

# PROJETO DA BLINDAGEM BIOLÓGICA DE UMA INSTALAÇÃO PARA ESTUDOS EM BNCT NO REATOR IEA-R1

Graciete Simões de Andrade e Silva, Paulo Rogério P. Coelho e Paulo de Tarso D. Siqueira

Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, IPEN-CNEN/SP  
Av. Prof. Lineu Prestes, 2.242  
05508-000, Cidade Universitária, São Paulo, SP, Brasil

## RESUMO

Uma instalação para pesquisa na área de BNCT no reator IEA-R1 está em fase final de construção no IPEN-CNEN/SP; neste trabalho são apresentados os resultados dos cálculos realizados para o projeto da blindagem biológica a ser construída no salão de realização de experimentos junto ao reator. Esta blindagem foi projetada de modo a atender os requerimentos de proteção radiológica, utilizando-se o código DOT 3.5 e o programa ISODOSE para converter os resultados para dose. Cálculos realizados indicam que a blindagem projetada é adequada mesmo para a pior situação de operação da instalação. Posteriormente, fez-se uma reavaliação preliminar do arranjo final da blindagem com o código MCNP-4C.

**Keywords:** BNCT, shielding, radiation transport.

## I. INTRODUÇÃO

A Terapia por Captura de Nêutrons em Boro (BNCT) vem sendo estudada, desde meados da década de 50, como uma opção segura e seletiva de tratamento para tumores cancerígenos resistentes ou não tratáveis pelas terapias convencionais [1] (radioterapia por raios gama e quimioterapia). Nos últimos anos, excelentes resultados alcançados no Japão [2] levaram a BNCT a ser empregada neste país de forma clínica para o tratamento de tumores cerebrais e deram um grande impulso ao estudo desta técnica no restante do mundo. Este panorama internacional tem motivado os pesquisadores do IPEN a envidar esforços para desenvolver pesquisas nesse campo.

A técnica de Terapia por Captura de Nêutrons em Boro (BNCT) consiste, resumidamente, em administrar um composto especial contendo boro que é preferencialmente absorvido pelas células degeneradas. A irradiação com nêutrons térmicos no local do tumor induz reações dos nêutrons com o boro, produzindo partículas alfa e íons de  $Li^7$ , liberando 2,33 MeV por reação sob a forma de energia cinética das partículas emitidas. Estas partículas são de curto alcance (dimensões das células degeneradas) e destroem seletivamente as células cancerígenas.

A instalação para estudos na área de BNCT que está em fase final de construção no IPEN-CNEN/SP consiste na utilização de um tubo de irradiação (BH#3) no interior do qual estão posicionados, desde o núcleo até a sua saída, moderadores e filtros, o local de irradiação de amostra e blindagens. Externamente ao BH#3 será construída uma blindagem biológica no salão de realização de experimentos para isolar este arranjo dos outros aí existentes e permitir a circulação de pessoas com segurança radiológica.

Uma vez que as amostras serão posicionadas no interior do BH#3, para serem irradiadas com maior fluxo de nêutrons, e serão retiradas com o reator ainda ligado, implicando na retirada simultânea da blindagem existente no interior do BH#3, a blindagem biológica na instalação proposta necessita ter grande fator de atenuação pois um campo misto de nêutrons e gamas muito intenso incidirá no seu interior.

No item II são apresentadas as características da instalação e de seu funcionamento as quais implicaram na necessidade de se projetar uma blindagem especial. Nas seções seguintes são apresentadas a metodologia de cálculo empregada no projeto da blindagem, as características finais desta blindagem bem como os níveis de dose radioativa previstos externamente a mesma.

