

CÁLCULO DO FLUXO DE NÊUTRONS NA INSTALAÇÃO DO REATOR IEA-R1m PARA ESTUDO DE BNCT

Margaret de Almeida Damy e Paulo Rogério Pinto Coelho

Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares

Caixa Postal 11049

E-mails: madamy@net.ipen.br e prcoelho@net.ipen.br, São Paulo, Brasil

RESUMO

Este trabalho faz parte de uma série de estudos que têm sido efetuados com a finalidade de utilizar-se o reator IEA-R1 do IPEN/CNEN-SP para realizar experimentos em BNCT (ron Neutron Capture Therapy). Nesta fase, foram realizados cálculos para estudos de espectro neutrônico no local de irradiação dentro do canal de irradiação número 3 do reator. Há também um estudo sobre a variação da espessura de um filtro de nêutrons inserido dentro do "beam hole". O código de transporte utilizado nesta fase é o ANISN-PC.

Palavras- Chave: BNCT, Transporte de nêutrons, Reator IEA-R1.

I. INTRODUÇÃO

A pesquisa na área de Terapia por Captura de Nêutrons em Boro (BNCT) para tumores cancerígenos de difícil tratamento por técnicas convencionais (cirurgia, quimioterapia ou radioterapia), tem apresentado grande ímpeto nos últimos anos devido aos resultados promissores obtidos. Já soma mais de 200 pacientes submetidos a essa terapia no Japão e os primeiros experimentos foram realizados com seres humanos nos Estados Unidos [1] e na Europa [2]. Este panorama internacional tem motivado os pesquisadores do IPEN a envidar esforços neste campo de pesquisa.

O projeto mecânico de uma instalação específica para realização de experimentos em BNCT no IPEN já está pronto, em fase de início de execução. Consistirá da utilização do tubo de irradiação radial número 3 (BH#3) do reator IEA-R1m, para no interior do mesmo serem posicionados materiais moderadores e filtros que 'modelam' o espectro de energia de nêutrons que atingem a posição de irradiação de amostras. Externamente a este tubo será construída uma blindagem biológica para isolar o arranjo em relação ao salão de experimentos do reator. Visto que a posição de irradiação de amostras será no interior do (BH#3 - "beam hole" número 3), estas estarão limitadas à cultura de tecidos, a pequenos animais e também a "phantoms".

Com relação aos cálculos, dá-se continuidade aos estudos de espectro com ênfase na modelagem mais refinada do interior do BH, com maior flexibilidade desta modelagem, permitindo, desta maneira, realizar os cálculos com variação de espessuras de filtros ou moderadores de nêutrons.

Neste trabalho o espectro de nêutrons de fissão, que até então estávamos utilizando [3], é comparado a um espectro neutrônico mais plano. Para este espectro, são calculados os fluxos neutrônicos na posição de irradiação para o caso de ter-se grafita ou um elemento combustível entre a fonte de nêutrons e o início do canal de irradiação. Além disso, para este mesmo espectro é calculada a influência de uma variação de espessura em um filtro neutrônico, no caso, o Alumínio, com um refinamento dos intervalos espaciais, permitindo utilizar espessuras mais adequadas.

II. COMPARAÇÃO DE ESPECTROS DE ENTRADA

Apresenta-se um cálculo de transporte de radiação, efetuado com o código de transporte unidimensional ANISN [4], para dois espectros de entrada de nêutrons, e para duas situações. Primeiramente, com os nêutrons de fonte passando através de um elemento combustível tipo americano, considerando-se 50 % de queima em U-235, e na segunda situação, no lugar do EC, coloca-se uma espessura de grafita substituindo o elemento combustível. Os fluxos são calculados em três posições no interior do BH, a saber, logo na entrada do canal de irradiação, (após a espessura de 1,27 cm de alumínio do tubo do BH), a 50 cm entrada e a 100 cm da entrada do BH. A primeira fonte, chamada aqui de espectro original, refere-se aos cálculos para o espectro de fissão do U-235, onde os limites de energia por grupo estão citados na tabela 1. A segunda fonte retrata-se a um espectro fictício, pois, embora os valores sejam originalmente os valores do espectro utilizado pelo grupo de Portugal [5], os limites de energia são ligeiramente diferentes (espectro plano). Nesta

fase dos cálculos, utiliza-se este espectro, mas com os limites de energia mantidos os mesmos que o do espectro original. A fonte, neste caso, são os valores normalizados deste espectro, sem levar em conta os limites de energia dos grupos. Os limites de energia são os utilizados quando calcula-se as seções de choque dos vários núclídeos.

