

**MINISTÉRIO DA DEFESA
EXÉRCITO BRASILEIRO
DEPARTAMENTO DE CIÊNCIA E TECNOLOGIA
INSTITUTO MILITAR DE ENGENHARIA
CURSO DE MESTRADO EM ENGENHARIA NUCLEAR**

RAPHAEL FRANCISCO GOMES DOS SANTOS

**DESENVOLVIMENTO DE UM SISTEMA TRANSPORTÁVEL DE IRRADIAÇÃO DE
NÊUTRONS, UTILIZANDO O MÉTODO MONTE CARLO**

**Rio de Janeiro
2013**

INSTITUTO MILITAR DE ENGENHARIA

RAPHAEL FRANCISCO GOMES DOS SANTOS

**DESENVOLVIMENTO DE UM SISTEMA TRANSPORTÁVEL DE
IRRADIAÇÃO DE NÊUTRONS, UTILIZANDO O MÉTODO MONTE
CARLO**

Dissertação de Mestrado apresentada ao Curso de Mestrado em Engenharia Nuclear do Instituto Militar de Engenharia, como requisito parcial para a obtenção do título de Mestre em Ciências em Engenharia Nuclear.

Orientadores:

Prof. Wilson F. Rebello da Silva Júnior – D.Sc.

Prof. Júlio José da Silva Estrada – D.Sc.

Prof. Edmilson Monteiro de Souza – D.Sc.

**Rio de Janeiro
2013**

INSTITUTO MILITAR DE ENGENHARIA

RAPHAEL FRANCISCO GOMES DOS SANTOS

**DESENVOLVIMENTO DE UM SISTEMA TRANSPORTÁVEL DE
IRRADIAÇÃO DE NÊUTRONS, UTILIZANDO O MÉTODO MONTE
CARLO**

Dissertação de Mestrado apresentada ao Curso de Mestrado em Engenharia Nuclear do Instituto Militar de Engenharia, como requisito parcial para a obtenção do título de Mestre em Ciências em Engenharia Nuclear.

Orientadores:

Prof. Wilson F. Rebello da Silva Júnior – D.Sc.

Prof. Júlio José da Silva Estrada – D.Sc.

Prof. Edmilson Monteiro de Souza – D.Sc.

**Rio de Janeiro
2013**

c2013

INSTITUTO MILITAR DE ENGENHARIA

Praça General Tibúrcio, 80 – Praia Vermelha

Rio de Janeiro – RJ CEP: 22290-270

Este exemplar é propriedade do Instituto Militar de Engenharia, que poderá incluí-lo em base de dados, armazenar em computador, microfilmar ou adotar qualquer forma de arquivamento.

É permitida a menção, reprodução parcial ou integral e a transmissão entre bibliotecas deste trabalho, sem modificação de seu texto, em qualquer meio que esteja ou venha a ser fixado, para pesquisa acadêmica, comentários e citações, desde que não tenha finalidade comercial e que seja feita a referência bibliográfica completa.

Os conceitos expressos neste trabalho são de responsabilidade do autor e do orientador.

539.7213

5237d Santos, Raphael Francisco Gomes

Desenvolvimento de um sistema transportável de irradiação de nêutrons utilizando o método Monte Carlo / Raphael Francisco Gomes dos Santos. – Rio de Janeiro: Instituto Militar de Engenharia, 2013.

75 p.: il

Dissertação (mestrado) – Instituto Militar de Engenharia – Rio de Janeiro, 2013.

1. Engenharia Nuclea _ teses, dissertações. 2. Irradiador de nêutrons I. Rebello, Wilson Freitas II. Estrada, Julio Jose III.Souza, Edmilson Monteiro. IV Título V. Instituto Militar de Engenharia.

CDD 539.7213

INSTITUTO MILITAR DE ENGENHARIA

RAPHAEL FRANCISCO GOMES DOS SANTOS

**DESENVOLVIMENTO DE UM SISTEMA TRANSPORTÁVEL DE
IRRADIAÇÃO DE NÊUTRONS, UTILIZANDO O MÉTODO MONTE**

CARLO

Dissertação de Mestrado apresentada ao Curso de Mestrado em Engenharia Nuclear do Instituto Militar de Engenharia, como requisito parcial para a obtenção do título de Mestre em Ciências em Engenharia Nuclear.

Orientadores: Prof. Wilson Rebello da Silva Junior – D.Sc.

Prof. Julio Jose da Silva Estrada – D.Sc.

Prof. Edmilson Monteiro de Souza – D.Sc.

Aprovada em 7 de Fevereiro de 2013 pela seguinte Banca Examinadora:

Prof. Wilson Freitas Rebello da Silva Júnior – D.Sc. do IME – Presidente

Prof. Júlio José da Silva Estrada – D.Sc. do IME/UERJ

Prof. Edmilson Monteiro de Souza – D.Sc. da UEZO

Sergio de Oliveira Vellozo – D.Sc. do IME

Prof. Ademir Xavier da Silva – D.Sc. da COPPE

**Rio de Janeiro
2013**

A minha avó Elizianna (in memoriam)

AGRADECIMENTOS

A Deus, fonte primária de toda inteligência e caridade e sem o qual não seria possível a vida.

Aos meus Orientadores, TC Wilson F. Rebello da Silva Jr., Julio José S. Estrada e Edmilson S. Monteiro pela orientação segura e objetiva durante a realização deste trabalho.

Ao professor Ademir X. da Silva pelo apoio na utilização do código MCNPX, sem o qual este trabalho não teria sequer começado.

Ao Cap. Marcos Paulo C. de Medeiros pelas inúmeras ideias, conselhos dados ao longo deste trabalho.

Ao Prof Dalton Elery G. Barroso, pelas análises e críticas construtivas a respeito de diversas dificuldades que encontrei ao longo do trabalho.

Ao Prof Sérgio O. Velloso pelas conversas e análises sobre o trabalho as quais me ajudaram a ter uma melhor compreensão sobre as interações neutrônicas.

A todos os professores da SE-7, de altíssimo nível profissional, que souberam ter a dose certa de paciência e rigor na árdua tarefa de fazer com que os alunos concluam o curso de forma digna, com mais conhecimento do que quando começaram.

Aos funcionários da SE-7, que muitas vezes anonimamente, possibilitaram que pudéssemos desfrutar de um ambiente de estudo e trabalho agradável.

Aos amigos Paulo, Jefferson, Renato, Cristiano, Vanusa, Emmily, Rodrigo e Leonardo por sempre me auxiliarem nas inúmeras horas que gastamos juntos no ano de 2012 nas diversas aulas, provas e trabalhos dos quais participamos.

A minha amiga e companheira de estudo Karen N. Masurk pela grande ajuda no início do curso sem a qual eu não teria continuado.

Aos meus pais Jorgenete e Jorge que com amor me educaram e ensinaram o caminho a seguir; que cuidaram de mim em todos os momentos e me fizeram ser quem sou.

Aos meus irmãos Luana e Isaac que me apoiaram incondicionalmente e compreenderam as minhas ausências e oscilações de humor ao longo do curso.

A minha namorada Christine pelo apoio em todos os sentidos e o companheirismo demonstrado em palavras e atitudes, sem os quais seria impossível a estada no curso.

A Capes que me apoiou financeiramente, com bolsas de estudo, em congressos e seminários.

Ao Exército Brasileiro, instituição que me proporcionou todas as oportunidades de estudo que me possibilitaram realizar este trabalho.

“A batalha é quase sempre ganha na mente.
É pela renovação de nossa mente que nosso
caráter e comportamento se transformam”

(John Stott)

SUMÁRIO

LISTA DE ILUSTRAÇÕES.....	10
LISTA DE TABELAS.....	12
LISTA DE ABREVIATURAS E SIMBOLOS.....	13
LISTA DE SIGLAS.....	14
1. INTRODUÇÃO.....	17
1.1. Irradiadores de nêutrons e aplicações.....	17
1.2. Justificativa do trabalho.....	19
1.3. Objetivo do estudo.....	21
2. FUNDAMENTOS TEÓRICOS.....	22
2.1. Interação do nêutron com a matéria.....	22
2.1.1. Processos de interação do nêutron com a matéria.....	22
2.1.2. Seção de choque	24
2.1.3. Blindagem de nêutrons.....	25
2.2. Interação da radiação gama com a matéria.....	28
2.2.1. Espalhamento Rayleigh.....	28
2.2.2. Efeito Fotoelétrico.....	29
2.2.3. Espalhamento Compton.....	30
2.2.4. Produção de pares.....	31
2.2.5. Blindagem da radiação gama.....	32
2.3. Dosimetria.....	33
2.3.1. Princípios da proteção radiológica.....	34
2.3.2. Grandezas e unidades empregadas em radioproteção.....	35
2.4. Fonte de nêutrons.....	39
2.4.1. Fonte de Am-Be.....	42
3. MÉTODOS DE SIMULAÇÃO MONTE CARLO.....	45
3.1. Estrutura do programa.....	46

4.	METODOLOGIA.....	48
4.1.	Simulação e validação da fonte de Am-Be.....	48
4.2.	Simulação da esfera de polietileno borado e chumbo.....	50
4.3.	Simulação do irradiador cilíndrico.....	53
4.4.	Obtenção cálculos do $H^*(10)$ a diferentes distâncias do irradiador.....	55
4.5.	Obtenção do fluxo nêutrons	57
5.	RESULTADOS E DISCUSSÃO	58
5.1.	Resultados da simulação e validação da fonte.....	58
5.2.	Resultados da simulação da esfera de polietileno borado e chumbo.....	62
5.3.	Resultados do cálculo de $H^*(10)$ a diferentes distâncias do irradiador.....	62
5.4.	Resultado da simulação da obtenção do fluxo de nêutrons.....	64
6.	CONCLUSÕES.....	68
7.	SUGESTÃO PARA NOVOS TRABALHOS.....	69
8.	REFERÊNCIAS BIBLIOGRAFICAS.....	70
9.	ANEXOS.....	72
9.1	ANEXO 1	73

LISTA DE ILUSTRAÇÕES

FIG. 1.1 Irradiador de nêutrons de poço fabricado pela Hopwell Desing.....	18
FIG. 1.2 Irradiador do IPEN, utilizado para definição de elementos inorgânicos sem fertilizantes comerciais.....	19
FIG. 2.1 Predominância dos efeitos atômicos de acordo com a energia e o número atômico do material. A energia emitida pelos fótons da fonte de $^{241}\text{Am-}^9\text{Be}$ estão entre 0,01 Mev e 4,4 Mev, onde a predominância é o espalhamento Compton.....	31
FIG. 2.2 Geometria representando o campo de radiação alinhado e expandido a esfera ICRU e o ponto P, de interesse, afastado a uma distância d (mm) de interesse da superfície da esfera.....	38
FIG. 2.3 Espectro de nêutrons da fonte $^{241}\text{Am-}^9\text{Be}$;B) Espectro de fótons da fonte de $^{241}\text{Am-}^9\text{Be}$	43
FIG. 4.1 Visão no programa VISED da geometria da fonte; á direita, corte transversal e a esquerda corte longitudinal.....	49
FIG. 4.2 Visão “wire frame” da esfera de polietileno borado. No centro, a fonte de $^{241}\text{Am-}^9\text{Be}$. B) Demonstração do cálculo feito para dose ambiente.....	52
FIG. 4.3 Corte no eixo Y da esfera de polietileno borado envolvida em u ma casca de chumbo.....	54
FIG. 4.4 Visão esquemática do irradiador cilíndrico. Á direita, as medidas do canal de irradiação.....	54
FIG. 4.5 Visão ampliada do disco dentado.....	55
FIG. 4.6 Peça de polietileno borado inserida no irradiador.....	55
FIG. 4.7 Ilustração do calculo de $H^*(10)$ a 30cm do irradiador.....	56

FIG. 4.8 Cálculo de $H^*(10)$, a distantes a 15, 20, 25, 30 e 35 cm da face do Irradiador.....	57
FIG. 4.9 Visão superior do irradiador aberto; B) Demonstração do cálculo do fluxo de nêutrons, distantes respectivamente 15, 20, 25, 30 e 35 cm da face do irradiador.....	57
FIG. 5.1 Espectro de nêutrons da fonte.....	58
FIG. 5.2 Espectros de fótons da fonte.....	59
FIG. 5.3 Valores simulados da variação de $H^*(10)$ com a distância	60
FIG. 5.4 Valores experimentais da variação do $H^*(10)$ com a distância.....	61
FIG. 5.5 Representação do valor de $H^*(10)$ experimental e simulado.....	61
FIG. 5.6 Fluxo de nêutrons em cada detector simulado.....	65
FIG. 5.7 Intensidade do fluxo normalizada em função da energia.....	66
FIG. 5.8 Visão ampliada da FIG 5.7 no intervalo de 0,02 a 0,2 MeV.....	66
FIG. 5.9 Variação do fluxo integral em função da distância.....	66

LISTA DE TABELAS

TAB 2.1	Classificação dos nêutrons em função da energia.....	23
TAB. 2.2	Propriedades dispersoras dos núcleos.	27
TAB 2.3	Limites de dose recomendados.....	34
TAB. 2.4	Fatores de peso para órgão e tecido específico para o cálculo da dose efetiva.....	36
TAB. 2.5	Fatores de peso da radiação	37
TAB. 2.6	Características das fontes isotópicas.....	40
TAB. 2.7	Propriedades de fontes de fotonêutrons.....	41
TAB. 2.8	Fissão espontânea dos isótopos.....	42
TAB. 2.9	Produção de Neutrons e fótons a cada 10^6 partículas alfa emitidas pela fonte de ^{241}Am - ^9Be	44
TAB. 3.1	Tally disponíveis no programa MCNPX.....	47
TAB. 4.1	Valores inseridos no cartão de entrada (etapa1).....	50
TAB. 4.2	Valores inseridos no cartão de entrada (etapa 2)	50
TAB 5.1	Valores de $H^*(10)$ devido a nêutrons a diferentes distâncias	60
TAB. 5.2.	Valores da taxa de $H^*(10)$ da esfera de polietileno borado blindada com chumbo.....	62
TAB. 5.3.	Valores de $H^*(10)$ a 30 cm do irradiador em diferentes eixos.....	63
TAB. 5.4.	$H^*(10)$ a diferentes distâncias do irradiador.....	64

LISTA DE ABREVIATURAS E SÍMBOLOS

ABREVIATURAS

- Sv - Sievert
- Ci - Curie
- H*(10) - Equivalente de dose ambiente
- FM - Fator multiplicativo

SÍMBOLOS

- γ - Gama
- n - Nêutron
- eV - Elétron - volt
- Mev - Mega elétron - volt
- d - Dêutério
- Z - Número atômico
- v - Velocidade
- E - Energia
- σ_{tot} - Seção de choque total
- μ - Coeficiente de absorção

LISTA DE SIGLAS

MCNPX Monte Carlo N-Particle Extended

CNEN Comissão Nacional de Energia Nuclear

ICRU International Commission of Radiation Units

RESUMO

O Departamento de Engenharia Nuclear do Instituto Militar de Engenharia – SE/7-IME pretende desenvolver um irradiador de nêutrons com uma fonte de $^{241}\text{Am-}^9\text{Be}$, com atividade de 1 Ci . O objetivo desse irradiador é gerar um fluxo de nêutrons que possa ser utilizado em atividades de ensino e pesquisa, mantendo, para fins de proteção radiológica, a taxa de equivalente de dose ambiente, $H^*(10)$, abaixo $10\mu\text{Sv/h}$, a uma distância de 30 cm do irradiador quando o mesmo estiver fechado. Neste trabalho são apresentados os resultados obtidos, utilizando o Código MCNPX, no desenvolvimento desse irradiador.

