

ESTUDO DA RESPOSTA DE MONITORES DE ÁREA PARA NÊUTRONS EM UMA INSTALAÇÃO RADIOTERÁPICA

Ana Paula Salgado

Tese de Doutorado apresentada ao Programa de Pós-graduação em Engenharia Nuclear, COPPE, da Universidade Federal do Rio de Janeiro, como parte dos requisitos necessários à obtenção do título de Doutor em Engenharia Nuclear.

Orientador(es): Ademir Xavier da Silva Walsan Wagner Pereira

Rio de Janeiro Maio de 2015

ESTUDO DA RESPOSTA DE MONITORES DE ÁREA PARA NÊUTRONS EM UMA INSTALAÇÃO RADIOTERÁPICA

Ana Paula Salgado

TESE SUBMETIDA AO CORPO DOCENTE DO INSTITUTO ALBERTO LUIZ COIMBRA DE PÓS-GRADUAÇÃO E PESQUISA DE ENGENHARIA (COPPE) DA UNIVERSIDADE FEDERAL DO RIO DE JANEIRO COMO PARTE DOS REQUISITOS NECESSÁRIOS PARA A OBTENÇÃO DO GRAU DE DOUTOR EM CIÊNCIAS EM ENGENHARIA NUCLEAR.

Examinada por:

Prof. Ademir Xavier da Silva, D.Sc.

Dr. Walsan Wagner Pereira, D.Sc.

Prof. Edgar Francisco Oliveira de Jesus, D.Sc.

Dr. Evaldo Simões da Fonseca, D.Sc.

Dr. Carlos José da Silva, D.Sc.

Dr. Alessandro Facure Neves de Salles Soares, D.Sc.

RIO DE JANEIRO, RJ - BRASIL MAIO DE 2015

Salgado, Ana Paula

Estudo da resposta de monitores de área para nêutrons em uma instalação radioterápica / Ana Paula Salgado. – Rio de Janeiro: UFRJ/COPPE, 2015.

X, 86 p.: il.; 29,7 cm.

Orientadores: Ademir Xavier da Silva

Walsan Wagner Pereira

Tese (doutorado) – UFRJ/ COPPE/ Programa de Engenharia Nuclear, 2015.

Referências Bibliográficas: p.79 - 82.

Monitores de área para nêutrons. 2. MCNPX. 3.
Instalação radioterápica. I. Silva, Ademir Xavier da *et al* II.
Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE,
Programa de Engenharia Nuclear. III. Título.

Agradecimentos

A Deus, por ter iluminado meu caminho nesta jornada.

Aos meus pais pelo constante apoio e incentivo durante minha vida.

Ao Dr. Ademir Xavier da Silva, pela orientação.

A Dr. Walsan Wagner Pereira, pela co-orientação.

Ao Dr. Evaldo Simões da Fonseca e a Dra. Karla Cristina de Souza Patrão, pelo incentivo e esclarecimentos.

Ao Físico Delano Valdivino, responsável pelo setor de radioterapia do INCa.

A Luciane Rezende pela amizade e incentivo.

Ao Leonardo dos Santos pela paciência e incentivo nesta jornada.

Ao Laboratório de nêutrons do IRD.

Ao Instituto Nacional de Câncer.

Resumo da Tese apresentada à COPPE/UFRJ como parte dos requisitos necessários para a obtenção do grau de Doutor em Ciências (D.Sc.)

ESTUDO DA RESPOSTA DE MONITORES DE ÁREA PARA NÊUTRONS EM UMA INSTALAÇÃO RADIOTERÁPICA

Ana Paula Salgado

Maio/2015

Orientadores: Ademir Xavier da Silva Walsan Wagner Pereira Programa: Engenharia Nuclear