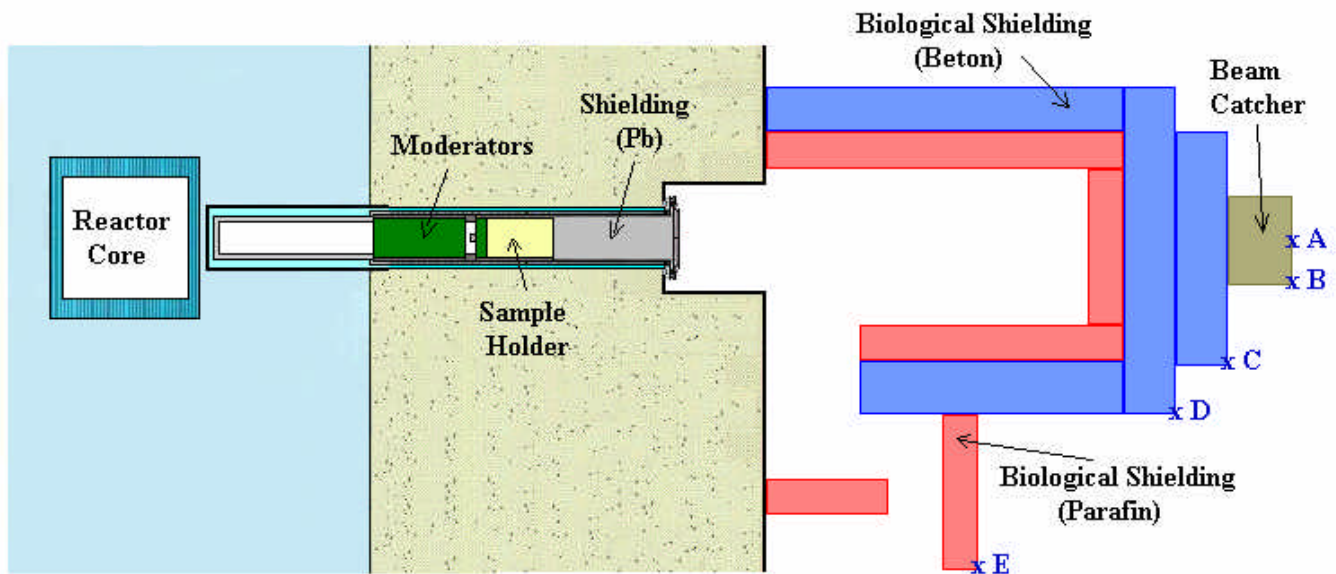


Figura 1. Vista Esquemática da Instalação para Estudos na Área de BNCT.

## II. DESCRIÇÃO DA INSTALAÇÃO

Está sendo construída uma instalação junto ao reator IEA-R1 do IPEN-CNEN/SP [3], para a realização de pesquisas no campo de BNCT. A construção desta instalação visa realizar pesquisas na área de Física das Radiações e Radiobiologia; permitirá caracterizar campos de radiação (nêutrons e gamas) adequados para a aplicação da técnica de BNCT, desenvolver estudos de filtros para aumentar a eficiência da técnica, estudos de níveis de dose utilizando "phantoms" e estudos biológicos "in vitro" e "in vivo".

A instalação experimental, apresentada de forma esquemática na Fig. 1, será versátil, permitindo a obtenção de feixes de nêutrons tanto térmicos quanto epitérmicos. Consistirá da utilização do tubo de irradiação radial número 3 (BH#3 - "beam hole" número 3) do reator IEA-R1. Como para a realização dos experimentos propostos serão necessários a irradiação *in vitro* e *in vivo* e alto fluxo na posição de irradiação, que será no interior do BH#3, fez-se necessário o projeto de um dispositivo para rápida inserção e retirada dessas amostras no interior do BH#3, em posição próxima ao núcleo. No interior do BH#3 serão posicionados materiais moderadores e filtros necessários para adequação do espectro de energia de nêutrons e minimização da componente de raios gama na posição de irradiação de amostras; também serão posicionadas blindagens para nêutrons e raios gama. Externamente a este tubo será construída uma blindagem biológica para isolar o arranjo em relação ao salão de experimentos do reator. Visto que o BH#3 tem 20,32 cm de diâmetro, as amostras a serem irradiadas estarão limitadas à cultura de tecidos, a pequenos animais e também a "phantoms". O local de posicionamento das amostras é uma região cilíndrica com 12,8 cm de diâmetro e 30 cm de altura

A obtenção de feixes de nêutrons epitérmicos ou térmicos se dará pela alteração da composição e espessura

dos materiais componentes dos filtros e moderadores, posicionados no interior do BH#3.

Visto que algumas amostras terão que ser irradiadas por um período de tempo menor do que o de operação do reator e, para não interferir na operação deste e na utilização do mesmo por outros usuários, a blindagem radiológica externa ao BH#3 foi projetada para suportar o alto campo de radiação (nêutrons e gamas) que existirá no seu interior nestes casos, quando será necessária a remoção de amostras com o reator em operação.

No projeto desta blindagem tivemos como condição de contorno a utilização de materiais e estruturas de baixo custo e, que pudessem ser facilmente montadas e desmontadas de modo a serem reaproveitadas. Esses parâmetros nos conduziram ao uso de caixas de parafina e blocos de concreto maciço de 25 kg e 34 kg respectivamente, bem como a utilização de um antigo "beam catcher" com paredes de chumbo e parafina borada. A blindagem será construída com as paredes e o teto compostos de concreto revestido internamente com uma camada de parafina e com o "beam catcher" posicionado externamente ao recinto, no eixo do BH#3.