ABSTRACT

The Department of Nuclear Engineering of the Military Institute of Engineering - SE/7-IME intends to develop an irradiator with a ^{241}Am - ^9Be neutron source, with 1 Ci of activity. The aim of this irradiator is to generate a stream of neutrons that can be used in teaching and research, maintaining, for the radiological protection purposes, the rate of ambient dose equivalent, $H^*(10)$, below $10\mu\text{Sv} / \text{h}$, at a distance of 30 cm from the radiator when it is closed. This paper presents the results obtained, with the MCNPX code, in the developing of this irradiator.

1. INTRODUÇÃO

1.1 IRRADIADORES DE NÊUTRONS E APLICAÇÕES

Os irradiadores de nêutrons são dispositivos ou instalações que podem emitir um feixe de nêutrons de forma a expor um material qualquer a um campo de radiação de nêutrons. O fluxo é gerado por uma fonte de nêutrons, acoplada a um dispositivo de irradiação, que, além de servir como um dispositivo de irradiação deve blindar convenientemente a fonte, para fins de proteção radiológica. Os irradiadores de nêutrons possuem aplicações em diferentes áreas: indústria, agricultura, ensino e pesquisa entre outros.

A indústria é uma das maiores usuárias das técnicas nucleares no Brasil, respondendo por cerca de 30% das licenças para a utilização de fontes radioativas (Biodieselbr,2012). A utilização do feixe de nêutrons permite, por exemplo, avaliar o desgaste e durabilidade de máquinas aplicando o método de ativação com nêutrons em produtos resultantes do efeito tribiológico (efeito tribiológico corresponde a fricção entre peças de uma engrenagem em movimento), analisar a textura e o estresse de materiais, realizar medidas de estresse intenso dentro de metais e cerâmicas, entre outros (Lima, 2003).

No mundo, há várias empresas que constroem irradiadores de nêutrons com diversas finalidades. A americana Hopewell Desings, por exemplo, desenvolve irradiadores de nêutrons destinados à calibração de instrumentos, dosimetria pessoal e outras atividades. Um desses modelos pode ser visto na Fig. 1.1.

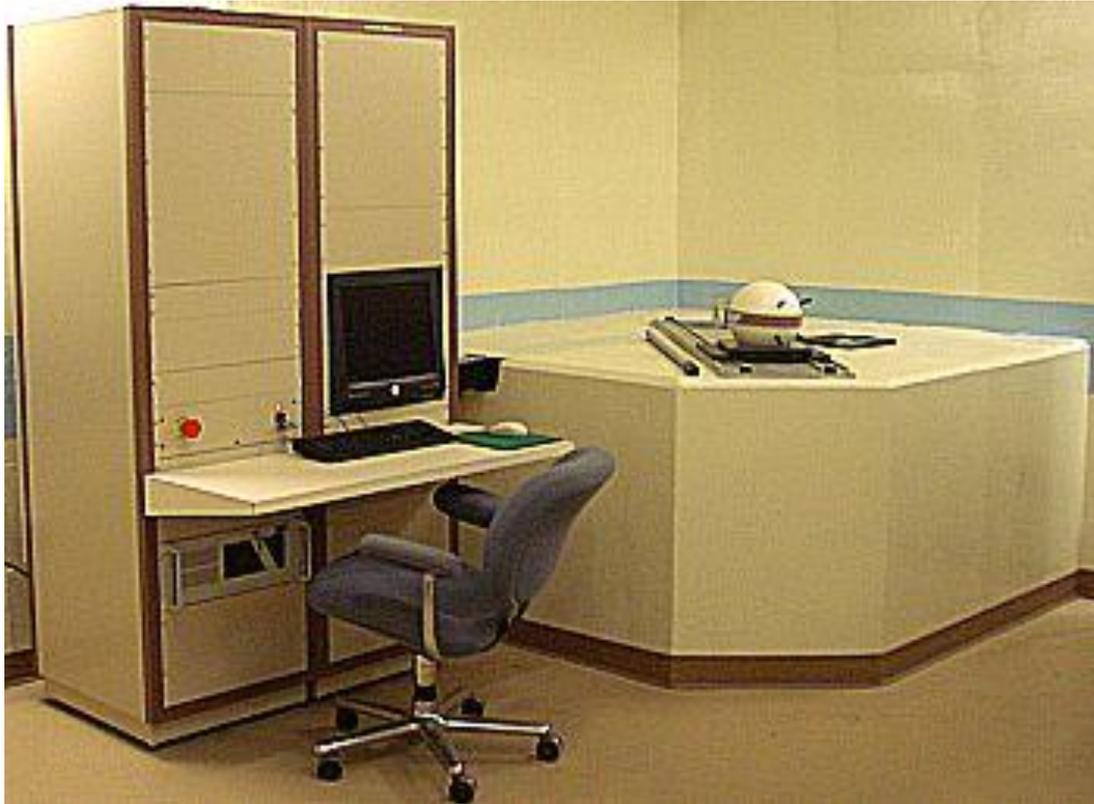


FIG 1.1: Irradiador de nêutrons de poço fabricado pela Hopewell Desings.

Os irradiadores de nêutrons podem ser usados para a avaliação química de compostos orgânicos utilizados para o melhoramento do solo. Na agricultura é frequente o uso de fertilizantes que devem conter uma quantidade mínima de elementos químicos indispensáveis para a nutrição do solo. A verificação da presença de tais elementos pode ser feita através da irradiação com nêutrons de elementos orgânicos, onde é possível efetuar a análise da quantidade de nutrientes contidas no fertilizante. Maddi e colaboradores fizeram uma análise de fertilizantes comerciais, submetendo amostras de fertilizante a um fluxo de nêutrons gerados por um irradiador que utiliza fonte de Am-Be, com atividade de 592 GBq de Amerício (Maddi Filho, 2005). O irradiador utilizado é apresentado na FIG.1.2:



FIG 1.2: Irradiador do IPEN, utilizado para a determinação de elementos inorgânicos em fertilizantes comerciais. (Maddi Filho, 2005)

Irradiadores de nêutrons também são usados em diversos institutos e laboratórios, para fins de ensino e pesquisa. O *Institute for Neutron Therapy* do Fermilab pesquisa os efeitos da irradiação de nêutrons em tumores cancerígenos e a eficácia da radiação neutrônica neste tipo de tratamento. Kobayashi e colaboradores realizaram pesquisas sobre a otimização de irradiadores de nêutrons moderados a água pesada, na universidade de Kyoto, Japão.

1.2 JUSTIFICATIVA DO TRABALHO

Como foi visto anteriormente, um irradiador de nêutrons possui grande aplicação em diversos segmentos. Portanto torna-se importante que uma instituição que desenvolva ensino e pesquisa na área de energia nuclear, possua um dispositivo capaz de disponibilizar um fluxo de nêutrons, seja para pesquisa, seja para calibração de detectores ou outros fins.

Algumas instituições no Brasil já possuem um irradiador de nêutrons em suas instalações. O Instituto de Pesquisas Energéticas - IPEN e o Instituto de Radiação e Dosimetria – IRD são exemplos de instituições que possuem um irradiador, sendo

possível nessas instituições a realização de diversos experimentos com nêutrons, na área da indústria, agricultura e medicina.

No ano de 1968, foi criada no Instituto Militar de Engenharia - IME a Seção de Engenharia Nuclear - SE7 que começou a desenvolver pesquisas e formar alunos de mestrado em Engenharia Nuclear, com ênfase nas áreas de Controle Ambiental e Reatores Nucleares. Desde então, o IME tem formado mestres aptos para trabalhar em instituições e instalações nucleares no Brasil, além de formar oficiais do Exército capacitados a atuar na área nuclear. O investimento do Exército também se materializou na obtenção de equipamentos importantes para o desenvolvimento de ensino e pesquisa. Como exemplo, foi adquirido um irradiador gama o qual é o maior irradiador usado exclusivamente para fins de pesquisa em operação no Brasil. O irradiador provê um ambiente de radiação gama apropriado para pesquisas na área de alimentos, aperfeiçoamento de materiais, esterilização e descontaminação, degradação de substâncias tóxicas e agentes químicos (Vital, 2000).

A SE/7 desenvolve outras atividades, como a aplicação do estágio de radioproteção para oficiais do Exército e a orientação de alunos de graduação do IME em pesquisas na área nuclear. Essas e outras atividades, exercidas na Seção, requerem um avançado aparato instrumental que possibilitem a confecção de experimentos, auxiliando professores e alunos no ensino e pesquisa.

Devido a tal demanda de atividades, a aquisição de um equipamento irradiador de nêutrons se faz extremamente útil. Além de colaborar no desenvolvimento da SE/7, o irradiador poderia ser utilizado como um dispositivo para armazenar a fonte de Am-Be, que no momento está inoperante no CTEX. Este equipamento seria fundamental para proporcionar pesquisas e experimentos com nêutrons.

Pensando em todas as questões demonstradas acima, o presente projeto apresenta o desenvolvimento de um irradiador de nêutrons transportável, que possibilitará o desenvolvimento de pesquisas envolvendo experimentos com nêutrons nas dependências do IME.

O desenvolvimento deste projeto ampliará o acervo de experiências com radiações na SE-7 e poderá ser utilizado como um projeto inicial de blindagem de

nêutrons para instalações maiores, como salas de calibração de detectores ou outras instalações onde são armazenadas fontes de nêutrons.

1.3. OBJETIVO DO ESTUDO

O presente trabalho possui o objetivo de projetar e desenvolver utilizando o código de Monte Carlo (MCNPX), um irradiador de nêutrons, transportável, com fonte de Am-Be. Esse irradiador deverá ser utilizado como ferramenta de ensino e pesquisa pela Seção de Engenharia Nuclear-SE7 no Instituto Militar de Engenharia - IME . No projeto do irradiador a atenção especial será voltada para a sua blindagem, que deverá garantir a proteção radiológica, respeitando os limites de dose estabelecidos pela CNEN, segundo a qual a dose para um indivíduo ocupacionalmente exposto – IOE, próximo ao irradiador, não deverá exceder 10 $\mu\text{Sv/h}$

1. FUNDAMENTOS TEÓRICOS

2.1. A INTERAÇÃO DO NÊUTRON COM A MATÉRIA

Desde a descoberta do nêutron em 1932, o papel e a importância da física do nêutron cresceram marcadamente, havendo um largo interesse em métodos de aplicações para essa partícula. Os nêutrons, por serem partículas pesadas e sem carga, têm propriedades singulares e especiais, que os tornam partículas extremamente interessantes para a ciência e para a tecnologia moderna.

O Nêutron é um constituinte atômico, e a sua massa é ligeiramente maior que a do próton. Devido à ausência de carga, o nêutron não é afetado pelos potenciais de Coulomb, apenas pelas forças de interação entre as partículas nucleares. (Kaplan, 1978)

A primeira observação do nêutron foi feita através da experiência de Bothe e Becker em 1930, que bombardearam boro e berílio com partículas α . Eles observaram que ao bombardear esses elementos, ocorria a emissão de uma partícula muito penetrante. Pensou-se que essa radiação era uma forma de radiação, de energia muito alta. Mais tarde, Chadwick mostrou a correta interpretação para o fenômeno, classificando a chamada radiação de alta energia em uma nova partícula, desprovida de carga elétrica, conseqüentemente muito penetrante e de massa muito próxima a do próton (Amon, K.A, 2011).

2.1.1 PROCESSOS DE INTERAÇÃO DO NÊUTRON COM A MATÉRIA.

Devido à ausência de carga elétrica, os nêutrons não interagem com os elétrons de um átomo, mas diretamente com o núcleo. As interações são fortemente dependentes da massa do núcleo alvo e da energia do nêutron incidente. A tabela a seguir demonstra a classificação dos nêutrons conforme a energia de incidência do nêutron.

TAB 2.1: Classificação dos nêutrons em função da energia. (Jeffrey S., 2005)

Lentos (frios)	0 – 25 meV
Térmicos	25 meV – 0,5 eV
Epitérmicos	0,5 eV – 0,5 MeV
Rápidos	0,5 MeV – 10 MeV

Os nêutrons podem interagir com o núcleo das seguintes formas:

ESPALHAMENTO ELÁSTICO

No espalhamento elástico a estrutura nuclear não sofre alterações e a interação é uma simples transferência de energia cinética e de quantidade de movimento.

ESPALHAMENTO INELÁSTICO

No espalhamento inelástico, parte da energia cinética do nêutron é cedida ao núcleo. Após a colisão, o núcleo fica excitado, alcançando a estabilidade através da emissão de radiação. Esse processo ocorre geralmente quando o nêutron possui uma energia igual ou maior que 1 MeV . Esse processo pode ser abreviado pelo símbolo (n, n').

CAPTURA RADIOATIVA.

Nesse processo o nêutron é capturado pelo núcleo, tornando-o excitado. O núcleo composto atinge o seu estado fundamental através da emissão de uma radiação. Caso a energia de excitação não seja totalmente removida através da emissão da radiação, o núcleo pode decair através da emissão de uma partícula β^- , até atingir o equilíbrio. A captura radioativa é proporcional a $1/v$ (onde v é a velocidade do nêutron), conseqüentemente ocorrendo a baixas energias. Esse processo pode ser abreviado pelo símbolo (n, γ).

EMISSÃO DE PARTÍCULAS CARREGADAS.

Nesse processo o nêutron com alta energia cinética é absorvido pelo núcleo, ocorrendo em seguida reações do tipo (n,p),(n,d), (n, α).

PRODUÇÃO DE REAÇÕES NÊUTRON-NÊUTRON.

Processo no qual o nêutron de alta energia atinge o núcleo, ocorrendo reações do tipo (n,2n), (n,3n) etc.

FISSÃO

Correspondente à fragmentação do núcleo com elevado Z, ocorrendo principalmente com nêutrons com baixas energias (térmicos).

2.1.2 SEÇÃO DE CHOQUE

A probabilidade de ocorrência de cada interação entre o nêutron e a matéria é dada pela seção choque total. As seções de choque dos nêutrons são definidas separadamente para cada tipo de reação. A seção de choque para espalhamento elástico é chamada de σ_s , a seção de choque para o espalhamento inelástico σ_t , a seção de choque para a captura radioativa σ_γ , e a seção de choque para a fissão σ_f . A seção de choque total é definida como o somatório de todas as seções de choque.

$$\sigma_{\text{tot}} = \sigma_s + \sigma_t + \sigma_\gamma + \sigma_f \quad (2.1)$$

As seções de choque são fortemente dependentes da energia do nêutron e também de algumas características do núcleo alvo, como massa e número atômico. A seção de choque total é frequentemente chamada de seção de choque macroscópica e possui outra forma de definição:

$$\Sigma_i(L^{-1}) = N \left(\frac{\text{núcleos}}{L^3} \right) \sigma_t(L^2) \quad (2.2)$$

A seção de choque macroscópica corresponde à probabilidade de uma interação tipo ocorrer, dada a distância percorrida pelo nêutron que se move em um determinado meio.

2.1.3 BLINDAGEM DE NÊUTRONS

Para blindar nêutrons é necessário fazê-los interagir com a matéria a fim de que sejam preferencialmente absorvidos. A probabilidade de interação do nêutron com a matéria é função da energia incidente do nêutron e da constituição da matéria. Dessa forma, verifica-se que a associação de materiais moderadores a materiais absorvedores de nêutrons proporciona um eficiente sistema de blindagem. Os materiais hidrogenados como a parafina e o polietileno, têm sido largamente utilizados como moderadores, associados a materiais absorvedores de nêutrons, como o cadmo e o boro. (Singleterry et al., 2000; Da Silva e Crispim, 2001).

Os nêutrons emitidos pela fonte de Am-Be são nêutrons rápidos, na faixa de MeV. Nesta faixa de energia, o nêutron possui maior probabilidade de realizar colisões elásticas, cedendo parte de sua energia para o núcleo alvo. Este processo de “ralentamento” do nêutron é chamado de moderação e proporciona o aumento da probabilidade da captura do nêutron, visto que a mesma cresce com a diminuição da energia cinética do nêutron.