A utilização de monitores de área para nêutrons em instalações radioterápicas apresenta complicações, dentre as quais se apresentam a dependência energética do instrumento e o campo pulsante gerado pelo acelerador. Para ter maior confiabilidade na resposta desses equipamentos em campos de nêutrons não referenciados é importante conhecer o espectro em energia. Este trabalho tem como objetivo avaliar a resposta de dois modelos de monitores de área para nêutrons em campos produzidos por aceleradores lineares clínicos. Para alcançar este objetivo foi utilizado o método de Monte Carlo MCNPX para obter a função resposta dos modelos e a medição do espectro utilizando um sistema de espectrometria constituído por multiesferas de polietileno e um detector de ⁶Lil(Eu). O cálculo computacional da resposta dos monitores foi realizado a partir da função resposta do monitor e do espectro de nêutrons em energia obtido na primeira fase deste trabalho. Os valores calculados foram comparados com medições experimentais de monitores de área para nêutrons do mesmo modelo simulado e realizadas na mesma posição de medição do espectro de nêutrons em energia considerado na simulação. O cálculo da função resposta possibilita avaliar a dependência energética do instrumento e a medição do espectro permite calcular a resposta do mesmo avaliando o comportamento do equipamento no campo de nêutrons não referenciado. Os resultados obtidos pela simulação utilizando informações do espectro medido na sala de radioterapia permitiu uma análise detalhada da região onde a resposta é subestimada e superestimada. A maior presença de nêutrons nas faixas térmica e epitérmica aumenta a dependência energética do instrumento.

v

Abstract of Thesis presented to COPPE/UFRJ as a partial fulfillment of the requirements for the degree of Doctor of Science (D.Sc.)

STUDY OF NEUTRON SURVEY METERS RESPONSE AT LINAC FACILITY

Ana Paula Salgado

May/2015

Orientadores: Ademir Xavier da Silva Walsan Wagner Pereira Programa: Engenharia Nuclear

The use of survey meters at radiotherapy facilities has complication such as energy dependence of active detector and pulsed field present inside the treatment room. To have more reliability at the instruments response near no referenced neutron field is important the knowledge of neutron energy spectrum. This study aims to evaluate the response of two models of survey meters at neutron fields produced by clinical linear accelerators. To achieve this aim was used MCNPX radiation transport code to define the instrument response function and spectrum measurements with Bonner spectrometer consisted of ⁶Lil(Eu) detector and polyethylene multi-sphere. Survey meters response simulation was based on instrument response function and on neutron energy spectrum obtained in the first phase of this study. The calculated results were compared with experimental measurements of survey meters which has the same model simulated and made at the same measurement position of neutron energy spectrum considered at simulation. Response function calculation allows evaluate the instrument energy dependence and neutron spectrum energy measurement allows calculate the instrument response making an evaluation of its behavior at no referenced field. Results obtained by simulation using spectrum information measured at radiotherapy room allowed a detailed analysis of energy region where the answer is underestimated and overestimated. The greater presence of neutrons at thermal and epithermal range increase the instrument energy dependence.

vi

Sumário

CAPÍTULO 1. Introdução1
1.1. Relevância1
1.2. Motivação3
1.3. Objetivo
CAPÍTULO 2. Revisão de Literatura7
2.1.Os monitores de área para nêutrons7
2.2.A problemática da medição de nêutrons próximo a aceleradores lineares (LINAC).7
2.3.Medições e simulações realizadas próximo ao LINAC9
CAPÍTULO 3. Considerações Teóricas12
3.1. Características gerais dos nêutrons12
3.2.Interação dos nêutrons com a matéria13
3.2.1.Tipos de reações15
3.3. Fontes de nêutrons16
3.4. Aceleradores lineares clínicos (LINACs)17
3.4.1.Produção do feixe contaminante nos LINAC18
3.4.2.Espectro dos fotonêutrons21
3.5. Sistemas de detecção22
3.5.1.Métodos de detecção de nêutrons23
3.5.2.Monitores de área para nêutrons23
3.5.2.1. Princípio da detecção nos monitores de área para nêutrons24
3.5.2.2. Propriedades gerais dos monitores de área para nêutrons27
3.6. Espectrometria de nêutrons
3.6.1. Redes Neurais Artificiais
3.7. O código monte Carlo N-Particle (MCNP)32
3.8. Função resposta
CAPÍTULO 4. Materiais e métodos
4.1. Modelagem e Simulação dos Detectores
4.1.1. Geometria do modelo NRD

