

MODELAGEM DE UM SISTEMA DE IRRADIAÇÃO PARA A UTILIZAÇÃO EM BNCT, UTILIZANDO O CÓDIGO MCNP

Antonio Carlos Hernandes e Paulo Rogério Pinto Coelho

Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN
Divisão de Física de Reatores - RAF
Travessa R, n.º 400 – Cid. Universitária – Butantã
05508-900 - São Paulo - SP

RESUMO

Um sistema de irradiação para utilização em BNCT, foi modelado utilizando-se o código computacional MCNP-4B. Nesta modelagem foi utilizada uma fonte de nêutrons de AmBe que emite nêutrons rápidos com energia média de 5 MeV. Na utilização deste sistema em BNCT, é necessário a obtenção de um feixe de nêutrons térmicos ou epitérmicos, com um mínimo de contribuição de nêutrons rápidos, para tanto utilizou-se materiais moderadores de nêutrons como polietileno e alumínio. Os resultados obtidos para o arranjo experimental podem ser considerados satisfatórios.

INTRODUÇÃO

A técnica de Terapia por Captura de Nêutrons em Boro (BNCT) [1][2][3], é uma terapia que busca o tratamento seletivo de tumores cancerígenos, como por exemplo de tumores cerebrais, cujo tratamento não pode ser feito por técnicas convencionais como a cirurgia ou a quimioterapia. Para se obter sucesso com esta modalidade de tratamento de câncer é necessário irradiar o tumor com um feixe de nêutrons térmicos ou epitérmicos de alta intensidade e com o mínimo de contaminantes como nêutrons rápidos e radiação gama. A proposta deste trabalho é modelar um sistema de irradiação que possa ser usado em BNCT, usando o código MCNP-4B de transporte de nêutrons e fótons que utiliza o Método Monte Carlo [4], para mapear um feixe de nêutrons na posição de irradiação.

DESCRIÇÃO DO EXPERIMENTO

O sistema de irradiação projetado constitui-se de uma fonte de nêutrons posicionada dentro de uma blindagem adequada na qual existe um canal de irradiação. Na saída deste canal serão posicionadas as amostras objeto de estudo (posição do detetor neste trabalho).

Para este trabalho foi utilizado uma fonte de nêutrons do tipo AmBe [5], cujo espectro está mostrado na figura 1, a qual foi posicionada no centro de um "castelo" de chumbo com 5 cm de espessura de parede, em volta deste foi colocado uma blindagem com 20 cm de espessura

de Polietileno Borado, e em uma das faces deste cubo de polietileno borado foi aberto um canal com 20 cm de largura e 20 cm de altura, o qual se comporta como um canal de irradiação (figura 2), onde foram posicionados os materiais moderadores de nêutrons. Na extremidade deste canal foi colocado um detetor de nêutrons na posição de irradiação, onde foi mapeado a fluência de nêutrons ($\#/cm^2$) que atravessa uma seção transversal do detetor, bem como o espectro em energia destes nêutrons.

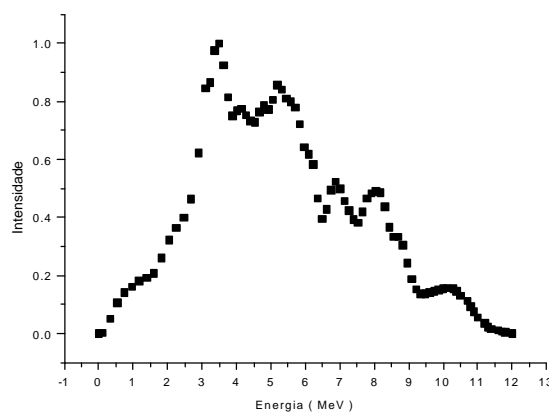


Figura 1. Espectro de nêutrons emitidos pela fonte de AmBe.