## III. CÁLCULO DE BLINDAGEM

O arranjo esquematizado na Fig.1 foi modelado computacionalmente com o código de transporte de radiação por ordenadas discretas DOT 3.5 [4]. Os dados de seções de choque multigrupo foram gerados com o sistema NJOY/AMPX-II.[5, 6]. Utilizou-se o programa ISODOSE, da Área de Física de Reatores do Centro de Engenharia Nuclear do IPEN, para converter os valores de fluxo oriundos do DOT 3.5 para dose.

O cálculo com o DOT 3.5 foi realizado em uma estrutura multigrupo de energia, com 22 grupos de nêutrons (de  $1,0 \times 10^{-5}$  eV a 17,333 MeV) e 18 grupos de gamas (de

0,01 eV a 14 MeV), e um conjunto de quadratura (“biased”) de 100 ângulos de espalhamento. Tal quadratura foi utilizada por melhor representar a direção preferencial dos nêutrons ao longo do BH#3. A configuração geométrica foi simulada em geometria cilíndrica – RZ, empregando 96 intervalos (meshes) radiais e 194 intervalos axiais. A fonte para cada grupo de energia é proporcional à densidade de potência ponderada com o espectro de energia.

Foram realizados vários cálculos variando-se as espessuras das paredes e do teto de modo a obter-se taxas de dose externa a blindagem, devido a nêutrons e /ou gamas, dentro de valores aceitáveis em termos de proteção radiológica. Com base nos resultados obtidos determinou-se que as paredes e o teto terão 30 cm de espessura de parafina e 38 cm de espessura de concreto, com exceção da parede frontal ao feixe de radiação que terá maior espessura de concreto – 76 cm. Os fatores de atenuação (razão entre as taxas de dose nas superfícies interna e externa da parede) na parede frontal para nêutrons, gamas e nêutrons e gamas foram, respectivamente, de 15.310, 588 e 3.038. No caso das paredes laterais e do teto, estes fatores foram de 5.168, 351 e 1.581.

#### IV. CÓDIGOS

Definida a configuração da blindagem a partir dos cálculos realizados com o código DOT 3.5, estendeu-se o trabalho às simulações empregando o código MCNP-4C [7].

O MCNP (*Monte Carlo N-Particle transport code*), como o próprio nome indica, é um código de transporte de radiação baseado no método de Monte Carlo. O MCNP, ao contrário do DOT, não resolve a equação de transporte das partículas para a obtenção dos resultados, mas sim acompanha a história de cada partícula simulada fundamentando os resultados na estatística dos eventos de interesse. Por esta razão o encaminhamento de trabalhos de adequação e otimização de blindagens pelo MCNP torna-se muito mais demorado do que com o código DOT. Contudo, o MCNP apresenta como vantagem a possibilidade de descrição geométrica do problema de uma forma mais detalhada, mais especificamente, a desobrigação de considerações de simetria para a execução do problema.

Portanto, definido o projeto de blindagem através dos resultados obtidos pelo código DOT 3.5, que, além da rapidez na execução dos cálculos, apresenta-se como uma ferramenta consagrada em rotinas de cálculo de blindagem, reproduzimos a simulação de uma das geometrias finais utilizando o código MCNP-4C.

Para diminuir o tempo de simulação, optou-se por restringir o universo de interesse à região de blindagem e proximidades, excluindo-se o reator e grande parte do BH. Para a descrição da fonte de radiação foram utilizados os valores do fluxo de nêutrons obtidos pelo DOT 3.5 num plano perpendicular ao eixo do BH e interno à parede da piscina, mas próxima ao salão do reator.

Na Fig. 2a apresenta-se o mapeamento de dose referente aos nêutrons, utilizando-se o DOT 3.5, para o caso em que a geometria (com simetria cilíndrica)

contempla a presença da porta lateral da blindagem; as linhas superpostas ao mapa indicam os limites físicos dos componentes da blindagem.

Na Fig. 2c apresenta-se o mapeamento do mesmo caso com resultados obtidos pelo MCNP-4C. Convém enfatizar a diferença existente na definição de cada malha, evidenciado no tamanho aparente dos componentes da blindagem. As doses internas aos componentes da blindagem (representado por quase a totalidade da região azul escura) não foram computadas.