Estes dois cálculos têm a finalidade de fazer uma análise de sensibilidade do espectro de entrada, ou seja, entender no que o espectro afeta os resultados no local da irradiação.

TABELA 1. Espectro de Energia por Grupo (Espectro Original x Espectro Plano)

Grupos de E (E superior-MeV)	Espectro Original	Espectro Plano
(1) 1.7333E+01	4.3586E-02	7.4322E-02
(2) 5.2205	6.4560E-01	2.2297E-02
(3) 1.0026	1.7858E-01	3.8647E-02
(4) 4.9787E-01	1.1858E-01	2.0562E-02
(5) 9.8037E-02	1.3094E-02	1.2994E-01
(6) 9.1188E-03	3.9627E-04	5.2025E-02
(7) 5.3156E-07	1.7697E-10	6.6270E-01

Assim, na tabela 2 encontra-se o cálculo do fluxo de nêutrons para três posições no interior do BH considerando-se duas modelagens, elemento combustível entre a fonte e o BH e grafita entre a fonte e o BH. Os dois casos foram calculados com o código ANISN-PC para os dois espectros de fonte citados acima.

Considerou-se uma espessura pequena de água entre o EC e o início do BH, e entre a grafita e o BH. Esta distância corresponde a 0,043 cm.

Prioritariamente, pode-se observar que, com a utilização do elemento combustível, o espectro “plano” causa um aumento de fluxo, para todos os grupos de energia, nas três posições calculadas com relação ao espectro original, o que é interessante para o BNCT permitindo que mais nêutrons cheguem ao local onde ocorrerá a irradiação.

Já com a retirada do EC e apenas utilizando a grafita no lugar do elemento combustível, ocorre um considerável aumento de fluxo no grupo de maior energia (cerca de 1.7 vezes). Nos grupos intermediários ocorre uma pequena inversão do aumento do fluxo, variando de 0,07 até 0,9, ou seja o espectro plano causa uma diminuição do fluxo de nêutrons nos grupos 2 ao 6, havendo por parte da grafita uma maior absorção nestes grupos quando da utilização de um espectro mais homogêneo quanto à distribuição de nêutrons por grupo. Um outro aspecto bastante interessante é o que acontece ao grupo essencialmente térmico; o aumento do fluxo relativo é muito maior, considerando o espectro plano, cerca de 14,5 vezes. Ou seja, para o grupo térmico, utilizando o espectro mais plano, há um aumento muito significativo, o que pode ser de grande utilidade se o objetivo concentrar-se em obter-se um fluxo térmico no local de irradiação.

TABELA 2. Fluxo de Nêutrons em 3 posições dentro do BH para Espectro Original e Espectro Fictício (Plano).

Fluxos de nêutrons - Elemento Combustível entre a Fonte e o Espectro							
Espectro	Gr. 1	Gr. 2	Gr. 3	Gr. 4	Gr. 5	Gr. 6	Gr. 7
Saída BH (100 cm do Revestimento de 1,27cm de Al)							
Orig.	4,63-2	4,83-1	1,53-1	1,42-1	1,01-1	2,81-1	1,74-1
Plano	8,41-2	5,36-1	1,76-1	1,66-1	1,19-1	3,43-1	2,42-1
Δ	1,82	1,11	1,15	1,166	1,18	1,22	1,39
Meio BH (50 cm do Revestimento)							
Orig.	4,72-2	4,97-1	1,59-1	1,51-1	1,11-1	3,16-1	2,00-1
Plano	8,57-2	5,52-1	1,82-1	1,76-1	1,30-1	3,86-1	2,78-1
Δ	1,82	1,11	1,15	1,166	1,18	1,22	1,39
Entrada do BH (Logo após o Revestimento)							
Orig.	4,84-2	5,16-1	1,66-1	1,64-1	1,25-1	3,72-1	2,42-1
Plano	8,79-2	5,73-1	1,91-1	1,91-1	1,47-1	4,54-1	3,36-1
Δ	1,82	1,11	1,15	1,166	1,18	1,22	1,39
Grafita no lugar do Elemento Combustível							
Espectro	Gr. 1	Gr. 2	Gr. 3	Gr. 4	Gr. 5	Gr. 6	Gr. 7
Saída BH (100 cm do Revestimento de 1.27cm de Al)							
Orig.	2,47-2	4,43-1	1,41-1	1,59-1	1,14-1	1,20-1	4,11-2
Plano	4,20-2	3,36-2	1,92-2	2,33-2	5,65-2	1,10-1	5,97-1
Δ	1,70	0,076	0,136	0,146	0,498	0,916	14,51
Meio BH (50 cm do Revestimento)							
Orig.	2,51-2	4,56-1	1,46-1	1,69-1	1,24-1	1,35-1	4,73-2
Plano	4,27-2	3,47-2	1,98-2	2,47-2	6,16-2	1,24-1	6,83-1
Δ	1,70	0,076	0,136	0,146	0,496	0,914	14,46
Entrada do BH (Logo após o Revestimento)							
Orig.	2,57-2	4,73-1	1,53-1	1,83-1	1,40-1	1,60-1	5,72-2
Plano	4,38-2	3,62-2	2,08-2	2,68-2	6,91-2	1,45-1	8,24-1
Δ	1,70	0,076	0,136	0,146	0,494	0,910	14,40