4.1.3. Determinação da Função resposta	41
4.1.4. Validação da função resposta	42
4.2. Espectrômetro de Bonner	47
4.2.1. Arranjo experimental na sala de radioterapia	48
4.3. Software NeuraLN	50
CAPITULO 5. Resultados e Discussões	54
5.1. Modelagem e Simulação dos Monitores	54
5.1.1. Função resposta NRD	54
5.1.2.Função resposta NRD normalizada	57
5.1.3.Função resposta Wendi-II	59
5.1.4.Função resposta Wendi-II normalizada	62
5.1.5. Validação da função resposta	64
5.2. Medição do espectro de nêutrons	67
5.2.1.Validação do treinamento e da planilha de resultados	69
5.2.2.Espectro de nêutrons próximo ao LINAC	70
5.3. Resposta simulada dos monitores de área próximos ao Linac	72
CAPÍTULO 6 – Conclusões	76
6.1. Recomendações	78
6.2. Trabalhos futuros	78
REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	79
ANEXO A	83

ANEXO B	 	85

Índice de Figuras

Figura 1.1. Resumo da 1º e 2º etapas de desenvolvimento do trabalho
Figura 1.1. Resumo da 3º e 4º etapas de desenvolvimento do trabalho
Figura 3.1. Esquema da produção do feixe de fótons nos aceleradores clínicos (KRÁLÍK, 2014)
Figura 3.2. Esquema do posicionamento do isocentro
Figura 3.3. Diagrama dos detectores de nêutrons a gás (KNOLL, 1979) 26
Figura 3.4. Secção de choque para ¹⁰ B(n, α) e ³ He(n,p) em função da energia do nêutron
Figura 3.5. Figura 3.5. Esquema da interação dos nêutrons nas esferas moderadoras (ALEVRA, 2003)
Figura 3.6. Esquema do processamento na rede neural 31
Figura 3.7. Representação gráfica de uma rede neural com duas camadas intermediárias
Figura 3.8. Função resposta de três modelos de monitores: a) resposta por unidade de equivalente de dose ambiente e b) resposta por unidade de fluência (Kim, 2013). 37
Figura 4.1. Geometria do modelo de monitor de área para nêutrons NRD
Figura 4.2. Geometria do modelo de monitor de área para nêutrons Wendi-II 41
Figura 4.3. Interface do software GENIE 2000®
Figura 4.4. Esquema da montagem do sistema de medição próximo ao Linac: a) sem o monitoramento do tempo morto e b) com o monitoramento do tempo morto
Figura 4.5. Tela de configuração para o treinamento do software NeuraLN
Figura 5.1. Resposta simulada com MCNP do detector NRD por unidade de fluência
Figura 5.2. Resposta simulada com o MCNP do detector NRD por unidade deequivalente de dose ambiente
Figura 5.3. Comparação entre a função dose e a resposta do detector NRD
Figura 5.4. Análise da dependência energética do detector NRD

Figura 5.5. Comparação entre a resposta do detector NRD e Wendi-II para feixes de nêutrons monoenergéticos
Figura 5.6. Curvas resposta dos monitores NRD e Wendi-II apresentadas pelo fabricante
Figura 5.7. Comparação das respostas dos detectores Wendi-II e NRD
Figura 5.8. Comparação entre a função dose e a resposta do detector Wendi-II 63
Figura 5.9. Análise da dependência energética do detector Wendi-II
Figura 5.10. Espectro de ²⁴¹ AmBe de referência (TRS) normalizado para uma unidade
Figura 5.11. Espectro de ²⁵² Cf de referência (TRS) normalizado para uma unidade
Figura 5.12. Espectro de ²⁵² Cf + D ₂ O de referência (TRS) normalizado para uma unidade
Figura 5.13. Contagem relativa das esferas de Bonner para 200 MU 68
Figura 5.14. Contagem relativa das esferas de Bonner para 500 MU 68
Figura 5.15.Fluência para o campo 0,5 cm x 0,5 cm obtida com o softwareNeuraLN70
Figura 5.16. Fluência para o campo 40 cm x 40 cm obtida com o software NeuraLN 71