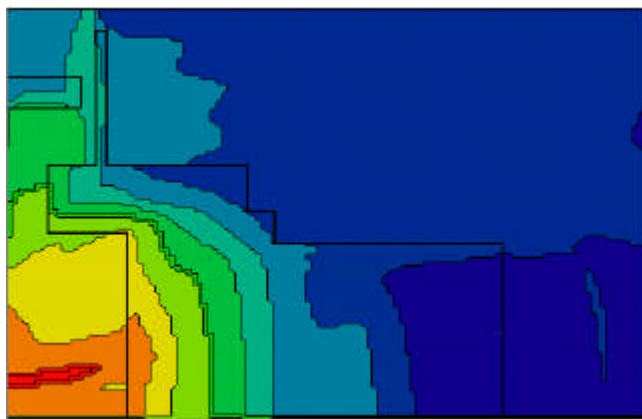


Figura 2a. Mapeamento de Dose Devido aos Nêutrons Utilizando-se o Código DOT 3.5.

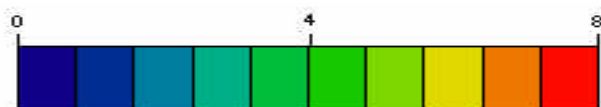


Figura 2b. Escala de Cores Utilizada nas Figuras 2a e 2b (Os Valores da Escala Referem-se a Potências de 10).

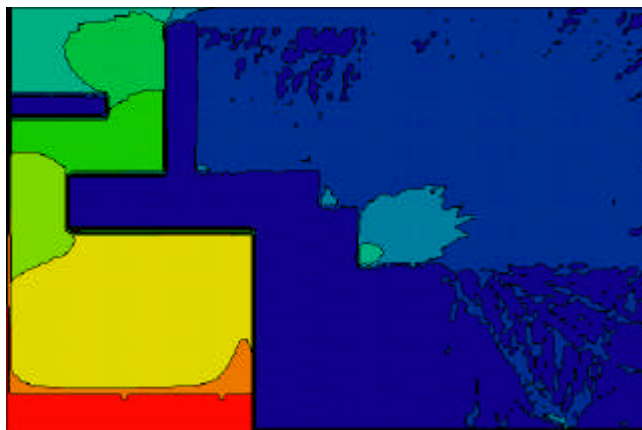


Figura 2c. Mapeamento de Dose Devido aos Nêutrons Utilizando-se o Código MCNP-4C.

A diferença nos perfis de dose devido aos nêutrons apresentados nas figuras 2a e 2c, principalmente na região interna à blindagem, próxima ao feixe, bem como na diferença de fuga de radiação pelo labirinto, evidenciam a dificuldade de reprodução da fonte no MCNP. Para contornar tal dificuldade, poder-se-ia simular o sistema

desde o reator e utilizar o mesmo dado de entrada na caracterização da fonte dos dois códigos. Contudo, tal esforço não se justifica para os atuais propósitos: avaliar as diferenças na estimativa de dose resultantes da especificação geométrica do sistema. Obtida uma fonte que apresente características compatíveis ao sistema de referência (resultados do DOT 3.5), pode-se utilizar a mesma fonte no código MCNP para as duas geometrias avaliadas.

As figuras 3a e 3b mostram, respectivamente, as componentes do perfil de dose axial obtidos pelo MCNP-4C a partir das duas descrições geométricas da blindagem: COM e SEM simetria cilíndrica (com porta apenas numa lateral da blindagem). A dose devida aos nêutrons é representada pelos quadrados pretos; a dose devido aos gamas secundários, gerados pela reação (n,γ), são representados pelos círculos vermelhos; triângulos verdes indicam a dose devido aos fótons da fonte.

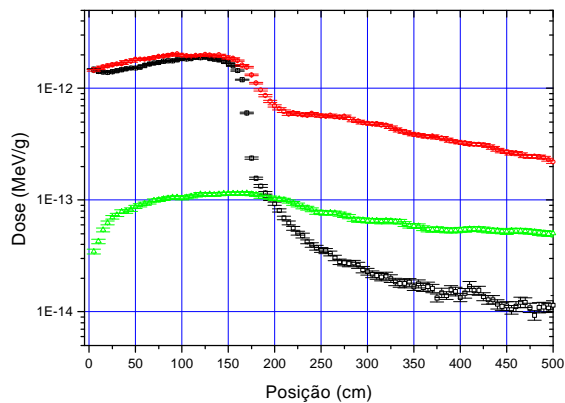


Figura 3a. Perfil de Dose Axial para Blindagem Descrita COM Simetria Cilíndrica.