Os materiais utilizados como moderadores de nêutrons no canal de irradiação foram o Polietileno e o

Alumínio. Utilizou-se placas destes materiais com 20 cm de altura e 20 cm de largura e variou-se a espessura dos mesmos, onde as espessuras de polietileno utilizadas foram: 5; 10; 15; e 20 cm e as espessuras de alumínio estudadas foram: 5, 10, 15, 20, 30, 40, 50, 60 e 70 cm, também foi estudado várias combinações de diferentes espessuras de polietileno e alumínio.

Todo este arranjo foi modelado para que se consiga, na posição de irradiação, um feixe de nêutrons epitérmicos com um mínimo de contaminantes como por exemplo os nêutrons rápidos, considerando-se que a fonte de nêutrons utilizada emite somente nêutrons rápidos com uma energia média de 3,5 MeV.

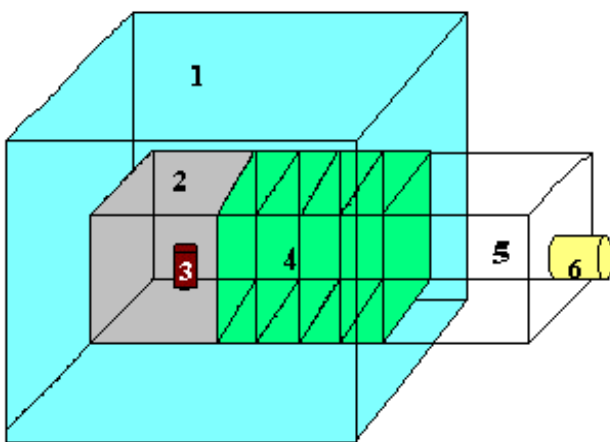


Figura 2. Representação do sistema de irradiação modelada, onde temos: 1- blindagem de polietileno borado; 2- "castelo" de chumbo com 5cm de espessura; 3- fonte de nêutrons; 4- placas de materiais utilizados como moderadores de nêutrons; 5- canal de irradiação; 6- detector.

MODELAGEM COMPUTACIONAL

O Método de Monte Carlo consiste na simulação de um problema físico, com o uso de técnicas de amostragem estatística. Este método resume-se na amostragem aleatória de eventos distribuídos de acordo com uma distribuição de probabilidades, que representa uma situação física, e através de técnicas estatísticas adequadas, estima-se as respostas desejadas. Por isto, o método de Monte Carlo, é comumente chamado de "experimento matemático".

Neste trabalho foi realizado a modelagem computacional do sistema de irradiação que será utilizado em estudos de BNCT, para isto utilizou-se para a simulação do transporte de nêutrons o código computacional MCNP-4B [4] (Monte Carlo Neutron Photon Code), na versão 4B, que é um código baseado no Método de Monte Carlo, e permite a modelagem correta de toda a configuração geométrica do problema.

O MCNP pode ser usado para simular o transporte de diferentes tipos de radiações como: nêutrons, fótons ou

elétrons ou ainda o transporte combinado de nêutrons/fótons, onde os fótons são produzidos pelas interações dos nêutrons, nêutrons/fótons/elétrons ou fótons/elétrons. Os limites das energias dos nêutrons considerados no MCNP vão desde 10^{-11} MeV até 20 MeV, e a energia dos fótons e elétrons vão desde 1 keV até 1000 MeV. Uma facilidade do MCNP é que este código utiliza seções de choque pontuais, que constituem uma biblioteca de dados acoplados ao programa, neste caso em particular foi utilizado a biblioteca ENDF/B-VI.

O código MCNP permite especificar uma grande variedade de fontes de nêutrons, e também permite especificar distribuição de probabilidades independentes para os parâmetros de fonte como energia e direção.

O código faz a simulação das interações das partículas com a matéria de acordo com as probabilidades de ocorrência de cada tipo de interação, como ocorreria em um experimento realizado em laboratório. Mas como em alguns casos este tipo de simulação pode se tornar muito demorado e com baixa eficiência, o código oferece várias opções de técnicas que tem como objetivo aumentar a eficiência de cálculo, reduzindo assim o tempo de processamento computacional. Este conjunto de técnicas são denominadas técnicas de redução de variância.