Capítulo 1

Introdução

1.1 - Relevância

O crescente aumento na aplicação de aceleradores lineares clínicos de alta energia como técnica de tratamento na radioterapia vem preocupando os pesquisadores devido ao excesso de dose, oriundas da produção de nêutrons, não planejada no tratamento. A produção dos fotonêutrons nos aceleradores clínicos se deve principalmente ao fenômeno de ressonância de dipolo gigante. Os fotonêutrons contaminam o feixe terapêutico, devido à interação dos fótons de alta energia com materiais de alto número atômico que compõem o cabeçote do acelerador, e é responsável pelas doses indesejáveis. Ademais, a interação dos fotonêutrons com outros materiais presentes na sala de tratamento resulta na modificação do espectro inicial de nêutrons do campo misto. Além da produção de fotonêutrons, há produção de nêutrons quando se utiliza o feixe de elétrons no tratamento devido à incidência desse feixe nos materiais dos componentes dos aceleradores, tais como as paredes da guia de onda, colimadores e outros (FERNÁNDEZ *at al*, 2007).

A utilização de um sistema de detecção para nêutrons permite realizar a monitoração de área devido aos nêutrons e avaliar as condições de segurança radiológica da instalação e dos operadores do equipamento. No entanto, o uso desses equipamentos em campos de nêutrons não referenciados tais como em campos produzidos por aceleradores clínicos de alta energia pode apresentar interferências nas respostas dos instrumentos. O campo de nêutrons gerado pelos aceleradores clínicos de alta energia por fontes de nêutrons utilizadas na calibração dos sistemas de detecção para nêutrons. O campo de nêutrons produzidos pelos aceleradores é muito variável e depende fortemente da energia do feixe, da blindagem do acelerador, do filtro aplanador, dos colimadores e

da geometria do campo de radiação do acelerador. Além disso, a forte presença de radiação gama neste campo pode interferir nas medições. Já o campo de nêutrons produzidos pelas fontes utilizadas na calibração dos sistemas de detecção possui espectros conhecidos em energia e pouco variáveis por serem posicionadas em locais preparados para reduzir o espalhamento, produzindo assim um ambiente com campo de nêutrons pouco variável, próprio para a calibração.

A dosimetria de nêutrons é uma das tarefas mais complicadas na radioproteção. Apesar das grandezas operacionais do *International Commission on Radiation Units and Measurements* (ICRU, 1985) terem sido projetadas para dar uma estimativa das grandezas da *International Commission on Radiological Protection* (ICRP, 1991), para algumas faixas de energia dos nêutrons e geometrias de irradiação, existe uma divergência significativa que pode conduzir a um erro na estimativa. Os instrumentos utilizados devem responder em uma ampla faixa de energia para cobrir todos os valores no local das medições, com isso, uma sub ou superestimativa do equivalente de dose ambiente pode ocorrer se o instrumento for utilizado em um campo com diferentes distribuições de energia em relação ao campo utilizado na calibração, como por exemplo, o campo de nêutrons produzidos por aceleradores (BEDOGNI, 2006).

Os monitores de área para nêutrons são calibrados no Brasil utilizando a fonte de 241 AmBe(α ,n). Ou seja, o monitor é ajustado de forma a responder em uma determinada faixa de energia oriunda da fonte de nêutrons. Para ter maior precisão na resposta desses equipamentos em campos de nêutrons não referenciados é importante conhecer seu espectro em energia. O estudo do campo de nêutrons pode ser feito através de um sistema de espectrometria de nêutrons, composto de esferas moderadoras de polietileno de alta densidade e como uso da técnica para desdobramento de espectros. A análise do espectro de nêutrons é comumente realizada com o sistema de multiesferas conhecido como esferas de Bonner e muito utilizada em laboratórios (ALEVRA, 2003).

1.2 – Motivação

A recomendação da National Council on Radiation Protection sobre a utilização de monitores de área para nêutrons em espectros produzidos por aceleradores lineares clínicos e dificuldades no uso motivou a realização deste estudo (NCRP, 2005). Estudos anteriores avaliaram experimentalmente a resposta destes instrumentos utilizando diferentes fontes de nêutrons referenciadas e considerando as características individuais de medição (SALGADO, 2011). Nesse trabalho, recomendou-se verificar a eficácia das medições desses equipamentos fazendo um levantamento do espectro em energia dos nêutrons no interior de salas de radioterapia. A partir do conhecimento do espectro, é possível fazer uma avaliação do comportamento destes instrumentos em função da energia.