Considerando-se uma colisão elástica entre um nêutron de massa m e um núcleo em repouso de massa M . É possível obter a relação entre a energia inicial do nêutron e a sua energia final :

$$\frac{E}{E_0} = \frac{A^2 + 1 + 2A \cos \varnothing}{(A + 1)^2} \quad (2.3)$$

Onde: $A = \frac{M}{m}$ e \varnothing é o ângulo de espalhamento no centro de massa.

Pode-se expressar a relação entre as energias através da seguinte grandeza:

$$r = \left(\frac{A - 1}{A + 1} \right)^2 \quad (2.4)$$

Portanto, a equação 2.3 se transforma em:

$$\frac{E}{E_0} = \frac{1 + r}{2} + \frac{1 - r}{2} \cos\phi \quad (2.5)$$

Os limites de espalhamento variam em $\cos\phi = \pm 1$.

Quando $A = 1$, a energia final E é menor que zero, indicando que a perda de energia do nêutron é mais eficaz quando são utilizados núcleos leves. Isto explica o uso de materiais hidrogenados tais como a parafina e o polietileno, como elemento moderador da blindagem.

A escolha de um bom moderador também pode ser feita através da avaliação da perda média de energia. A probabilidade PdE de um nêutron com energia inicial E_0 tenha energia compreendida entre E e $E + dE$ depois da colisão é dada por:

$$PdE = \frac{dE}{E_0(1-r)} \quad (2.6)$$

Onde $E_0(1-r)$ representa a série completa de valores de energia do nêutron após a colisão. Temos então por definição:

$$\xi = \ln \frac{E_0}{E} \quad (2.7)$$

onde ξ é a variação média de letargia e é dependente da energia.

Quando conhecido o valor de ξ , pode-se calcular facilmente o número de colisões necessárias para reduzir a energia do nêutron a uma proporção

determinada. A equação que determina o número de colisões é dada por: (Kaplan,1978)

$$n = \frac{1}{\xi} \ln\left(\frac{E_0}{E}\right) \quad (2.8)$$

A TAB. 2.2 apresenta os valores de ξ do número médio de colisões elásticas para reduzir a energia dos nêutrons desde 2 MeV até o 0,025 eV.

TAB. 2.2: Propriedades dispersoras dos núcleos. (Kaplan, 1978)

Elemento	A	ξ	Número de colisões
Hidrogênio	1	1,00	18
Deutério	2	0,725	25
Hélio	4	0,425	43
Lítio	7	0,268	67
Berílio	9	0,208	87
Carbono	12	0,158	114
Oxigênio	16	0,120	150
Urânio	238	0,0084	2150

Visualizando a tabela, pode-se constatar que o hidrogênio é considerado um elemento moderador porque precisa de um número menor de colisões para reduzir a energia do nêutron, por isso sua letargia é considerada 1.No presente trabalho, usou-se o boro como material absorvedor e o polietileno como moderador. Essa combinação dá origem ao polietileno borado, que se mostrou uma eficiente blindagem. O boro é um excelente absorvedor de nêutrons, pois o ^{10}B , que corresponde a 19,9% do boro natural, tem elevada seção de choque para a reação (n,α) na faixa dos nêutrons térmicos. Por isso a blindagem feita com B é enriquecida

com ^{10}B , a fim de aumentar a absorção. O ^{10}B interage com o nêutron térmico conforme a equação 2.9:



2.2 INTERAÇÕES DA RADIAÇÃO GAMA COM A MATÉRIA.

Os raios gama interagem de maneira diferente com a matéria, quando comparados as partículas, tais como alfa e beta. Os raios gama são ondas eletromagnéticas, apresentando absorção exponencial característica na matéria, alto poder de penetração, além de não possuir um alcance definido, como nas partículas carregadas.

Os processos de absorção de raios gama são:

- Espalhamento Rayleigh ou coerente
- Efeito fotoelétrico
- Espalhamento Compton
- Produção de pares

De um modo geral, há a transferência total ou parcial de energia dos fótons para os elétrons do material incidente. Essa transferência muda totalmente a história da partícula incidente, fazendo com que o elétron deposite energia ao longo do percurso. A mecânica quântica possibilita a dedução de equações, capazes de fornecer a probabilidade de interação de cada um desses processos. Essa probabilidade pode ser expressa como um coeficiente de absorção ou uma seção de choque.

2.2.1. DISPERSÃO RAYLEIGH

O espalhamento Rayleigh é chamado “coerente” porque o fóton é espalhado através de uma ação conjunta de todo o átomo. O espalhamento é elástico na direção em que o fóton não perde praticamente nada de sua energia; o átomo se

move apenas o suficiente, conservando o momento. Os fótons são redirecionados por um pequeno ângulo de desvio, e este efeito só pode ocorrer em feixes estreitos de energia. (Attix, 1986)

Este processo ocorre geralmente em materiais com um alto número atômico Z e para feixes com fótons de baixa energia. A probabilidade de interação para o espalhamento Rayleigh $d\sigma_R$, num ângulo sólido $d\Omega$, é dada pela expressão:

$$\frac{d\sigma_R}{d\Omega} = \frac{r_e^2}{2} (1 + \cos^2\theta) [F(q, Z)]^2 \text{ (cm}^2\text{sr}^{-1}\text{atomo}^{-1}\text{)} \quad (2.10)$$

Por onde r_e é o raio clássico do elétron e $q = 2 \sin\left(\frac{\theta}{2}\right)$, sendo $k = \frac{h\nu}{c}$ o momento correspondente a um ângulo θ de dispersão, onde h é a constante de Planck, ν é a velocidade da partícula e c é a velocidade da luz. $F(q, Z)$ é o fator de forma atômica e m a massa de repouso do elétron.

2.2.2. EFEITO FOTOELÉTRICO

Neste processo, a energia de um fóton incidente ($h\nu$) é totalmente transferida para um elétron do átomo, provocando a sua ejeção. Portanto a equação fotoelétrica é dada por:

$$E_c = h\nu - A \quad (2.11)$$

Esta equação estabelece que a máxima energia cinética do elétron emitido E_c é igual à energia $h\nu$ do quantum de luz incidente menos a quantidade A que representa a quantidade de energia necessária para libertar o elétron do átomo, também determinado função trabalho do material. Fórmulas para a probabilidade de que um fóton de energia $h\nu$ sofra absorção fotoelétrica foram deduzidas através da

mecânica quântica, onde a seção de choque T_a para a absorção fotoelétrica é dada por:

$$T_a = \Phi_0 Z^5 \left(\frac{1}{137} \right)^4 4\sqrt{2} \left(\frac{m_0 c^2}{h\nu} \right)^{\frac{7}{2}} \quad (2.12)$$

Por onde: $\Phi_0 = \frac{8\pi}{3} \left(\frac{e^2}{m_0 c^2} \right)^2 = 6,651 \times 10^{-25} \text{ cm}^2$

2.2.3 ESPALHAMENTO COMPTON

O espalhamento Compton acontece quando um fóton incidente de comprimento de onda λ interage com um elétron livre do material irradiado, transferindo parte de sua energia. A energia restante aparece com um comprimento de onda λ' e variando com um ângulo Φ em relação ao elétron. A equação obtida para o espalhamento Compton relacionando a variação do comprimento de onda λ em função do ângulo Φ é dada por:

$$\lambda - \lambda_0 = \frac{h}{c m_0} (1 - \cos \Phi) \quad (2.13)$$

A probabilidade de ocorrência do espalhamento Compton $d\sigma_c$ em um ângulo sólido $d\Omega$ é dado pela equação de Klein-Nishina:

$$\frac{d\sigma_c}{d\Omega} = r_0^2 \left[\frac{1}{1 + \alpha(1 - \cos \theta)} \right]^3 \left[\frac{1 + \cos \theta}{2} \right] \times \left[1 + \frac{\alpha^2(1 - \cos \theta)^2}{(1 + \cos \theta)[1 + \alpha(1 - \cos \theta)]} \right] \quad (2.14)$$

Sendo α a energia de repouso do elétron.

2.2.4. PRODUÇÃO DE PARES

Neste mecanismo a radiação eletromagnética ao passar próximo a um núcleo, é absorvida por este, originando um par elétron-pósitron. Para que esse processo ocorra, é necessário que a energia do fóton incidente seja superior a 1,022 MeV, onde a energia do elétron e a do pósitron somadas é igual a energia do fóton incidente menos 1,022 MeV. A probabilidade da ocorrência da formação de pares é dada pela seção de choque para a formação de pares. A seção de choque é zero para energias menores que 1,022 MeV; para energias maiores, a curva aumenta lentamente no início e então aumenta rapidamente. A formação de pares é proporcional a Z^2 de modo que esse processo aumenta rapidamente com o número atômico.

$$\Phi = \frac{z^2}{137} \left(\frac{e^2}{m_0 c} \right)^2 = Z^2 \times 5,796 \times 10^{-28} \text{ cm}^2 \quad (2.15)$$

A probabilidade de ocorrência de cada efeito é mostrada na FIG. 2.1 :

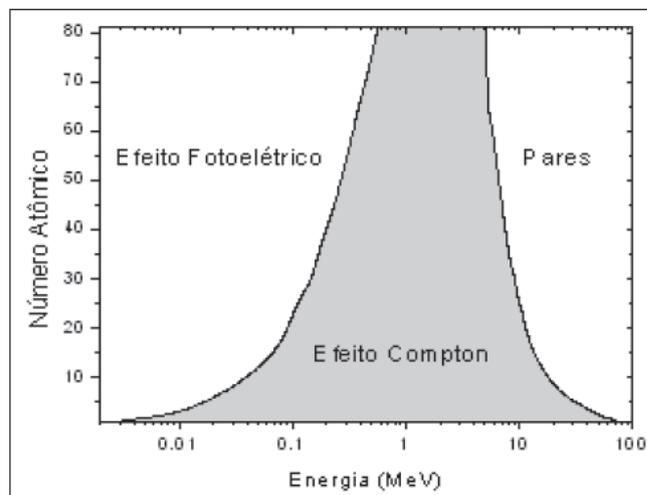


FIG. 2.1: Predominância dos efeitos atômicos de acordo com a energia e o número atômico do material. A energia dos fótons emitidos pela fonte de Am-Be estão entre 0,01 Mev e 4,4 Mev, onde a predominância é o espalhamento Compton.

2.2.5. BLINDAGEM DA RADIAÇÃO GAMA.

Quando um feixe de fótons de intensidade I incide sobre uma placa de espessura x , temos a seguinte relação:

$$\frac{I}{I_0} = e^{-\mu x} \quad (2.16)$$

onde μ é o coeficiente de absorção. (Kaplan,1978)

Portanto, a blindagem para a radiação γ deve ser feita com materiais que possuem alto valor de μ proporcionando um alto valor de atenuação, no feixe incidente.

O valor de μ está relacionado com a densidade ρ do material através da seguinte equação:

$$\frac{\mu}{\rho} = \frac{0,693}{CSA \cdot \rho} \quad (2.17)$$

Onde CSA é a espessura necessária do absorvedor necessária para reduzir a intensidade à metade do valor inicial.

A partir dessa equação, é possível notar que quanto o maior o valor de ρ menor é a espessura necessária para diminuir a intensidade de um determinado valor. O presente trabalho utilizou o chumbo para a blindagem da radiação γ . Este material apresenta um valor de densidade significativo ($11,33 \text{ g/cm}^3$), e atendeu as necessidades de blindagem.

2.3 DOSIMETRIA

As propriedades da matéria são afetadas pela radiação em função do tipo de processo associado à absorção de energia: excitação e ou produção de íons, ativação nuclear ou, ainda, no caso específico de nêutrons, a produção de núcleos radioativos. Os efeitos podem ser descritos em diferentes níveis, desde o comportamento do átomo isolado às mudanças produzidas no material como um todo.

Portanto, a exposição à radiação pode acarretar diversos efeitos à saúde. Esses efeitos podem ser agrupados em duas categorias:

EFEITOS ESTOCÁSTICOS: São aqueles cuja probabilidade de ocorrência é função da dose, não existindo limiar, como é o caso do câncer. Assim para qualquer indivíduo irradiado há uma chance de que certos efeitos atribuíveis a radiação se manifestem, normalmente depois de um período de tempo longo a partir do momento que ocorreu o evento de irradiação.

EFEITOS DETERMINÍSTICOS: São aqueles que surgem em um curto espaço de tempo a partir de um valor de dose limiar e sua gravidade é função do aumento dessa dose. Esses efeitos são atribuídos principalmente, à morte celular ou perda à da capacidade de reposição de células de vida biológica relativamente curta, ou seja, aquelas que devem manter em permanente estado de reprodução.

A proteção radiológica preocupa-se em controlar as exposições à radiação ionizante, de forma que os efeitos determinísticos sejam evitados e o risco de efeitos estocásticos, limitado até níveis aceitáveis. Para avaliar as doses de uma exposição à radiação, são utilizadas grandezas dosimétricas recomendadas pela ICRP (*International Commission for Radiation Protection*) e definida pela ICRU (*International Commission for Radiation Units*). Essas doses deverão estar abaixo dos limites de dose impostas para trabalhadores e para o público.

No presente trabalho, o sistema de irradiação com fonte de Am-Be deverá garantir a proteção radiológica da fonte radioativa. O objetivo é manter os níveis de dose abaixo de 10 μ Sv/h, limite estabelecido para exposição ocupacional.

2.3.1. OS PRINCÍPIOS DA PROTEÇÃO RADIOLÓGICA

Existem três princípios que estão relacionados à fonte que podem ser aplicados em qualquer situação de exposição:

PRINCÍPIO DA JUSTIFICAÇÃO: Qualquer decisão que altere as situações de exposição à radiação, deve introduzir um claro benefício para a sociedade ou para os indivíduos expostos de modo a compensar o detrimento que advém da exposição.

PRINCÍPIO DA OTIMIZAÇÃO DA PROTEÇÃO: Relativo a qualquer prática, o número de pessoas expostas e a probabilidade de ocorrerem exposições devem ser tão baixa quanto o possível, tendo em conta fatores econômicos e sociais.

LIMITES DE DOSE

Para a confecção do presente trabalho, é essencial o conhecimento dos limites de dose, observando que o sistema deverá garantir a proteção adequada da fonte, mantendo a dose em torno do irradiador abaixo dos limites estabelecidos.

TAB. 2.3: Limites de dose recomendados. (CNEN, norma 3.01)

Tipo de limite	Ocupacional	Público
Equivalente de dose efetiva	20 mSv por ano	1 mSv por ano
Dose equivalente para a pele	500 mSv	50 mSv
Dose equivalente para o cristalino	20 mSv	15 mSv
Dose equivalente para extremidades (pés, mãos).	500 mSv	-

2.3.2 GRANDEZAS E UNIDADES EMPREGADAS EM RADIOPROTEÇÃO

Por definição, grandeza é o atributo de um fenômeno, corpo ou substância que pode ser qualitativamente distinguido e quantitativamente determinado, sendo expressa por um valor numérico multiplicado por uma unidade. Assim, por exemplo, comprimento é uma grandeza e metro é a unidade que pode ser empregada para medir um dado comprimento.

Historicamente, as grandezas utilizadas para quantificar a radiação ionizante basearam-se no número total de eventos ionizantes ou, ainda, na quantidade total de energia depositada, geralmente em uma massa definida de material. Essa abordagem não leva em conta a natureza descontínua do processo de ionização, mas é justificada empiricamente pela observação que essas grandezas podem ser correlacionadas bastante com os efeitos biológicos resultantes.