III. ESPESSURAS DE ALUMÍNIO

Primeiramente, foi feito um estudo para duas espessuras de um filtro de Alumínio posicionado dentro do BH, na entrada do mesmo, ou seja, logo após o Al do revestimento do canal de irradiação, para o elemento combustível queimado e para a grafita entre a fonte e o canal de irradiação. Isto, para determinar qual o material a ser definido antes do BH, se EC ou se grafita.

Na tabela 3, encontram-se os fluxos obtidos utilizando-se como fonte o espectro plano. Estes fluxos são comparados aos fluxos sem o filtro.

Para cálculo de diferentes espessuras de filtro, escolheu-se o caso com elemento combustível entre a fonte e o BH para uma posição dentro do BH, a 50 cm da entrada do mesmo. Isto, por implicar numa menor atenuação de nêutrons epitérmicos e térmicos (grupos 6 e 7) em relação à utilização da grafita entre a fonte e o BH, conforme verifica-se na tabela 3.

TABELA 3. Espectro Plano como Fonte (EC e C)

EC	1	2	3	4	5	6	7
Saída BH - 100 cm após o Al de entrada do BH (1.27cm)							
Sem Al	8,41-2	5,36-1	1,76-1	1,66-1	1,19-1	3,43-1	2,42-1
5cm Al	4,45-2	3,78-1	1,40-1	1,33-1	9,75-2	3,03-1	2,02-1
Ä16	2,59-2	2,56-1	1,03-1	1,05-1	8,22-2	2,41-1	1,50-1

10 cm Al							
Meio BH -50 cm após Al de entrada do BH							
Sem Al	8,57-2	5,52-1	1,82-1	1,76-1	1,30-1	3,86-1	2,78-1
5cm Al	4,52-2	3,89-1	1,45-1	1,41-1	1,07-1	3,39-1	2,30-1
10 cm Al	2,63-2	2,64-1	1,07-1	1,12-1	8,98-2	2,70-1	1,71-1
Entrada BH - logo após Al de entrada do BH							
Sem Al	8,79-2	5,73-1	1,91-1	1,91-1	1,47-1	4,54-1	3,36-1
À1276		4,04-1	1,52-1	1,53-1	1,20-1	3,94-1	2,71-1
5cm Al							
10 cm Al		2,72-1	1,12-1	1,20-1	9,98-2	3,09-1	1,99-1
C no lugar do EC							
Saída BH - 100 cm após o Al de entrada do BH (1.27cm)							
Sem Al	4,20-2	3,36-2	1,92-2	2,33-2	5,65-2	1,10-1	5,97-1
5cm Al	2,18-2	2,68-2	1,40-2	1,71-2	3,87-2	8,81-2	4,03-1
10 cm Al	1,22-2	1,24-2	9,76-3	1,24-2	2,68-2	6,70-2	2,69-1
Meio BH -50 cm após Al de entrada do BH							
Àclbrdr rSem Al	4,27-2	3,47-2	1,98-2	2,47-2	6,16-2	1,24-1	6,83-1
5cm Al	2,22-2	2,76-2	1,45-2	1,82-2	4,23-2	9,86-2	4,57-1
10 cm Al e11 1,23-2		1,98-2	1,01-2	1,32-2	2,93-2	7,51-2	3,06-1
Meio BH -50 cm após Al de entrada do BH							
Sem Al	4,38-2	3,62-2	2,08-2	2,68-2	6,91-2	1,45-1	8,24-1
5cm Al	2,26-2	2,87-2	1,52-2	1,97-2	4,74-2	1,15-1	5,40-1
pf510 cm Al	1,26-2	2,05-2	1,05-2	1,42-2	3,24-2	8,60-2	3,56-1

Na tabela 4 apresenta-se o fluxo de nêutrons calculado para o espectro plano para diferentes espessuras de filtros de Alumínio, de 0 até 50 cm de espessura.