Dentre as técnicas de redução de variância disponíveis, as que foram testadas e utilizadas neste trabalho são as seguintes:

- "Amostragem Induzida", esta técnica consiste em amostrar uma direção preferencial para as partículas emitidas na fonte, atribuindo um peso a cada história gerada de maneira induzida de tal forma a compensar a indução.
- "Roleta Russa" e "Fracionamento", esta técnica consiste em dar preferência às amostragens nas regiões de maior importância. Para isto divide-se a região de interesse em diversas células, atribuindo diferentes importâncias para cada célula. Com isso as partículas ganham pesos diferenciados em cada célula e dependendo deste peso é utilizado a roleta russa para sortear se a partícula "sobrevive" ou "morre".
- "Transmissão Determinística" (DXT), esta técnica permite que partículas sejam transportadas deterministicamente para uma região de maior interesse, como por exemplo o detector que está sendo simulado. Através do cartão DXC, que também é utilizado, pode-se estabelecer a probabilidade com que cada célula pode contribuir para a região de interesse.
- "Weight Window Generator", é uma técnica de redução de variância, que gera importâncias para todas as células em cada processamento, e estas importâncias servem de realimentação para um novo processo, isto ocorre até que seus valores convirjam para um valor "ótimo" [4].

Com o objetivo de se obter uma maior eficiência dos cálculos nesta modelagem, dividiu-se a região de interesse, o canal entre a fonte e a posição de irradiação, em várias células para se atribuir diferentes importâncias nesta região (figura 3) e também foram utilizadas várias técnicas de redução de variância. Estas técnicas foram

testadas individualmente e também fazendo-se uma combinação das mesmas, visando otimizar o cálculo com o MCNP, diminuindo o tempo de processamento computacional e reduzindo a incerteza.

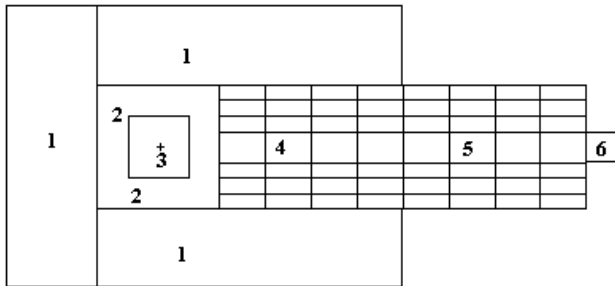


Figura 3. Vista do plano y-z da geometria modelada. Onde: 1- Polietileno Borado, 2- chumbo, 3- fonte de nêutrons (AmBe), 4- polietileno, alumínio ou polietileno e alumínio, 5- ar, 6- detetor.

RESULTADOS

Inicialmente, foi feito um estudo de quais técnicas de redução de variância deveriam ser usadas na modelagem deste problema em particular, pois quando se utiliza o código MCNP, não se sabe inicialmente quais as técnicas de redução de variância mais apropriadas para o caso em questão, nem a melhor configuração dos parâmetros a serem utilizados nestas técnicas. O código MCNP foi processado muitas vezes para que fosse obtido a melhor combinação de técnicas de redução de variância chegando-se a conclusão de que a melhor combinação é a utilização em conjunto das seguintes técnicas: Amostragem induzida, fracionamento, transmissão determinística (DXT, DXC) e "Weight window generator".

Após as configurações terem sido determinadas, passou-se ao estudo dos materiais a serem utilizados como moderadores de nêutrons, onde foram analisadas diferentes espessuras de polietileno e alumínio, bem como várias combinações de diferentes espessuras de polietileno e alumínio.

Utilizou-se polietileno como material moderador para a obtenção de um feixe de nêutrons térmicos na posição do detetor. Verificou-se que a melhor espessura de polietileno a ser utilizada neste caso é de 10 cm, conforme mostrado nos gráficos 1 e 2 pois, com esta espessura de polietileno, consegue-se a maior intensidade de nêutrons térmicos a qual é muito maior do que a de nêutrons epitérmicos ou rápidos.