A aplicação das recomendações da Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP) requer o conhecimento de uma diversidade de conceitos e grandezas e muitas se empregam em outros campos da ciência. Algumas grandezas, no entanto, são unicamente empregadas no campo da proteção radiológica e contêm fatores de ponderação que permitem contemplar diferentes tipos de energia da radiação incidente sobre um corpo, bem como levar em conta a radiosensibilidade relativa dos diferentes tipos de tecidos do organismo.

DOSE ABSORVIDA:

É a energia média depositada pela radiação incidente em um volume com massa dm . É dada por:

$$D = \frac{\overline{d\varepsilon}}{dm} \quad (2.18)$$

Onde $d\varepsilon$ é a energia média depositada pela radiação ionizante na matéria. A unidade da dose absorvida no S.I. é dada em J.Kg^{-1} , e é expressa em Gray (Gy).

DOSE EQUIVALENTE

A grandeza física fundamental da dosimetria é a dose absorvida. Em proteção radiológica, a grandeza básica é a dose absorvida média no órgão ou no tecido humano. Para o mesmo valor de dose absorvida, observa-se que algumas radiações são mais efetivas do que outras em causar efeitos estocásticos. Para considerar isto, foi introduzida uma grandeza mais apropriada, a dose equivalente, H_T , definida como o produto da dose absorvida média em um órgão ou tecido pelo fator de peso da radiação w_R (CNEN, 3.01). Os fatores de peso da radiação são dados pela TAB. 2.4.

TAB 2.4: Fatores de peso da radiação*, w_R (CNEN, 3.01).

Tipo de energia	Fator de peso da radiação, w_R	
Fótons, todas as energias		1
Elétrons e múons, todas as energias**		1
Nêutrons, energia	< 10 keV	5
	10keV a 100 keV	10
	>100 keV a 2 MeV	20
	>2 MeV a 20 MeV	10
	>20 MeV	5
Prótons, exceto recuo, energia	>2 MeV	5
Partículas α , fragmentos de fissão, núcleos pesados		20

Notas

* Todos os valores se relacionam com a radiação incidente no corpo ou, para fontes internas, emitidas pela fonte

** Excluindo elétrons Auger emitidos por radionuclídeos ligados ao DNA, para os quais se aplicam considerações especiais de microdosimetria.

DOSE EFETIVA

A dose efetiva (E) é a soma ponderada das doses equivalentes em todos os tecidos e órgãos do corpo e é expressa por:

$$E = \sum_T W_T \cdot H_T \quad (2.19)$$

Onde W_T é fator de peso do tecido (T) e H_T é a dose equivalente atribuída a ele. A dose efetiva é expressa no Sistema Internacional de Unidades em J/Kg, é expressada em Sievert (Sv). Os valores de W_T para órgãos ou tecidos considerados para o cálculo de dose efetiva estão apresentados na TAB. 2.5:

TAB. 2.5 : Fatores de peso para órgão e tecido específico para o cálculo da dose efetiva (ICRP, 1991).

Tecido ou órgão	Fator de peso do tecido ou órgão
Gônadas	0,20
Medula óssea	0,12
Cólon	0,12
Pulmão	0,12
Estômago	0,12
Bexiga	0,05
Mamas	0,05
Fígado	0,05
Esôfago	0,05
Tiroide	0,05
Pele	0,01
Superfície óssea	0,01
Restante*	0,05

Nota

* Os órgãos restantes são compostos por cérebro, intestino grosso superior, intestino delgado, rim, músculo, pâncreas, baço, timo e útero.

EQUIVALENTE DE DOSE AMBIENTE

A grandeza $H^*(d)$ é uma grandeza operacional para monitoração de área em ambientes de trabalho, sendo o produto da dose absorvida em um ponto pelo fator de qualidade da radiação, correspondente ao que seria produzido em uma esfera de tecido equivalente de 30 cm de diâmetro, na profundidade d . Para radiação fortemente penetrante, é adotada a profundidade de 10 mm e o valor obtido pode ser usado como estimativa da dose efetiva. Para radiação fracamente penetrante, é adotada a profundidade de 0,07 mm e o valor obtido pode ser usado para estimar a dose equivalente na pele e extremidades. A unidade no S.I. é o $J.Kg^{-1}$, ou Sievert (Sv).

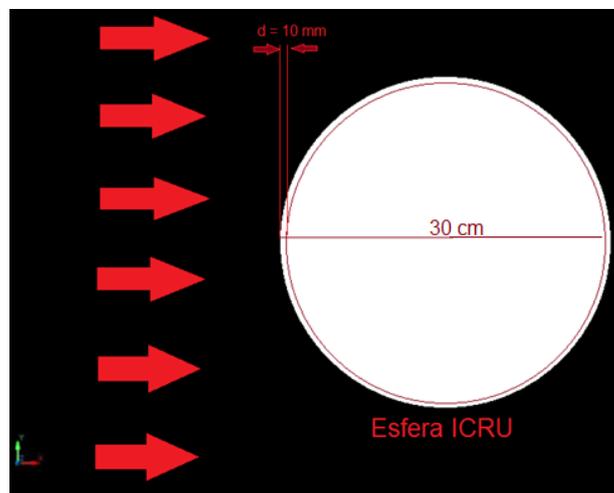


FIG. 2.2: Geometria representando o campo de radiação alinhado e expandido a esfera ICRU, afastado a uma distancia d (em mm) da superfície da esfera.

2.4. FONTE DE NÊUTRONS

Fonte de nêutron é um dispositivo capaz de gerar nêutrons, através de reações nucleares ou fissão espontânea (Kaplan, 1978). As principais fontes de nêutrons são os aceleradores de partículas, os reatores nucleares, as fontes de fotonêutrons, as fontes isotópicas e as fontes de fissão espontânea.

ACELERADORES DE PARTÍCULA

Fontes produzidas em aceleradores de partículas têm sido largamente utilizadas em pesquisas. O bombardeio da água pesada (D_2O), ou parafina contendo deutério, em um gerador eletroestático de Van de Graaff fornece uma fonte simples e eficiente. A reação $H^2(d,n)He^3$ é exoenergética, com um valor de Q de 3,28 MeV.

REATORES NUCLEARES

A fonte mais poderosa de nêutrons são aquelas associadas a reatores nucleares. Os nêutrons resultando da fissão de átomos de urânio são rápidos, sendo ralentados no moderador. Se o reator está baseado na fissão por nêutrons lentos, ele contém uma mistura de nêutrons rápidos, intermediários e lentos. Para alguns propósitos, como para a produção de radionuclídeos artificiais, pode ser usada a mistura de nêutrons com energias diferentes, mas para muitas experiências são necessários nêutrons térmicos (Kaplan, 1978).

FONTES ISOTÓPICAS

A reação (α, n) pode ser obtida ao misturar algumas gramas de um elemento emissor α com várias gramas de um elemento leve. Um exemplo é a fonte Ra-Be: o rádio ao ser misturado com o berílio produz cerca de 10^7 nêutrons rápidos por segundo. O rádio possui meia vida longa (cerca de 1600 anos), fornecendo uma taxa constante de nêutrons. Às vezes utiliza-se radônio ao invés de rádio, já que o radônio é gás e pode-se obter uma fonte mais compacta. Entretanto, a meia vida do radônio é curta (3,8 anos). A fonte de polônio-berílio é utilizada quando se deseja uma baixa produção de raios gama. Mas a fonte apresenta uma taxa de emissão menor comparada a fonte Ra-Be, e necessita de instalações químicas para a sua produção. A Tab. 2.6 ilustra as propriedades de algumas fontes isotópicas.

TAB. 2.6: Características das fontes isotópicas. (Passive Nondestructive Assay of Nuclear Materials, 1991)

<i>Fonte</i>	<i>Meia vida (anos)</i>	<i>Energia média da das partículas α (MeV)</i>	<i>Energia máxima dos nêutrons (MeV)</i>	<i>Emissão (10^6 n/s – Ci)</i>
$^{210}\text{PoBe}$	0,38	5,3	10,9	2 – 3
$^{226}\text{RaBe}$	1600	4,8	10,4	0 – 17
$^{238}\text{PuBe}$	87.74	5,49	11,0	2 – 4
$^{238}\text{PuLi}$	87,74	5,49	1,5	0.07
$^{238}\text{PuF}_4$	87,74	5,49	3,2	0,4
$^{239}\text{PuO}_2$	24,120	5,49	5,8	0,003
$^{241}\text{AmBe}$	433,6	5,48	11,0	2 – 3
$^{241}\text{AmLi}$	433,6	5,48	1,5	0,06
^{241}AmB	433,6	5,48	5,0	-

FONTE DE FOTONÊUTRONS

Fontes de fótonêutrons são frequentemente usadas, pois os nêutrons produzidos são praticamente monoenergéticos, não sendo necessário o uso de substâncias radioativas naturais. Essas fontes são baseadas nas reações $\text{Be}^9(\gamma,n)\text{Be}^8$ e $\text{H}^2(\gamma,n)\text{H}^1$, e apresentam uma curta meia vida. Algumas fontes apresentam um fluxo de emissão de 10^7 n/s, como a de $\text{Na}^{24} + \text{D}_2\text{O}$ e a $\text{Na}^{24} + \text{Be}$.

TAB. 2.7: propriedades de fontes de fotonêutrons

<i>Fonte</i>	<i>Meia vida</i>	<i>Energia média dos nêutrons (Kev)</i>	<i>Nêutrons por segundo por Curie, 1g de alvo a 1 cm x 10⁻⁴</i>
Na ²⁴ + D ₂ O	14,8 h	220 (± 20)	27
Na ²⁴ + Be	14,8 h	830 (± 40)	13
Mn ⁵⁶ + Be	2,6 h	100 (90%) 300 (10%)	2.9
Ga ⁷² + D ₂ O	14 h	130	6
Sb ¹²⁴ + Be	60 dias	30	19
La ¹⁴⁰ + D ₂ O	40 h	140	0,8
La ¹⁴⁰ + Be	40 h	620	0,3

FONTES DE FISSÃO ESPONTÂNEA.

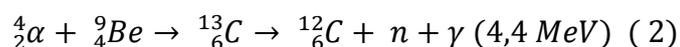
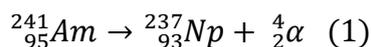
Através da fissão espontânea do urânio, do plutônio e outros elementos pesados, é possível obter uma importante fonte de nêutron. A fissão espontânea é um processo quântico que envolve a penetração da barreira de potencial. A altura da barreira e conseqüentemente a taxa de fissão, estão intimamente ligadas ao número atômico Z ao número de massa A. A taxa de fissão de alguns isótopos pesados é mostrada na TAB. 2.8:

TAB. 2.8: Fissão espontânea dos isótopos. (LANL-Los Álamos National Laboratory)

Isótopo	Número de Prótons (Z)	Número de Nêutrons (N)	Meia-Vida (anos)	Produção de fissão espontânea (n/s/g)
^{232}Th	90	142	$1,41 \times 10^{10}$	$> 6 \times 10^{-8}$
^{235}U	92	143	$7,04 \times 10^8$	$2,99 \times 10^{-4}$
^{238}U	92	146	$4,47 \times 10^9$	$1,36 \times 10^3$
^{237}Np	93	144	$2,14 \times 10^6$	$1,14 \times 10^4$
^{239}Pu	94	145	$2,41 \times 10^4$	$2,18 \times 10^{-2}$
^{244}Cm	96	148	18,1	$1,08 \times 10^7$
^{249}Bk	97	152	0,87	$1,0 \times 10^7$
^{252}Cf	98	154	2,646	$2,34 \times 10^{12}$

2.4.1. FONTE ^{241}Am - ^9Be

A fonte de amerício-berílio é uma fonte isotópica de nêutrons, utilizada na agricultura, indústrias de petróleo e na indústria (QSA Global, 2009). São dispositivos selados e de pequeno volume, devendo ser devidamente blindados com material de baixo numero atômico. A reação nuclear com o Be (α , n) é ilustrada abaixo:



O Amerício, decai radioativamente através da emissão de uma partícula α (com energia entre os 5 e 6 MeV) para o Neptunio. (reação 1)

O isótopo estável do Berílio, ${}^9_4\text{Be}$, é atingido pela partícula α proveniente do Amerício, formando para o ${}^{13}_6\text{C}$. Este elemento possui a probabilidade de alcançar a estabilidade através da emissão de um nêutron e um fóton. (reação 2)

O valor de Q nesta reação é de 5,7 MeV. Resumindo, a mistura de um material emissor de partículas α , com meia vida longa, tal como o Amerício (432 anos) com o Berílio, irá resultar em uma taxa constante de produção de nêutrons.

A fonte de ${}^{241}_{95}\text{Am} - {}^9_4\text{Be}$ também emite fótons. A emissão ocorre por duas vias distintas. Quando ocorre o decaimento α do Amerício – 241 o Neptunio – 237 se encontra no estado excitado, decaindo através da emissão de fótons. Aproximadamente 85% dos decaimentos α conduzem ao Neptunio que possui probabilidade de decair emitindo fótons de 59,5 KeV, sendo esses fótons os maiores contribuintes para a dose devido a fótons (Santos,C.S,2009). A outra produção de fótons é ilustrada na reação 2, onde os fótons são emitidos após o decaimento do Carbono – 13. A FIG. 2.3 ilustra os espectros de emissão de nêutrons e fótons, da fonte de ${}^{241}\text{Am}-{}^9\text{Be}$.

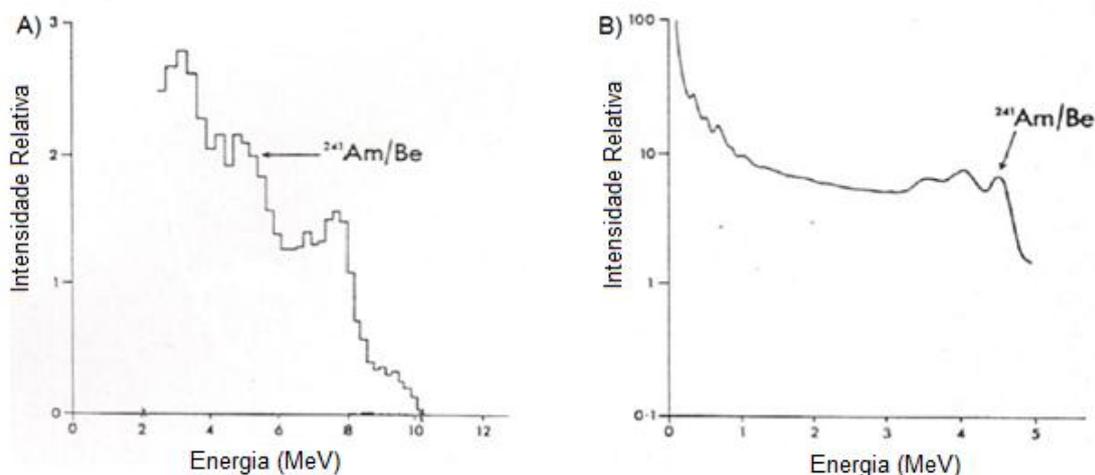


FIG. 2.3: A) Espectro de nêutrons da fonte ${}^{241}\text{Am}-{}^9\text{Be}$; B) Espectro de fótons da fonte ${}^{241}\text{Am}-{}^9\text{Be}$.(Santos C.S, 2009)

A TAB. 2.9 demonstra as principais emissões de fótons da fonte de ^{241}Am - ^9Be . Os fótons de 59,5 keV apresentam maior intensidade, e são os principais responsáveis pela dose devido a radiação gama.