TABELA 4. Fluxos a 50 cm do início do BH.

Filtro de Al (cm)	Fluxo de Nêutrons por Grup de Energia						
	1	2	3	4	5	6	7
0	8,57-2	5,52-1	1,82-1	1,76-1	1,30-1	3,86-1	2,78-1
5	4,52-2	3,89-1	1,45-1	1,41-1	1,07-1	3,39-1	2,30-1
10	2,63-2	2,64-1	1,07-1	1,12-1	8,98-2	2,70-1	1,71-1
15		1,47-2	1,73-1	7,71-2 _Al 8,71-2	7,60-2	2,03-1	1,18-1
20	8,50-3	1,12-1	5,30-2	6,45-2	6,28-2	1,50-1	7,94-2
25	4,90-3	7,18-2	3,60-2	4,68-2	5,06-2	1,09-1	5,29-2
30	2,85-3	4,58-2	2,40-2	3,29-2	3,97-2	7,97-2	3,50-2
35	1,66-3	2,91-2	1,59-2	2,29-2	3,05-2	5,80-2	2,32-2
40	9,74-4	1,85-2	1,04-2	1,56-2	2,30-2	4,22-2	1,53-2
45	5,72-4	1,17-2	6,77-3	1,06-2	1,70-2	3,07-2	1,02-2
50	3,37-4	7,42-3	4,39-3	7,10-3	1,24-2	2,24-2	6,75-3

Para melhor visualização do efeito causado no fluxo de nêutrons, apresenta-se na figura 1, um gráfico da variação do fluxo em função da espessura de Alumínio para alguns grupos de energia.

Figura 1: Fluxo de Nêutrons por Grupo de Energia em Função da Espessura de Al.

Pode-se concluir da observação da tabela 4 e da figura 1, que, para os grupos rápidos, a medida que

aumenta-se a espessura do filtro de Al, os fluxos diminuem mais acentuadamente que os grupos térmico e epitérmico. Isto demonstra que o Al é um filtro de particular interesse quando deseja-se um fluxo puramente térmico ou epitérmico no local de irradiação.

IV. CONCLUSÕES

Neste trabalho, dando continuidade aos estudos em BNCT, primeiramente percebe-se a grande influência nos resultados causada pelo espectro incidente. Também com este cálculo dá-se início ao processo de definição do conjunto de materiais a serem especificados como moderadores e filtros de nêutrons a serem utilizados no arranjo experimental.

A modelagem geométrica do problema foi mais detalhada para permitir de forma mais flexível, o estudo da variação de espessura de materiais, bem como verificar a influência de outros materiais moderadores de nêutrons em conjunto com o alumínio. Desta maneira, o próximo passo é a continuidade dos cálculos para outros conjuntos de materiais modeladores de espectro.

REFERÊNCIAS

- [1] Rolf F. Barth, M. D, Albert H. Soloway and Robert 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).
- [2] Wolfgang Sauerwein, Katalin Hideghéty, Detlef Gabel and Raymond L. Moss, **European Clinical Trials of Boron Neutron Capture Therapy for Glioblastoma**, Nuclear News, 54-56, february 1998.
- [3] Margaret de A. Damy, Paulo Rogério P. Coelho, Arlindo G. Mendonça e José Rubens Maiorino, **Projeto de uma Placa Físsil para Aumento do Fluxo de Nêutrons num Tubo de Irradiação do Reator IEA-R1**, XI ENFIR/IV ENAN, Joint Nuclear Conferences, august 18-22, Poços de Caldas, MG, Brasil, (1997).
- [4] Parsons Kent D., **ANISN-PC**, Idaho National Engineering Laboratory - EG&G Idaho, Inc., april, 1987. P. O. Modified by Marashi, M. K. et al, september 1990.
- [5] I. F. Gonçalves, I. C. Gonçalves, A. J. G. Ramalho, J. F. Salgado, **Use of the Thermal Column of the Portuguese Research Reactor (RPI) for BNCT Therapy**, XI ENFIR/IV ENAN, Joint Nuclear Conferences, august 18-22, Poços de Caldas, MG, Brasil, (1997).

ABSTRACT

This present paper has been made as a part of studies in BNCT (Boron Neutron Capture Therapy) in the IEA-R1 reactor of the IPEN/CNEN-SP. Calculations with

two hypothetical neutron spectra and several values for moderator thickness have been done. The calculations of the neutron spectra in some positions of the installation were performed with the one dimensional computer code ANISN.