Com o objetivo de obter um feixe de nêutrons epitérmicos utilizou-se alumínio como material moderador. Verificou-se que a melhor espessura é de 50cm, pois com esta espessura consegue-se um maior valor para a relação entre nêutrons epitérmicos/rápidos, conforme está apresentado no gráfico 3, onde está representado os resultados para as espessuras mais representativas. Cabe salientar ainda que a intensidade de nêutrons térmicos observada neste caso é praticamente nula.

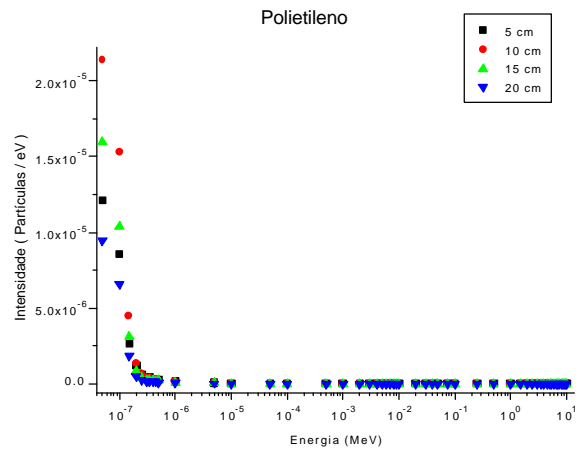


Gráfico 1. Espectro total de nêutrons (Partículas/eV por partícula emitida na fonte), utilizando polietileno como material moderador.

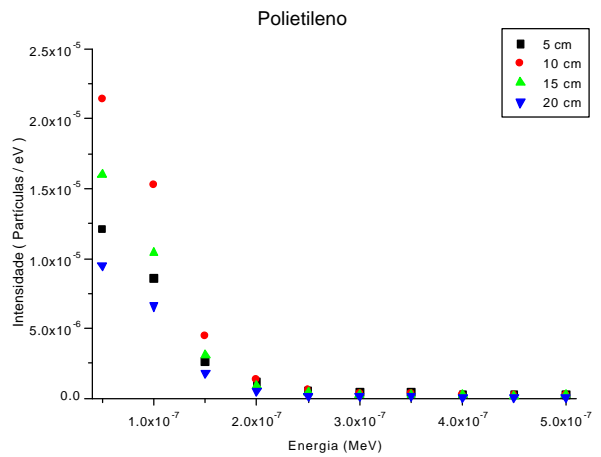


Gráfico 2. Intensidade de nêutrons térmicos (Partículas/eV por partícula emitida na fonte), utilizando polietileno como material moderador.

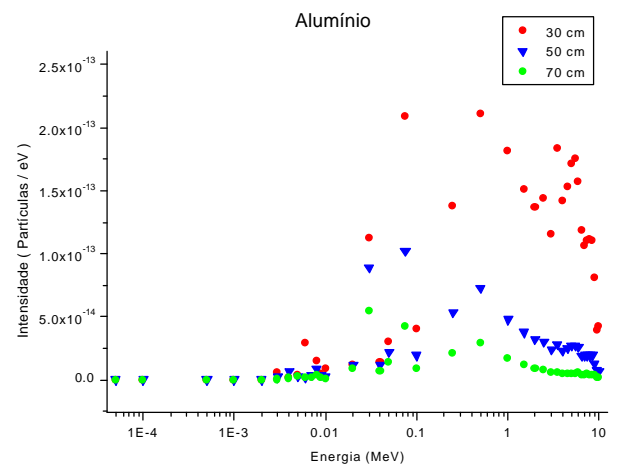


Gráfico 3. Espectro de nêutrons (Partículas/eV por partícula emitida na fonte), utilizando alumínio como material moderador de nêutrons.