TAB. 2.9: Produção de nêutrons e fótons a cada 10^6 partículas alfa emitidas pela fonte de ^{241}Am - ^9Be . (Mowlavi, 2004)

Partícula	Energia (MeV)	Intensidade	Origem da emissão
N	Espectro (0 -12)	70	Reação: $^9\text{Be} (\alpha, n)$
γ	0,0595	$3,59 \times 10^5$	^{241}Am

3. O MÉTODO DE MONTE CARLO E O CÓDIGO MCNPX.

A técnica de simulação Monte Carlo consiste na geração numérica de histórias aleatórias. Para a simulação de cada história é necessária uma sequência de números aleatórios. As bibliotecas de seções de choque, pertencentes ao código, determinam a probabilidade de ocorrência das possíveis interações da radiação com a matéria e, associados aos números aleatórios gerados, permitem caracterizar o trajeto da partícula, o tipo de interação, o lugar onde ocorre reflexão ou deflexão, e no caso de serem emitidas partículas secundárias, o seu estado de origem.

O código MCNP - (Monte Carlo N – Particle) foi desenvolvido no *Los Alamos National Laboratory* (LANL), sendo considerado no meio científico como uma das ferramentas computacionais mais sofisticadas na área de transporte da radiação. (BRIESMEITER,2000).

O MCNP pode ser utilizado para o cálculo do transporte individual de partículas (nêutrons, fótons, elétrons, etc.) ou no transporte acoplado de nêutrons, incluindo a capacidade de calcular constantes de multiplicação para sistemas críticos. O transporte dessas radiações pode ser simulado pelo código MCNP para: nêutrons com energias entre 1 KeV a 100 GeV; elétrons, entre 1 KeV a 1GeV. O código trata uma configuração tridimensional arbitrária de materiais, em células limitadas por superfícies de primeiro e segundo grau, e toróides elípticos de quarto grau, além de possuir a capacidade de segmentar a geometria de irradiação em estrutura de *voxels*. (Souza, 2008).

O MCNPX é um programa de simulação que utiliza o Método de Monte Carlo, sendo um dos programas mais utilizados para simulação do transporte de radiações. O código MCNPX consiste em uma combinação da versão MCNPC4 com o código LAHET (*Los Alamos High-Leves*) (Bozkurt. A, 2000). O programa foi escrito em Fortran 90 tendo sido desenvolvido em 1999 pelo *Laboratório Nacional de Los Alamos*. (G.W McKinney,2008).

3.1. ESTRUTURA DO PROGRAMA

No programa MCNPX toda a informação referente à simulação pretendida é inserida em um único documento, o arquivo de entrada. O usuário fornece no arquivo de entrada as informações inerentes ao problema: escolhe a geometria, especifica os materiais, seleciona as bibliotecas de seção de choque, indica a localização e as características da fonte radioativa e aponta quais respostas (*TALLY*) desejadas.

O título do problema é a primeira linha do MCNPX, onde se recomenda conter sucintamente o problema que está sendo simulado. Esta linha, assim como as demais, é limitada por 80 colunas.

Na descrição das células (*CELL Cards*) representa-se a geometria do problema. Para essa representação, combinações de formas geométricas pré-definidas, como planos, esferas, elipsoides, dentre outras, são selecionadas e descritas no item células de superfície. As regiões são combinadas, utilizando operadores booleanos, tais como interseções e uniões, sendo também discriminados os materiais que irão compor a geometria do problema e a importância da radiação da radiação a ser transportada.

Na descrição das superfícies (*SURFACE Cards*), são selecionadas as formas geométricas a serem utilizadas na representação geométrica do problema; para isso, são usados caracteres indicando o tipo de superfície e, em seguida, os coeficientes da equação da superfície selecionada.

Na descrição dos dados físicos (*Data Cards*) estipula-se a física do problema pelos seguintes itens:

- Tipo de radiação (*Mode Card*): Onde seleciona o tipo de radiação (ou radiações) a ser transportada. Para fótons, o símbolo é P, para nêutrons N, etc. O Código MCNPX, utilizado neste projeto, tem a capacidade de transportar 34 partículas diferentes.

- Especificação da fonte: Define algumas características da fonte, como posição, energia e tipo de radiação gerada.

- Tipo de Grandeza a ser calculada na simulação (*TALLY*): Especifica a informação que se pretende extrair da simulação efetuada. Na TAB. 3.1 são

descritos os tipos de Tally que podem ser utilizados pelo código MCNPX e o resultado que se obtém em cada um deles.

TAB. 3.1: Tally disponíveis no programa MCNPX (Primer-2004-2006)

MNEMONICO	DESCRIÇÃO (TALLY)	PARTÍCULA	UNIDADES DO Fn	UNIDADES DO *Fn
F1	Corrente integrada sobre uma superfície	N,P e E	#	MeV
F2	Fluxo médio sobre uma superfície	N,P e E	#/cm ²	MeV/cm ²
F4	Fluxo médio sobre uma célula	N,P e E	#/cm ²	MeV/cm ²
F5	Fluxo em um ponto	N e P	#/cm ²	MeV/cm ²
F6	Energia depositada em uma célula	N e P	MeV/g	Jerks/cm ²
F7	Deposição da energia média de fissão em uma célula	N	MeV/g	Jerks/cm ²
F8	Distribuição de pulsos de energia gerados no detector	P e E	Pulsos	MeV

4. METODOLOGIA

O irradiador de nêutrons projetado neste trabalho tem o objetivo de ser uma ferramenta de ensino e pesquisa, fornecendo um fluxo conhecido de nêutrons na saída do canal de irradiação adequado à realização das mais diversas atividades de ensino e pesquisa, garantindo a proteção radiológica a indivíduos ocupacionalmente expostos na medida em que a taxa de $H^*(10)$ em torno do irradiador fechado deva estar abaixo de $10 \mu\text{Sv/h}$.

O desenvolvimento do projeto do irradiador foi baseado em simulação computacional, sendo inteiramente desenvolvido utilizando o código MCNPX, associado aos programas Vised e Moritz, que serviram como poderosas ferramentas de visualização das geometrias simuladas. Na sequência dos trabalhos, primeiramente foi realizada a simulação e validação da fonte, onde foi avaliado o fluxo de nêutrons e de fótons emitidos pela fonte no ar e feita a comparação da taxa de $H^*(10)$ produzida pela fonte com dados obtidos na literatura. Após a simulação da fonte, foram escolhidas e avaliadas as blindagens para a proteção radiológica; primeiro com a geometria esférica, depois a cilíndrica. Após inúmeras simulações computacionais, chegou-se a um irradiador cilíndrico de polietileno borado envolto por uma casca cilíndrica de chumbo, de altura e diâmetro medindo 56cm, com o peso de aproximadamente 146 kg. Foi projetado, no irradiador, um canal de irradiação na forma de dois troncos de cone, onde, na saída do canal foi possível determinar e caracterizar o feixe útil de nêutrons emitido pelo irradiador.

4.1 SIMULAÇÃO E VALIDAÇÃO DA FONTE DE Am-Be

A fonte de ^{241}Am - ^9Be consiste em uma mistura isotópica dos elementos Amerício e Berílio, compactados em uma capsula de aço inoxidável modelo X3. A fonte foi simulada geometricamente como dois cilindros concêntricos. Os dados sobre a dimensão da fonte foram obtidos de Santos (Santos, A. 2011), que já havia realizado a simulação da fonte utilizada neste projeto. A configuração geométrica da fonte encontra-se esquematizada na FIG. 4.1:

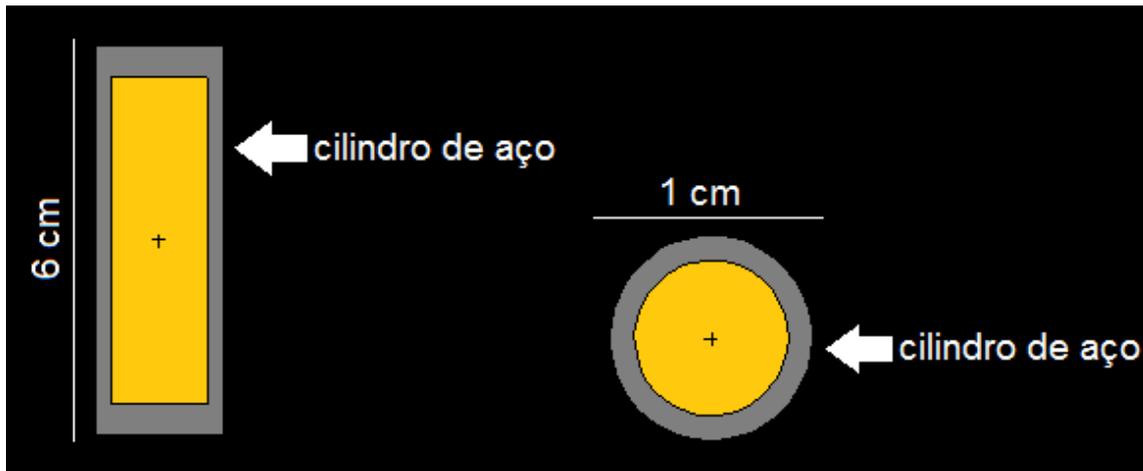


FIG. 4.1: Visão no programa Vised da geometria da fonte; À direita, corte transversal, e a esquerda corte longitudinal.

O cilindro de encapsulamento da fonte possui densidade de 8 g/cm^3 e composição C:0,004% ; Cr: 16,96%; Mn: 1,59%; Ni: 13,61%; P: 0,011%; Mo:2,29%; S: 0,008%; Si: 0,37%; Fe: 65,157%.

No interior do cilindro está contida a mistura isotópica de Amerício e Berílio. Para efeitos de simulação, o interior foi preenchido com vácuo. Para que esta aproximação seja válida, foram introduzidas corretamente as energias correspondentes ao espectro de nêutrons e fótons na carta SDEF (general source definition) (anexo 1). O cartão SDEF é uma instrução do MCNPX onde são inseridas todas as propriedades da fonte, como posicionamento da fonte referente aos eixos e distribuição do raio. Após a simulação da fonte, foram posicionados a detectores pontuais nos a diferentes eixos a 10 cm da fonte, a fim de verificar a anisotropia da fonte. Foi aplicado o Tally F5 para determinar o fluxo de nêutrons que foi convertido em equivalente de dose ambiente $H^*(10)$ para a radiação devido a nêutrons. O resultado do Tally F5 é o número de partículas por cm^2 . Como era pretendido obter o valor de $H^*(10)$, foram inseridos no cartão de entrada (*input*) coeficientes de conversão adequados através das instruções DE e DF. Os resultados obtidos foram comparados aos resultados demonstrados em (C.S.Santos, 2009) onde a dose devido a nêutrons foi medida por um detector Victoreen 190N a diferentes distâncias da fonte.

4.2. SIMULAÇÃO DA ESFERA DE POLIETILENO BORADO COM CHUMBO

As contribuições da taxa de $H^*(10)$ dadas por cada radiação gerada pela fonte foram analisadas separadamente em inputs diferentes. Os inputs foram feitos em duas etapas: etapa 1, onde foram feitas as análises dos nêutrons e da radiação γ secundária; etapa 2, onde foi feita a análise da radiação γ primária. A confecção de dois inputs deve-se a impossibilidade do código MCNPX simular duas radiações diferentes geradas pela fonte.

Em cada input foram inseridos fatores multiplicativos (FM) referentes ao cálculo da taxa de $H^*(10)$ e ao fluxo de nêutrons e fótons. As tabelas 4.1 e 4.2 demonstram os valores multiplicativos inseridos, já normalizados para uma atividade de 1Ci.

TAB. 4.1: Valores inseridos no cartão de entrada (etapa1)

Resposta desejada (Tally)	Fator multiplicativo (FM)
Fluxo de nêutrons (n/s)	$2,59 \times 10^6$
Fluxo de fótons (γ/s)	$2,59 \times 10^6$
Taxa de H^* (10) devido a nêutrons ($\mu Sv/h$)	$9,34 \times 10^3$
Taxa de H^* (10) devido a fótons ($\mu Sv/h$)	$9,34 \times 10^3$

TAB. 4.2: Valores inseridos no cartão de entrada (etapa 2)

Resposta desejada (Tally)	Fator multiplicativo (FM)
Fluxo de fótons (γ/s)	$1,41 \times 10^{10}$
Taxa de H^* (10) devido a fótons ($\mu Sv/h$)	$5,10 \times 10^7$

Foi utilizado o tally F5, que determina o fluxo em um detector. Para que o resultado final seja expresso em equivalente de dose ambiente são aplicados os comandos DE e DF. O comando DE (dose energy) permite introduzir valores de energia para os quais estão definidos os coeficientes de conversão de fluxo para equivalente de dose ambiente, para dois tipos de radiação (nêutrons e fótons). Estes coeficientes são introduzidos através do comando DF (dose function) que através de uma interpolação logarítmica, aplica os coeficientes de conversão para as radiações de interesse (Santos,C.S,2009). Os valores de energia e coeficientes de conversão correspondentes a nêutrons e fótons foram extraídos da publicação 74 da ICRP (ICRP-74, 1996).

O desenvolvimento do projeto de blindagem do irradiador iniciou-se com a simulação de uma esfera de polietileno borado em torno da fonte, concêntrica a esta, foi simulada uma casca esférica de chumbo. A escolha da iniciação do projeto com geometria esférica deve-se aos seguintes aspectos: facilidade de simulação da geometria no código MCNPX; garantia de que o fluxo calculado em qualquer ponto com o mesmo raio de distância será igual; a geometria estar a favor da segurança, já que a geometria final do irradiador seria cilíndrica, onde o cilindro deveria circunscrever a esfera adotada nesta fase.

Inicialmente, foi simulada apenas uma esfera de polietileno borado em torno da fonte com o objetivo de blindar os nêutrons. O raio da esfera foi sendo variado, até que o valor da taxa de $H^*(10)$ estivesse abaixo do nível de dose estabelecido pela CNEN. Verificou-se que uma esfera com raio de 28 cm atendia as necessidades de blindagem desejadas e a taxa de $H^*(10)$ foi calculado a uma distância de 30 cm da esfera, utilizando o input 1. O esquema da fonte envolvida pela esfera de polietileno é demonstrado FIG.4.2:

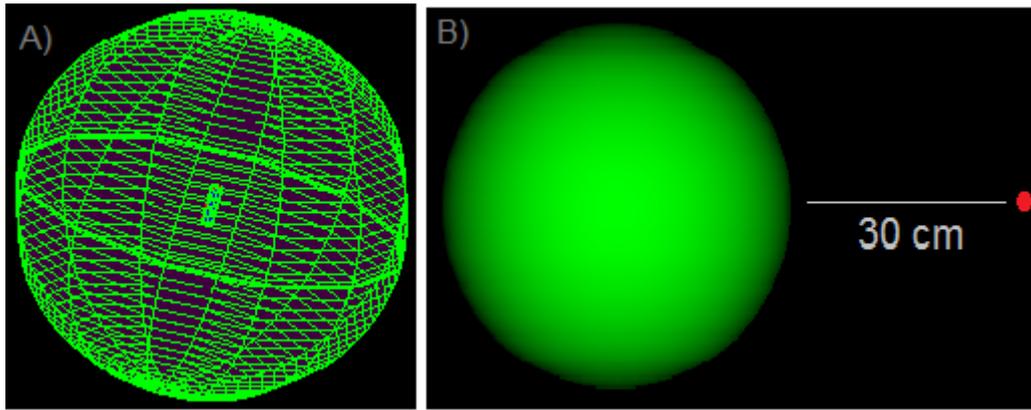


FIG. 4.2: A) Visão “wire frame” da esfera de polietileno borado. No centro, a fonte de Am-Be. B) Demonstração do cálculo feito para dose ambiente.

No cartão de entrada (*Input*) foi inserido o comando *mode P,N* para que o programa pudesse gerar fótons e nêutrons. Variou-se o raio da esfera até que $H^*(10)$ estivesse abaixo de $10\mu Sv/h$ a uma distância de 30 cm da esfera.

