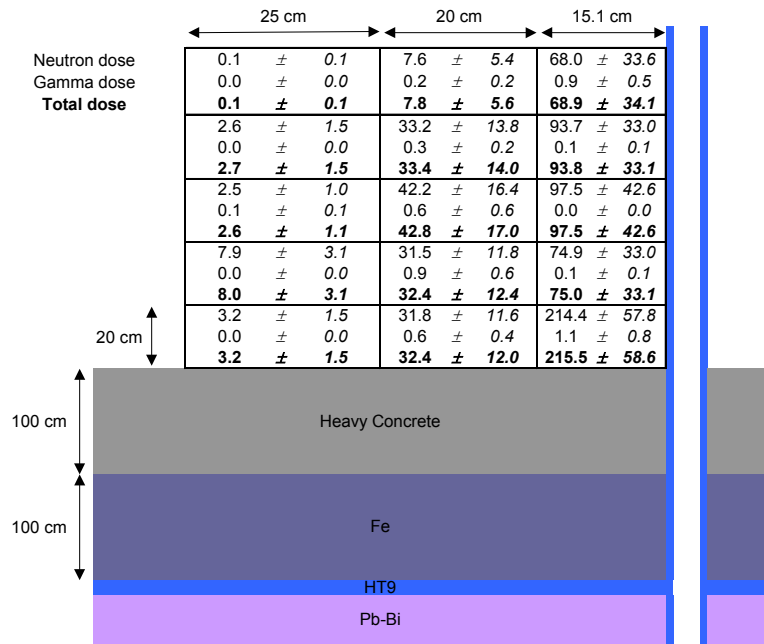


Figure 7: Distribution radiale de doses au-dessus du blindage supérieur (Sv/h).

La présence de la ligne de faisceau facilite la diffusion de particules produites par spallation. Les doses obtenues sont largement supérieures aux critères de design. En fonctionnement il sera donc interdit de séjourner au-dessus du réacteur. En première approximation, tenant compte des erreurs systématiques et statistiques de simulation, le niveau de dose rencontré au dessus du réacteur pourrait être de l'ordre de 400 Sv/h.

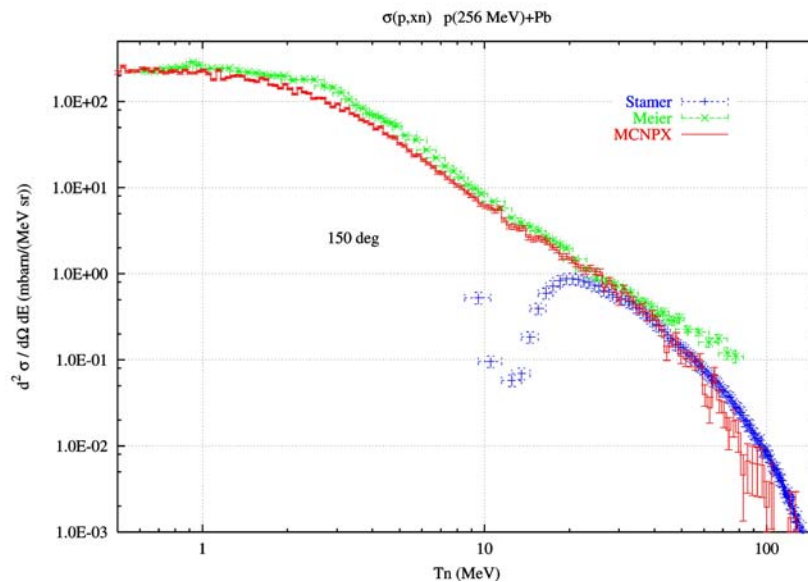


Figure 8: Sections efficaces doublement différentielle de production de neutrons obtenues par simulation MCNPX, et expérimentalement par Stamer [9] et par Meier [10].

4. Conclusions

Ce papier décrit les études préliminaires effectuées pour déterminer les blindages nécessaires au système hybride piloté par un accélérateur MYRRHA pour satisfaire le critère de radioprotection de $1\mu\text{Sv/h}$.

Pour respecter cette limite, l'accélérateur doit être entouré de 2.5 m de béton et 4.0 m de terre. Cependant l'utilisation d'un béton plus lourd permettrait de réduire les épaisseurs nécessaires. Il est intéressant de noter que la méthode de Moyer donne des doses 4 fois plus élevées que celles obtenues avec MCNPX et permettrait donc d'optimiser en première approximation les épaisseurs de blindages. Bien que le choix de l'accélérateur de particules ne soit pas encore fixé (l'utilisation d'un LINAC est aujourd'hui de plus en plus envisagé), les résultats obtenus devraient être transposable à d'autres accélérateurs.

En ce qui concerne le blindage latéral du réacteur sous-critique à neutrons rapides, l'utilisation d'eau, de Pb et de béton permet de réduire la dose en dessous de $1\mu\text{Sv/h}$. Etant donné les risques liés à la présence d'eau autour du réacteur, il est également envisagé de n'utiliser que du béton et d'éventuellement enfouir le réacteur. L'utilisation d'un blindage constitué uniquement d'une couronne de 300 cm d'épaisseur en béton lourd conduirait à une dose de 50 mSv/h au delà de ce blindage. Au-dessus du réacteur, la diffusion dans la ligne de faisceau des neutrons produits par spallation induit une dose largement supérieure à celle désirée, rendent tout séjour au-dessus du cœur interdit.

Références

- [1] H. Aït Abderrahim et al., "MYRRHA: A multipurpose accelerator driven system for research & development", Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, A 463, 487-494, (2001).
- [2] P. Cloth, D. Filges, R. D. Neef and G. Sterzenbach, "HERMES, A Monte Carlo Program System for Beam-Materials Interaction Studies", User's Guide, Jül-2203 (1988)
- [3] SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluations, Vols. I-III, NUREG/CR-0200, Rev. 4 (ORNL/NUREG/CSD-2/R4), April 1995
- [4] L. S. Waters, Ed., MCNPX User's Manual, Version 2.4.0, Revision 0, September 2002
- [5] Communication personnelle d'IBA
- [6] B. J. Moyer, in Proceedings of the First International Conference on Shielding around High Energy Accelerators, Presses Universitaires de France, Paris, 1962, p. 65
- [7] M. Coeck, Th. Aoust, F. Vermeersch and H. Aït Abderrahim, "Shielding assessment of the MYRRHA accelerator driven system using the MCNP code", Proceedings Monte Carlo 2000, Lisbon, Portugal, October 23-26, 2000
- [8] A. Letourneau et al., Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, B 170, 299-322, (2000).
- [9] S. Stamer et al., Physical Review C, 47, 1647, 199303
- [10] M. M. Meier et al., Nuclear Science and Engineering 110, 289, 199203