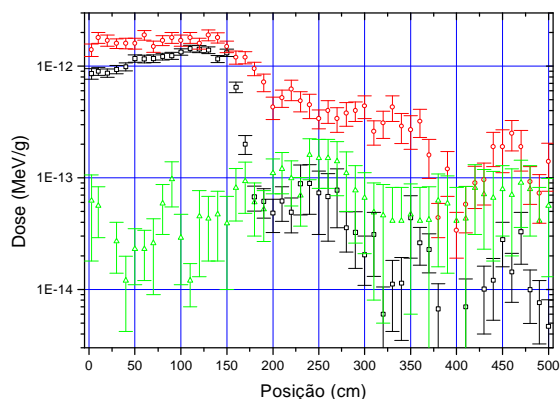


Figura 3b. Perfil de Dose Axial para Blindagem Descrita SEM Simetria Cilíndrica.

Os perfis apresentados referem-se a um eixo paralelo ao eixo do BH mas localizado além da blindagem da porta. Nota-se a existência de pequenas diferenças nos

perfis de dose apresentados. A magnitude das incertezas associadas aos resultados obtidos nos casos SEM simetria evidenciam as dificuldades de obtenção de eventos de interesse.

## V. CONCLUSÕES

O código DOT apresenta-se, presentemente, como a melhor opção na avaliação e otimização de projetos de blindagem desta envergadura, visto sua rapidez no processamento das simulações bem como da longa experiência de utilização deste programa para tais fins.

A parte das dificuldades de reprodução dos sistemas simulados e da demanda de tempo na obtenção dos resultados com precisão estatísticas adequadas, o MCNP pode ser usado como ferramenta complementar ao DOT na avaliação menos conservativa de sistemas projetados. Reitera-se a oposição inerente ao procedimento de avaliação de blindagens pelo MCNP: melhor a blindagem, menor o número de eventos observados, acarretando na necessidade de aumentar o número de histórias acompanhadas para retomar a precisão; aumentando, conseqüentemente, o tempo de processamento computacional.

O projeto de blindagem proposto mostra-se adequado para os devidos fins (abertura do BH com o reator ligado) com reduções nas doses (fatores de atenuação - dose na face da parede interna/externa) - da ordem de 15.300, 590 e 3.040 para nêutrons, gamas e para campo misto de nêutrons e gamas, respectivamente, no caso da parede frontal. Para as paredes laterais e para o teto estes fatores são da ordem de 5.170, 350 e 1.580.

## REFERÊNCIAS

- [1] 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, vol.14 (6), p. 534-550, 1996.
- [2] Kanda, K., **Experience of boron neutron capture therapy in Japan. Advances in Neutron Capture Therapy**, vol. I, Medicine and Physics, p. 71-76, 1997.
- [3] Coelho, P.R.P., Camillo, M.A.P., Damy, M.A., Ferreira Jr., D.B.M., Maiorino, J.R., Mesquita, R.N., Nascimento, N., Pugliesi, R., Rogero, J.R., Vieira, W.J., Zahn, G.S., **Design of a Facility for NCT Research in the IEA-R1 Reactor, Proc. 7th Int. Symposium on Neutron Capture Therapy for Cancer**, Zurich, Switzerland, Sept, p. 93, 1996.

[4] **“DOT 3.5 – Two Dimensional Discrete Ordinates Radiation Transport Code”**, CCC-276. Oak Ridge National Laboratory, 1975.

[5] MacFarlane, R. E. and Muir, D. W., **NJOY Code System for Producing Pointwise and Multigroup Neutron and Photon CrossSection from ENDF/B Data, LA-12740-M**, Los Alamos National Laboratory, 1994.

[6] **AMPX-II: A Modular Code System for Generating Coupled Multigroup Neutron-Gamma Libraries from ENDF/B, PRS-63**, Oak Ridge National Laboratory, 1981.

[7] **“MCNP – 4C, Monte Carlo N-Particle Transport Code System”**, CCC-200, Oak Ridge National Laboratory, 1996.

#### **ABSTRACT**

A Boron Neutron Capture Therapy – BNCT facility is under construction in the IEA-R1 Reactor (IPEN-CNEN/SP). In this work, it is shown the tallied results obtained to support the design of the biological shielding to be constructed in the reactor experimental room. To accomplish the task to design a proper shielding which must attain all the radiation protection requirements, calculations were performed by DOT 3.5 code in a association with ISODOSE program. In an attempt to refine the results some preliminary simulations have been performed by the MCNP4C code which is provided by powerful geometrical detailment tools.