Após a simulação inicial, foi inserida uma casca esférica de chumbo em torno da esfera de polietileno borado. A espessura do chumbo foi sendo variada até se encontrar a medida necessária para a blindagem da radiação gama. Determinou-se que a espessura de 1 mm de chumbo atendia às necessidades de blindagem da fonte. O esquema da esfera envolvida pela casca esférica de chumbo é demonstrado na FIG. 4.3:

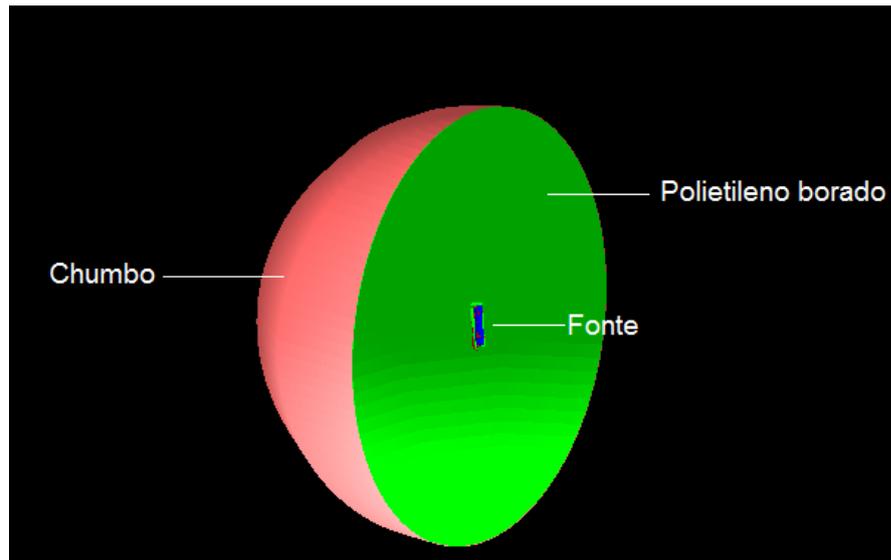


FIG. 4.3: Corte no eixo Y da esfera de polietileno borado envolvida em uma casca esférica de chumbo

Nesta etapa da simulação, foi utilizado o cartão elaborado na etapa 2 , que possibilitou a análise de $H^*(10)$ devido a radiação γ primária. Os valor final da taxa de $H^*(10)$ para nêutrons e fótons da fonte de $^{241}\text{Am-}^9\text{Be}$ foi de $8,4 \mu\text{Sv/h}$, ficando abaixo de $10 \mu\text{Sv/h}$. No capítulo 5 estes resultados serão apresentados.

4.3. SIMULAÇÃO DO IRRADIADOR CILÍNDRICO

Como o projeto tinha por finalidade desenvolver um sistema transportável que atendesse às necessidades de ensino e pesquisa no IME, a geometria do irradiador deveria favorecer ao transporte e deslocamento do sistema dentro das instalações do IME e, em particular, da SE/7 e, ainda, garantir a proteção radiológica em torno do sistema. Verificou-se que o irradiador com geometria cilíndrica atendia aos requisitos necessários de locomoção e segurança. Portanto, a partir do projeto da esfera de polietileno blindada e chumbo, foi projetado um irradiador cilíndrico.

Foi, então, projetado um cilindro circunscrito à esfera previamente desenvolvida, onde o raio do cilindro e a espessura do chumbo foram mantidos iguais ao da esfera de polietileno à à casca de chumbo. Assim, como na simulação inicial, foram simulados dois cilindros concêntricos a fonte. O primeiro cilindro era

constituído de polietileno borado, possuindo 28 cm de raio e 56 cm de altura. O segundo cilindro (oco), representava a casca cilíndrica constituída de chumbo, com espessura de 1 mm, envolvendo o primeiro cilindro.

No irradiador cilíndrico foi, ainda, projetado e inserido o canal de irradiação, tendo como vértice o centro do irradiador. O canal foi simulado na forma de dois troncos de cone, onde o primeiro cone possuía uma base, próxima a fonte, medindo 3 cm e com ângulo de abertura de $18,2^\circ$. O segundo cone possuía um ângulo de $23,7^\circ$, fornecendo uma abertura de 29,2 cm de diâmetro na saída do irradiador. A geometria escolhida para o canal de irradiação permitiu a manutenção da blindagem da fonte (quando o canal estivesse fechado) e a atenuação do retroespalhamento dos nêutrons; a abertura cônica do canal do irradiador possibilitaria a irradiação de materiais maiores podendo até ser feita a realização de experimentos com detectores sem muita restrição de espaço. A configuração final do irradiador é apresentada na Figura 4.4.

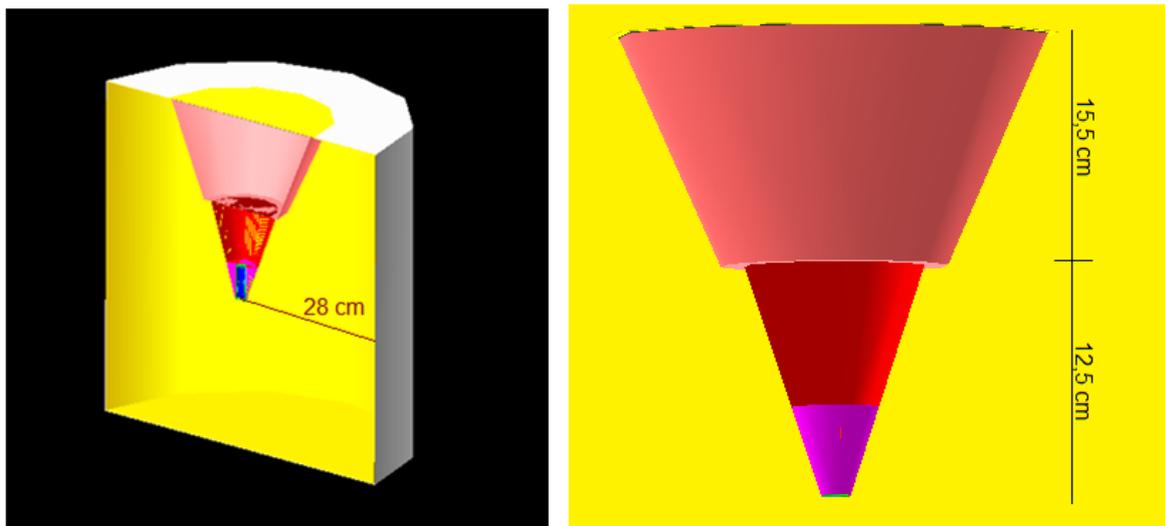


FIG. 4.4: Visão esquemática do irradiador cilíndrico. À direita, as medidas do canal de irradiação.

No topo do irradiador foi projetada uma tampa de chumbo. A geometria da tampa foi simulada como sendo um disco de chumbo, apresentado na figura 4.5. Os resultados referentes à taxa de $H^*(10)$, e o fluxo de nêutrons obtidos na saída do canal de irradiação são apresentados no capítulo 5.

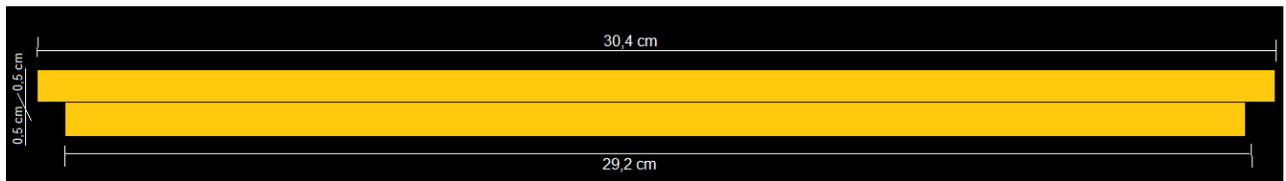


FIG. 4.5: Visão ampliada do disco dentado

4.4. OBTENÇÃO DO CÁLCULO DE $H^*(10)$ A DIFERENTES DISTÂNCIAS DO IRRADIADOR

Após a definição da geometria final do irradiador, foram calculados os valores de taxa de $H^*(10)$ a diferentes distâncias do irradiador, a fim de verificar se o projeto atenderia às necessidades de proteção radiológica. Para isso, o irradiador foi simulado fechado, de forma que o canal de irradiação fosse preenchido com a peça de polietileno borado e com a tampa de chumbo, fechando e preenchendo completamente a abertura do canal de irradiação. Foi utilizado o tally F5 a fim de determinar o fluxo de nêutrons e fótons a diferentes distâncias do irradiador.

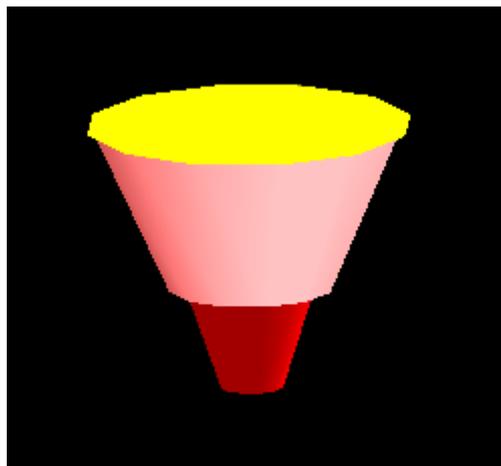


FIG. 4.6: Peça de polietileno borado inserida no irradiador

Primeiramente, foi calculado a taxa de $H^*(10)$ a uma distância de 30 cm da fonte, em diferentes eixos, de forma a verificar a segurança da blindagem. A FIG. 4.7 ilustra o esquema feito para a obtenção das taxas de $H^*(10)$:

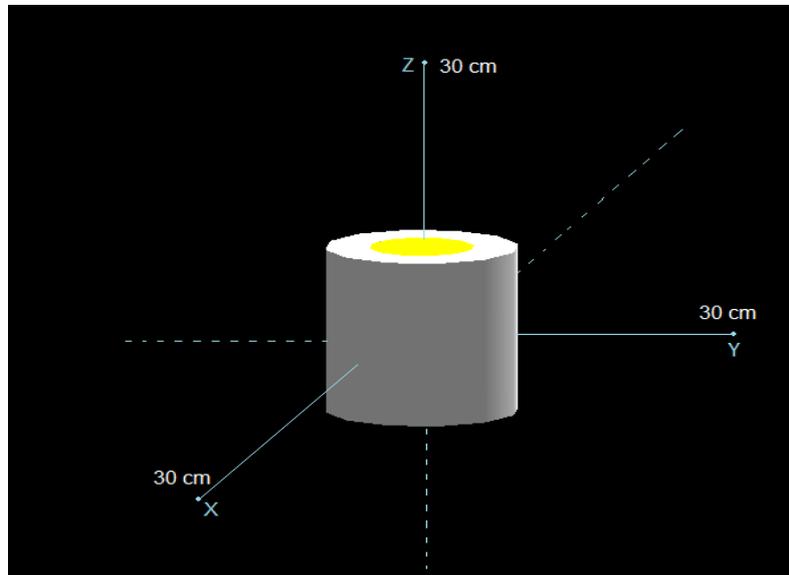


FIG. 4.7: Ilustração do cálculo de $H^*(10)$ a 30cm do irradiador

Após a verificação da taxa de $H^*(10)$ a 30 cm do irradiador nos diferentes eixos, foi feita uma verificação da dose em torno do irradiador a diferentes distâncias em um único eixo.

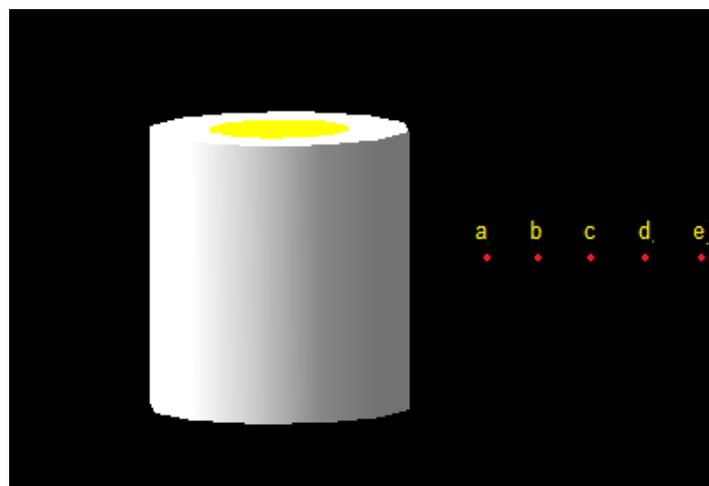


FIG. 4.8: Cálculo de $H^*(10)$,distantes a 15, 20, 25, 30 e 35 cm da face do irradiador.

Todas as taxas de dose estiveram abaixo de $10 \mu Sv/h$, o que era o objetivo para atender ao quesito proteção radiológica. Os resultados referentes aos cálculos feitos para a determinação de $H^*(10)$ estão apresentados no capítulo 5.

4.5. OBTENÇÃO DO FLUXO DE NÊUTRONS

Para a obtenção do fluxo de nêutrons do feixe útil, foi retirada a peça de polietileno borado e posicionado o detector pontual na frente da abertura de saída do irradiador de modo que o irradiador ficou aberto. O detector pontual foi simulado utilizando o Tally F5, que permitiu o cálculo do fluxo de nêutrons emitidos pelo irradiador. Foi necessário fazer algumas alterações no cartão de entrada do MCNPX, já que a análise era diferente da anterior. Foi inserido o FM correspondente para a obtenção do fluxo e um comando E5 para a discretização do fluxo de nêutrons em 300 canais. O comando E5 dividiu o fluxo de nêutrons obtido na saída do irradiador em 300 grupos de energia, formando um espectro de energia. O fluxo de nêutrons foi obtido a diferentes posições do canal de abertura do irradiador, onde foi observado o efeito da variação da distância no fluxo de nêutrons. Para que o erro relativo à simulação estivesse abaixo de 0,5%, o tempo de computacional gasto nas simulações foram de 2 a 3 horas. A FIG. 4.9 apresentam o irradiador aberto e a posição dos detectores pontuais, destinados à obtenção do fluxo de nêutrons a diferentes distâncias.

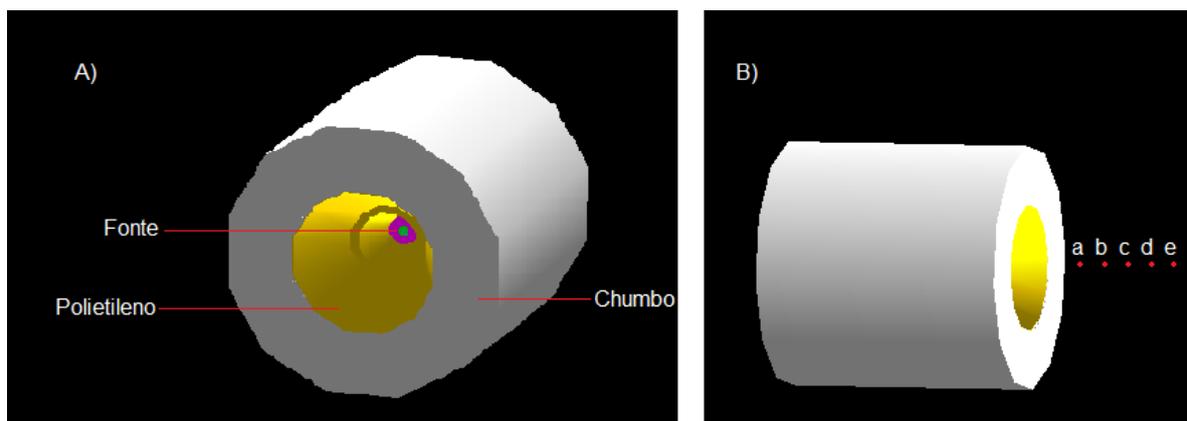


FIG. 4.9: A) Visão superior do irradiador aberto; B) Demonstração do cálculo do fluxo de nêutrons, distantes respectivamente 5, 10, 20, 30 e 40 cm

5. RESULTADOS E DISCUSSÃO

Neste capítulo serão apresentados os resultados obtidos através das simulações feitas no MCNPX e as discussões dos dados observados. A apresentação segue a mesma ordem do capítulo anterior, apresentando os resultados de cada etapa da simulação.