Utilizou-se uma composição de polietileno e alumínio com o objetivo de obter uma maior intensidade de nêutrons epitérmicos e um maior valor na relação entre nêutrons epitérmicos/rápidos. Observou-se que a melhor configuração é o uso de 1 cm de polietileno e 50 cm de alumínio. Verificou-se também que pode-se usar o polietileno antes ou depois do alumínio, dependendo da energia de interesse, ou seja, se for de interesse um pico de nêutrons na região de 25 keV usa-se primeiramente 1 cm de polietileno e em seguida 50 cm de alumínio. Já se for de interesse um pico em 0,5 eV, usa-se 50 cm de alumínio e em seguida 1 cm de polietileno, como pode ser visto no gráfico 4.

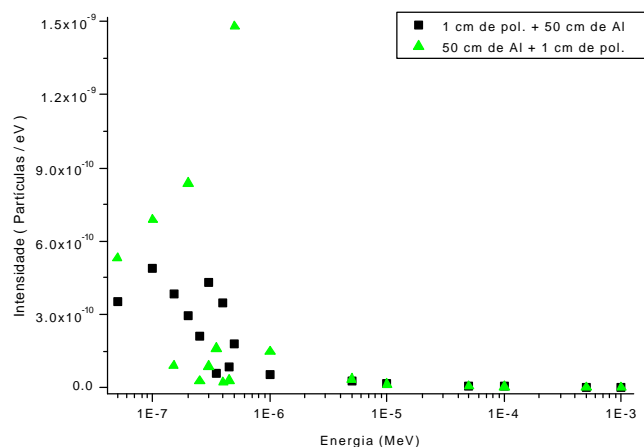


Gráfico 4. Espectro de nêutrons (Partículas/eV por partícula emitida na fonte) utilizando 50 cm de alumínio mais 1 cm de polietileno como material moderador.

CONCLUSÃO

Conclui-se com este trabalho que pode-se usar o código MCNP-4B para modelar um arranjo experimental, com a finalidade de mapear o fluxo de nêutrons na posição de irradiação, tendo sido determinado quais as técnicas de redução de variância a serem utilizadas, bem como os parâmetros das mesmas.

Baseado neste estudo obteve-se uma combinação de alumínio e polietileno com a qual consegue-se um fator de aproximadamente 10^5 para a relação nêutrons epitérmicos/rápidos e um fator de aproximadamente 3 na relação epitérmicos/térmicos. E com esta composição consegue-se aumentar a intensidade de nêutrons epitérmicos em aproximadamente 10^3 com relação a intensidade de nêutrons epitérmicos que se consegue utilizando-se apenas alumínio como material moderador.

Este trabalho terá continuidade, pois os resultados encontrados são animadores. O próximo passo será estudar alguns materiais que possibilitem reduzir significativamente a intensidade de nêutrons térmicos sem reduzir a intensidade de nêutrons epitérmicos, com o mínimo de produção de radiação gama, para que este feixe de nêutrons epitérmicos possa ser utilizado em estudos na

área de BNCT. Em seguida será feita uma verificação da intensidade de radiação gama na posição de irradiação, bem como o estudo de materiais apropriados para reduzir a contribuição destes gamas no feixe. Também será feito um estudo da blindagem a ser utilizado para o sistema de irradiação.

REFERÊNCIAS

- [1] GASPAR, P.F., **Considerações Sobre o Estudo da BNCT (Terapia de Captura Neutrônica por Boro)**. Dissertação de mestrado, IPEN, 1994.
- [2] KANDA, K. **Experience of boron neutron capture therapy in Japan**. Advances in Neutron Capture Therapy, Volume I, medicine and physics, 71-76, 1997.
- [3] ROLF F. BARTH, M. D, ALBERT H. SOLOWAY AND DOBERT M. BRUGGER, **Boron Neutron Capture Therapy of Brain Tumors: Past History, Current Status, and Future Potential (Clinical Science Reviews)**, Cancer Investigation, 14(6), 534-550 (1996).
- [4] MCNP- A general Monte Carlo N-Particle Transport Code - Version 4B. Los Alamos . Nat. Lab. (La-12625-M).
- [5] ANGIOLETTO, E., **Medidas e Cálculos de Espectro de Nêutrons Emergentes de Dutos em Blindagens**. Dissertação de mestrado, IPEN, 2000.