5.1. RESULTADOS DA SIMULAÇÃO E VALIDAÇÃO DA FONTE

Neste capítulo serão apresentados os resultados obtidos através das simulações feitas no MCNPX e as discussões dos dados observados. A apresentação segue a mesma ordem do capítulo anterior, apresentando os resultados de cada etapa da simulação.

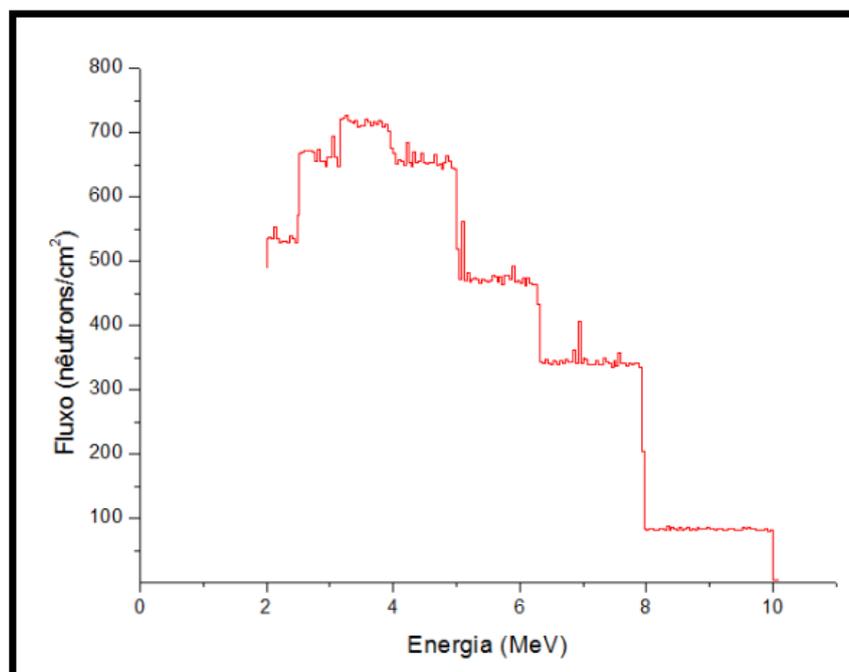


FIG. 5.1: Espectro de emissão de nêutrons da fonte simulada

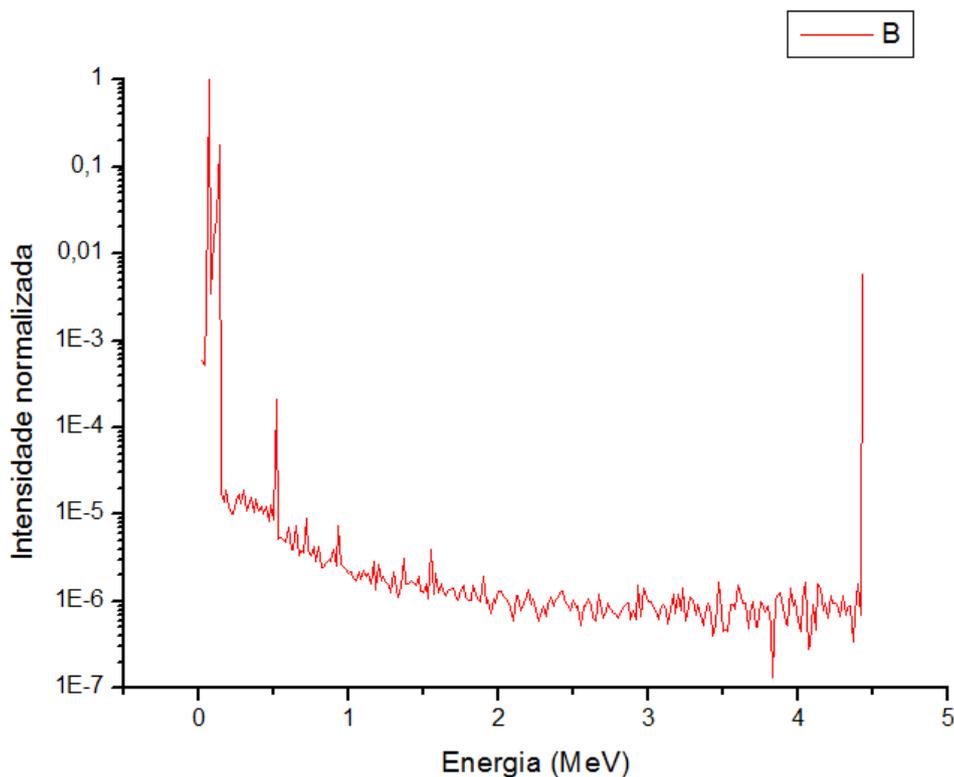


FIG. 5.2: Espectro de fótons da fonte

O espectro da emissão de nêutrons da fonte apresenta uma forma semelhante ao apresentado na literatura. O espectro de fótons apresenta os picos de maior intensidade nas faixas de energia com a maior probabilidade de emissão. Foi verificado que a fonte emite $2,59 \times 10^6$ nêutrons por segundo, em 1Ci.

Após a verificação do espectro de emissão da fonte, foram obtidos a taxa de $H^*(10)$ devido a nêutrons, a diferentes distâncias da fonte. Os resultados obtidos pela simulação feita no MCNPX e os valores experimentais são apresentados na TAB. 5.1:

TAB 5.1.: Valores de $H^*(10)$ devido a nêutrons a diferentes distâncias da fonte

Distancia da fonte (cm)	Radiação devido a nêutrons ($\mu Sv/h$)	
	Valor experimental	Valor simulado
50	$103,6 \pm 7,6$	116,7
100	$25,0 \pm 0,6$	29,2
150	$12,6 \pm 2,0$	12,9
200	$5,8 \pm 1,2$	7,3

A FIG. 5.3 apresenta os resultados obtidos na simulação da variação da taxa de equivalente de dose ambiente devido a nêutrons em função da distância à fonte, obtido pelo código MCNPX.

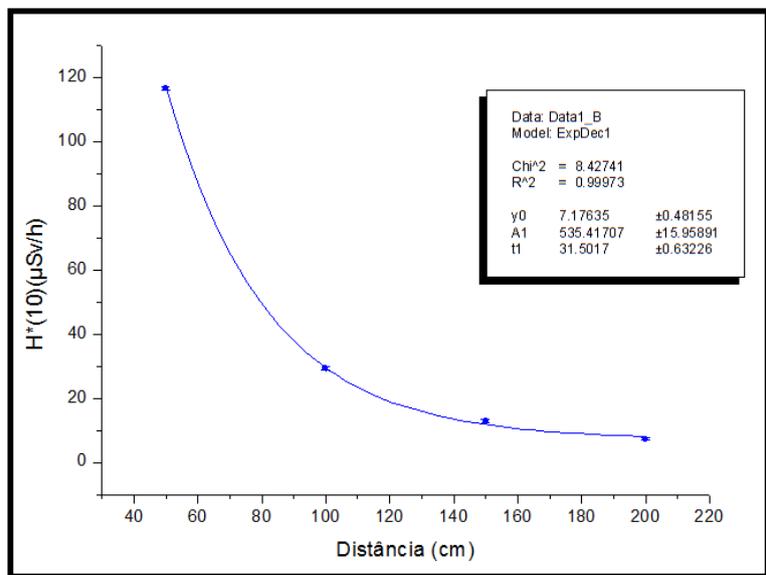


FIG. 5.3: Valores simulados da variação de $H^*(10)$ com a distância da fonte

A FIG. 5.4 ilustra a variação da taxa de $H^*(10)$ com a distância, medidos por um detector Victoreen 190N (Santos,2009).

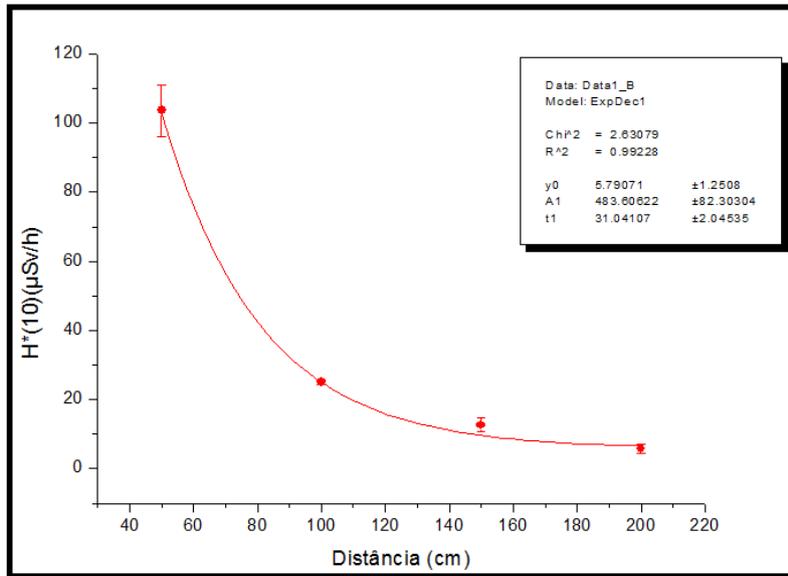


FIG. 5.4.: Valores experimentais da variação do $H^*(10)$ com a distância.

A FIG. 5.5. apresenta uma comparação entre o espectro simulado e o espectro obtido na literatura (Santos, 2009).

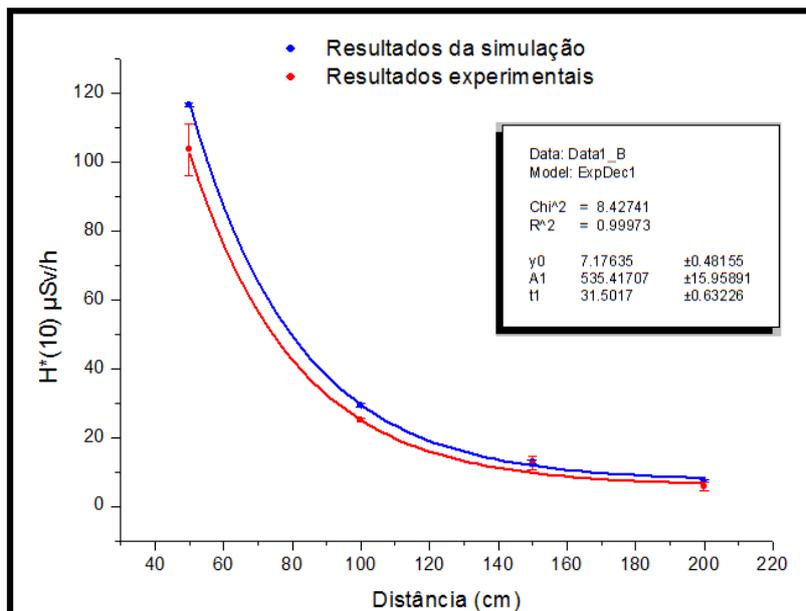


FIG. 5.5: Representação do valor de $H^*(10)$ experimental e simulado

Verifica-se que os resultados obtidos através da simulação e os resultados experimentais são semelhantes. Observando os gráficos, é possível verificar que a taxa de $H^*(10)$ decai exponencialmente com o aumento da distancia segundo a lei do inverso do quadrado da distância. Com esse resultado, pode-se concluir pela validação modelo adotado para o cálculo da taxa de $H^*(10)$ para nêutrons utilizando o MCNPX.

5.2. RESULTADOS DA SIMULAÇÃO DA ESFERA DE POLIETILENO BORADO E CHUMBO

A TAB. 5.2 apresenta os valores calculados neste trabalho de taxa de $H^*(10)$ devido a nêutrons e fótons a 30 cm de distância da esfera.

TAB. 5.2.: Valores da taxa de $H^*(10)$ da esfera de polietileno borado blindada com chumbo.

Distância da esfera (cm)	$H^*(10)$ ($\mu Sv/h$)			
	Nêutron	γ Primário	γ Secundário	Total
30	7,1	1,04	0,25	8,4

Verifica-se que a taxa de $H^*(10)$ devido a nêutrons é o maior contribuinte para o valor total de taxa de $H^*(10)$. Entretanto, os níveis de dose são aceitáveis e estão abaixo do limite de $10 \mu Sv/h$.

5.3 RESULTADOS DO CÁLCULO DE $H^*(10)$ A DIFERENTES DISTÂNCIAS DO IRRADIADOR

Foram calculados os valores de taxa de $H^*(10)$ na direção positiva e negativa dos eixos x, y e z (FIG 4.7) . Todos os cálculos foram feitos a 30 cm do irradiador

fechado, a fim de verificar os valores de Taxa de $H^*(10)$, bem como a anisotropia do conjunto fonte/blindagem. Os resultados são demonstrados na Tab. 5.3:

TAB. 5.3.: Valores de $H^*(10)$ a 30 cm do irradiador em diferentes eixos. μ

Taxa de equivalente de dose ambiente $H^*(10)$ ($\mu Sv/h$)				
Eixos	Nêutrons	Radiação γ primária	Radiação γ secundária	Total
X	7,16	0,23	0,93	8,32
- X	7,15	0,23	0,98	8,36
Y	7,13	0,23	0,92	8,31
- Y	7,13	0,23	0,95	8,31
Z	7,7	0,23	0,98	8,91
- Z	7,6	0,23	0,98	8,9

Os valores de taxa $H^*(10)$ calculados no eixo z se apresentam maiores devido a menor quantidade de polietileno borado na blindagem. Existe um pequeno espaço com ar em torno da fonte no irradiador, proporcionando um decréscimo na blindagem e, conseqüentemente, um leve aumento da taxa de $H^*(10)$ na direção positiva de z.

Após a verificação da anisotropia de $H^*(10)$, foi verificada a variação da dose em torno do irradiador. Os resultados são apresentados na TAB. 5.4.

TAB. 5.4.: $H^*(10)$ a diferentes distâncias do irradiador.

Distância no eixo y da face do irradiador (cm)	Equivalente de dose ambiente ($\mu Sv/h$)			
	Nêutrons	Radiação γ primária	Radiação γ secundária	Total
10	17,3	1,95	0,52	19,77
20	10,1	1,28	0,31	11,69
30	7,1	0,88	0,25	8,23
40	5,05	0,65	0,17	5,67
50	3,78	0,49	0,12	4,39

Como esperado, a o valor da taxa de $H^*(10)$ decai com o aumento da distância entre o detector e o irradiador. O valor da taxa de $H^*(10)$ a 30 cm do irradiador mostrou-se menor quando a blindagem assumiu a forma cilíndrica.

5.4 RESULTADOS DA SIMULAÇÃO DA OBTENÇÃO DO FLUXO DE NÊUTRONS

Na Fig.5.6 é apresentado um gráfico onde se pode observar a variação do fluxo de nêutrons a diversas distâncias do irradiador. O gráfico representa a distribuição do fluxo, discretizado em energia, a diferentes distâncias do irradiador.

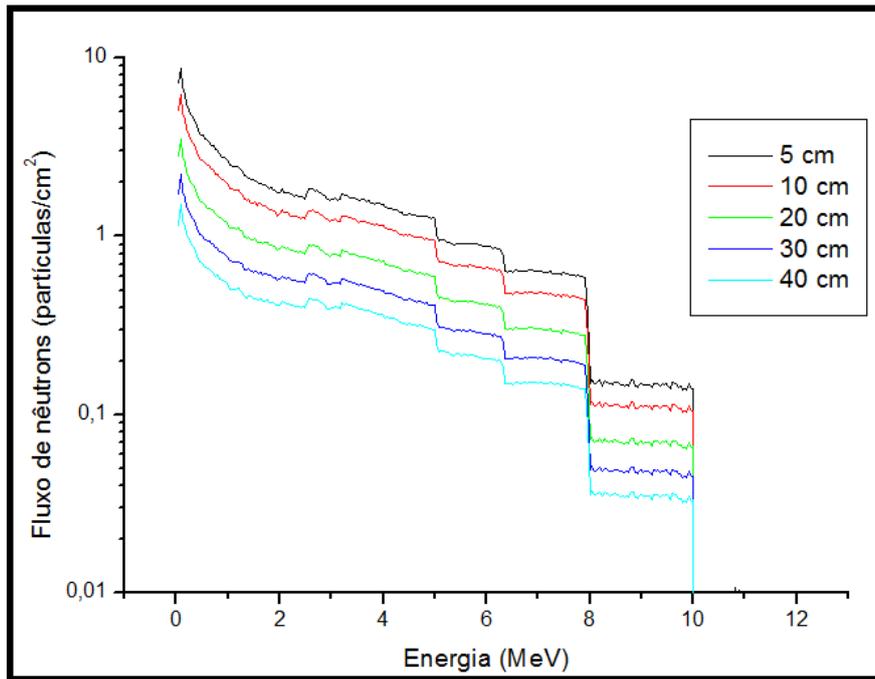


FIG. 5.6: Fluxo de nêutrons em cada detector simulado.

O fluxo de nêutrons é mais intenso próximo ao canal do irradiador (5 cm), diminuindo a sua intensidade em função da distância. Ao normalizar o fluxo, observar-se um aumento na intensidade de nêutrons rápidos nos pontos mais distantes em relação aos mais próximos, conforme mostra a FIG.5.7 e FIG 5.8. Portanto, conclui-se que houve um endurecimento do feixe ao se afastar os detectores, fato esse devido, possivelmente, à interação dos nêutrons com a própria blindagem do irradiador e à presença do ar que serviu como um meio espalhador e absorvedor.

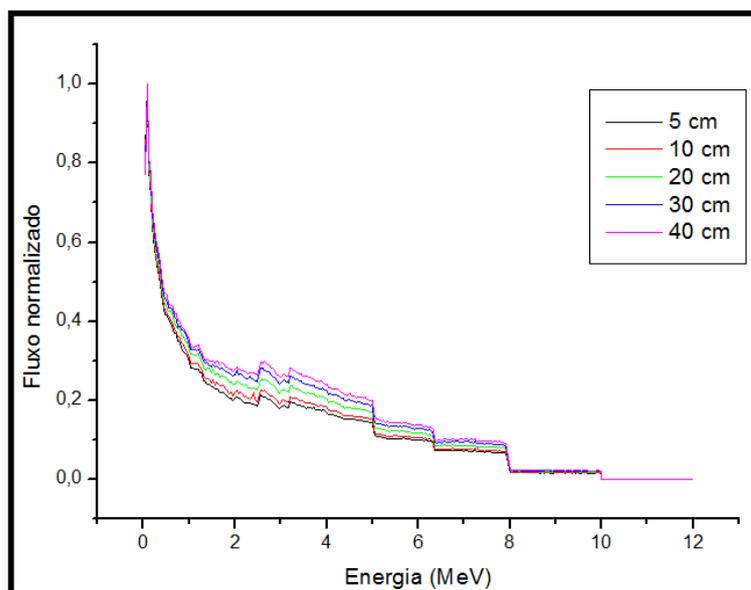


FIG 5.7: A) Intensidade do fluxo normalizada em função da energia

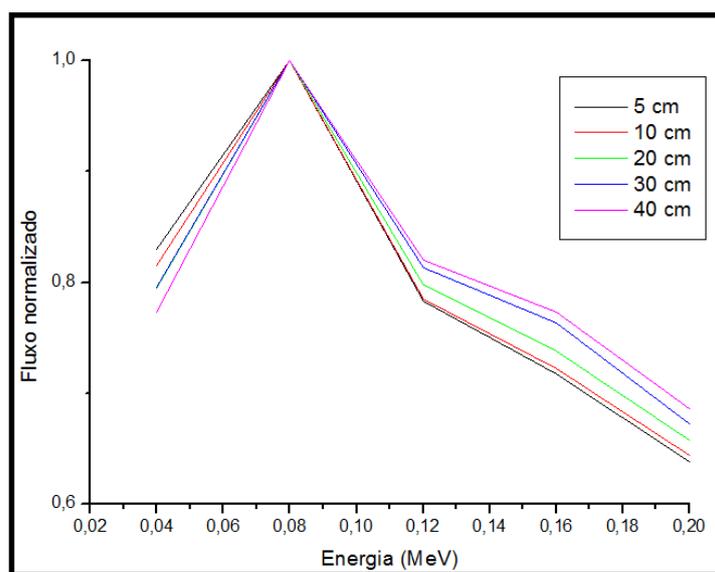


FIG 5.8: Visão ampliada da FIG 5.7 no intervalo de 0,02 a 0,2 MeV. Nessa escala é possível observar com mais nitidez a inversão dos gráficos.

A FIG.5.9 mostra a variação do fluxo integral em função da distância. O decaimento exponencial demonstra a atenuação do feixe devido aos processos de espalhamento e absorção, provocado pelo ar.

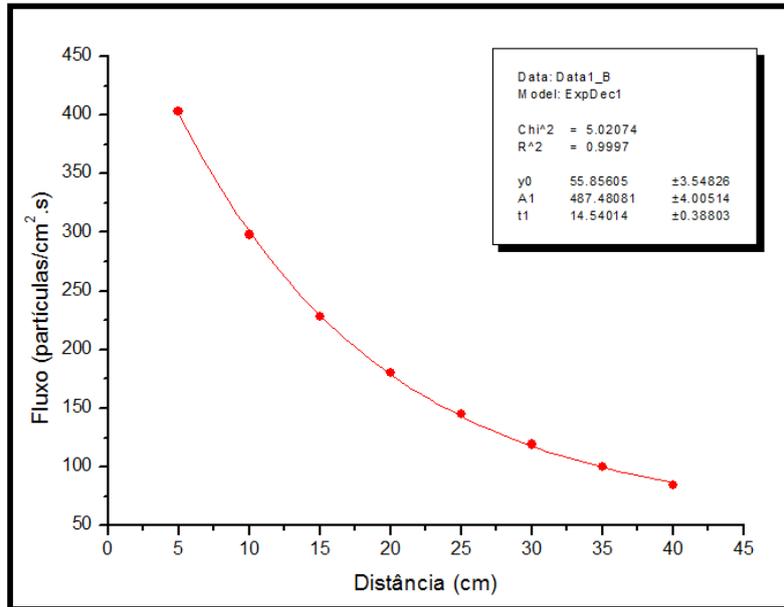


FIG. 5.9: Variação do fluxo integral em função da distância

6. CONCLUSÕES

O espectro de emissão da fonte simulada manteve a distribuição de energia semelhantemente ao espectro original da fonte de $^{241}\text{Am}-^9\text{Be}$ o que permitiu concluir-se pela validação da fonte. Os valores obtidos de $H^*(10)$ apresentaram uma razoável aproximação aos valores experimentais, corroborando, mais uma vez para a conclusão de que a fonte está validada.

Como era esperado, o polietileno borado também absorve a radiação gama proveniente da fonte, que predominantemente são fótons de 59,5 keV. Devido a este fato, foi possível o uso de uma fina camada de chumbo, para a blindagem da radiação gama.

O irradiador desenvolvido atende aos requisitos necessários para ser um dispositivo, também, de armazenamento da fonte, visto que os níveis de $H^*(10)$ em torno do irradiador ficaram abaixo dos limites estabelecidos pela CNEN .

O fluxo de nêutrons foi atenuado com a distância, ocorrendo uma pequena modificação no espectro da fonte em virtude da interação do feixe com os materiais que compõem o irradiador, bem como com o ar.

Foi observado o endurecimento do feixe devido, principalmente, à absorção nêutrons pela blindagem do irradiador e à presença do ar que funcionou como um meio espalhador mas pouco absorvedor.

O propósito de desenvolver o irradiador de nêutrons a nível conceitual foi atingido, visto que a blindagem possibilitou que a taxa de $H^*(10)$ estivesse abaixo de e foi possível caracterizar o feixe útil de nêutrons em função da distância do canal de irradiação .O irradiador apresentou um peso razoável (146 Kg), que possibilitaria o seu transporte no âmbito SE/7.

7. SUGESTÕES PARA NOVOS TRABALHOS

Este trabalho apresenta-se como um projeto inicial para a confecção de um irradiador de nêutrons, situado entre uma concepção conceitual e um projeto básico. Pode-se aprimorar o projeto verificando a eficiência de outros materiais destinados à blindagem de nêutrons e fótons, pode-se, também, testar outras geometrias para o irradiador. Outras sugestões para próximos trabalhos são:

1. Posicionar a fonte paralela ao eixo y , a fim de verificar uma possível mudança na taxa de emissão de nêutrons.
2. Modelar uma sala em torno do irradiador, com o intuito de calcular o retroespalhamento dos nêutrons.
3. Desenvolver e simular os respectivos sistemas mecânicos destinados à exposição da fonte e ao sistema de locomoção do irradiador.

Trata-se de trabalhos que poderão enriquecer o modelo proposto, ampliando e aprimorando os conhecimentos obtidos neste trabalho.

8. REFERÊNCIAS BIBLIOGRAFICAS

- AMON, K.A. ; **Estudo de um sistema de imagem para radiografias com nêutrons rápidos**. Tese (Doutorado). Universidade Federal do Rio de Janeiro – COPPE – UFRJ, 2011.
- BIODISEL ONLINE LTDA**, biodisel.com. < [http\\www.biodisel.com](http://www.biodisel.com)> acesso em: 10 de Nov. de 2012.
- BOZKURT, A.; **Assesment of organ doses from exposure to neutrons using Monte Carlo technique and an image – based anatomical model**. Doctor thesis, Polytechnic Institute Troy, New York, 2000.
- BREIESMESTER , J. F.; MCNP, **A General Monte Carlo N-Particle code**, Los Alamos National laboratory, version 4C2, USA.2001.
- CNEN-NN – 3.01, **Diretrizes Básicas de proteção Radiológica**, Comissão Nacional de Energia nuclear – CNEN, 2011.
- DA SILVA, A. X.; CRISPIM V. R. ; REBELLO W.F; **Shielding desing studies for neutron irradiator system based on a Cf – 252 source**. Radiation Protection Dosimetry, 2007.
- ICRP – 74, ICRP Publication 74; Annals of ICRP – **Conversion coefficient for use in radiological protection against external radiation**; Pergamon; 1996.
- ICRP- 73 Valentin, J.; **The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection**; Publicación 103 ; Elsevier ; 2007.
- KAPLAN, Irving. **Física Nuclear** . 2º ED, Rio de Janeiro: Guanabara Dois, 1978
- KNOLL.G.F; **Radiation Detection and Measurements**, John Wiley Sons; INC., 3º ed,1999.
- KOBAYASHI , Tooru.; SAKURAI, Yoshinori. **Characteristics of the KUR Heavy Water Neutron Irradiation field with variable energy spectra**. Elsevier Journal, p. 569 – 596, 2000.
- LIMA, RUY B. **Avaliação Experimental do fluxo de neutrons de um irradiador com fontes de Am- Be e a sua possibilidade de uso em análises de materiais**. Dissertação (mestrado) , Curso de mestrado em Tecnologia Nuclear-IPEN- São Paulo, 2003.
- MADDI FILHO, Tufic.; ARMELIM, Maria J.; Fulas Paulo M. M. ; TREVISAM A.; **Aplicação do irradiador de nêutrons com fontes de Am -Be para determinação de elementos inorgânicos em fertilizantes comerciais**. 2005 International Nuclear Conference – INAC 2005.

- MOWLAVI, Ali A.; KOOHI-FAYEEGH, Rahim. **Determination of 4.438 Mev Gamma-ray to neutron emission ratio from a Am - Be neutron source.** Elsevier Journal, p.959 – 962, 2004.
- NICO, Jeffrey.;SNOW, W. Michael.; **Fundamental Neutron Physics;** 2005
- NGUYEN, B.V.L, MINH PHUONG, **H. Monte Carlo simulation by code of MCNP and experimental check for measuring thickness of materials for the specializing system of MYO - 101,** VNU Journal of Science, Mathematics – Physics 26 ,p. 43-49 , 2010.
- QSA GLOBAL, **Source, industrial isotopes-2009**
- REBELLO, Wilson F.; **Blindagem para proteção de pacientes contra nêutrons gerados nos aceleradores lineares utilizados em radioterapia.** Tese (Doutorado). Universidade Federal do Rio de Janeiro - COPPE –UFRJ, 2008.
- SANTOS, A.; Silva, A. X.,REBELLO,W. F.;LASSANCE, V. L. **Modeling of the CTEEx subcritical unit using MCNPX code.** International Nuclear Atlantic Conference (INAC), Belo Horizonte. Anais do International Nuclear Atlantic Conference (INAC 2011), 2011.
- SANTOS,C.S.; **Projecto de um sistema de irradiação para uma fonte de Am-Be.** Dissertação (Mestrado). Universidade Nova de Lisboa, 2009.
- SOUZA, E.M.;**Modelagem de Sistema e Procedimento para a radiografia computadorizada submarina ,** Tese (Doutorado). Universidade Federal do Rio de Janeiro – COPPE – UFRJ, 2003.
- X-5 MONTE CARLO TEAM. Los Alamos National Laboratory (Org.). **MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code.** Vol.1. Los Alamos, 2003.
- X-5 MONTE CARLO TEAM. Los Alamos National Laboratory (Org.). **MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code.** Vol.2. Los Alamos, 2003.
- X-5 MONTE CARLO TEAM. Los Alamos National Laboratory (Org.). **MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code.** Vol.3. Los Alamos, 2003.
- YOSHIDA Tadoyshi, TSUJMURA Norio. **Calculation of Anisotropy Factors for Radionuclide Neutron Sources .** JAEA- Research, Radiation Protection Department, Tokai, mar. 2008.

9. ANEXOS

9.1 Anexo 1

Espectro de nêutrons da fonte

Energia da fonte	Probabilidade em energia
0	0
0,1	3,34 E-3
0,126	4,21 E-3
0,158	5,31 E-3
0,2	6,73 E-3
0,251	8,50 E-3
0,316	1,07 E-2
0,398	1,26 E-2
0,501	1,48 E-2
0,631	1,74 E-2
0,794	2,05 E-2
1	2,41 E-2
1,26	2,74 E-2
1,58	2,99 E-2
2	4,19 E-2
2,51	5,76 E-2
3,16	9,62 E-2

3,988	1,36 E-1
5,01	1,59 E-1
6,31	1,46 E-1
7,94	1,34 E-1
10	4,11 E-1
12,60	3,09 E-1

Espectro de fótons da fonte

Energia	Probabilidade em energia
1,1890E-2	8,60E-3
1,3944E-2	1,32E-1
1,7750E-2	1,93E-1
2,0785E-2	4,85E-2
2,6345E-2	2,40E-2
3,2183E-2	1,74E-4
3,3195E-2	1,20E-3
4,2730E-2	5,50E-5

4,3423E-2	7,10E-4
5,5560E-2	1,81E-4
5,7850E-2	5,20E-5
5,9537E-2	3,59E-1
6,9760E-2	2,90E-5
9,7078E-2	1,24E-5
9,8970E-2	2,00E-4
1,0107E-1	1,99E-5
1,0298E-1	1,96E-4
1,2301E-1	1,00E-5
1,2530E-1	4,10E-5
4,43	1,76E-4