1.3 – Objetivo

Este trabalho tem como objetivo geral analisar por meio da função resposta as leituras dos monitores de área para nêutrons, próximo a um acelerador linear clínico de alta energia. Para atingir este objetivo, cumpriram-se quatro etapas cujos objetivos específicos são listados a seguir:

- Simular com o código Monte Carlo MCNP os modelos de monitores de área para nêutrons (Figura 1.1);
- Validar a simulação dos monitores utilizando distribuição espectral de fontes referenciadas pela *Technical Reports Series* n° 403 (TRS, 2001) (Figura 1.1);
- Medir o espectro de nêutrons em um campo não referenciado produzido por acelerador linear de uso médico utilizando o espectrômetro de multiesferas de bonner (Figura 1.2);
- Calcular a resposta do monitor no campo de nêutrons não referenciado utilizando a função resposta (Figura 1.2).

As medições do espectro em energia de nêutrons foram realizadas em uma sala de tratamento radioterápico contendo um acelerador clínico de 15 MV operando com duas taxas de dose em dois tamanhos distintos de campo. Para isto, foi utilizado um sistema de espectrometria constituído pelas esferas moderadoras e um detector de ⁶Lil(Eu). O desdobramento do espectro foi obtido através de um software desenvolvido pelo Laboratório de Nêutrons do Instituto de Radioproteção e Dosimetria (LN/IRD) chamado NeuraLN baseado em um modelo matemático de redes neurais. Com a análise dos espectros é possível calcular a fluência e o equivalente de dose ambiente devido aos nêutrons.

A simulação dos modelos de monitores de área para nêutrons foi realizada utilizando o código de Monte Carlo MCNPX (X-5 Monte Carlo Team, 2003) e teve como objetivo determinar a função resposta dos detectores a partir da sua modelagem. O resultado foi validado calculando a taxa de equivalente de dose com base na função resposta obtida na simulação e comparando com o valor de referência, obtido previamente a partir da calibração das fontes.

O cálculo da resposta do monitor foi realizado a partir da função resposta do monitor e do espectro obtido na primeira fase deste trabalho. Os valores encontrados foram comparados com medições experimentais de monitores de área para nêutrons do mesmo modelo simulado e realizadas na posição de medição do espectro de nêutrons.



Figura 1.1. Resumo da 1º e 2º etapas de desenvolvimento do trabalho.



Figura 1.2. Resumo da 3º e 4º etapas de desenvolvimento do trabalho.

Capítulo 2

Revisão de Literatura

2.1 – Os monitores de área para nêutrons

Os monitores de área para nêutrons são utilizados universalmente para medição em tempo real do equivalente de dose ambiente devido aos nêutrons. É o instrumento de escolha em campos de radiação onde o espectro de nêutrons é desconhecido ou pouco caracterizado. Esses instrumentos são projetados de modo que a sua resposta por unidade de fluência se aproxime de uma adequada função de conversão de fluência para equivalente de dose ambiente. Os projetos dos monitores de área para nêutrons apresentam limitações, alguns apresentam precisão insatisfatória na faixa de energia intermediária (50 keV-250 keV) que é crítica para dosimetria em usinas nucleares. Por exemplo, o modelo Andersson-Braun sofre pela dependência angular devido à falta de simetria esférica. Além disso, todos os modelos que utilizam moderador de polietileno puro não têm resposta útil para altas energias, o que os torna imprecisos quando usado em torno de aceleradores de alta energia (OLSHER, 2000).

2.2 – A problemática da medição de nêutrons próximo a aceleradores lineares (LINAC)

O centro do problema na maioria das medições do espectro de nêutrons em ambientes que abrigam aceleradores lineares (LINAC) é que para a taxa de dose instantânea durante um pulso do feixe do acelerador é alta. Normalmente, por consequência, sistemas de medição passiva são melhores, e os contadores de pulsos são menos aconselháveis. Existem dois tipos de pulsos de aceleradores: pulsos "estreitos" e pulsos "largos". No caso do pulso largo, o pulso do acelerador é significativamente maior que o tempo morto dos instrumentos, enquanto no caso do pulso estreito, a largura do pulso do acelerador é menor ou igual ao tempo morto dos instrumentos de medição. Para os monitores de área para nêutrons as perdas na contagem são significativamente menores para pulsos estreitos. Isto ocorre porque os nêutrons térmicos oriundos da moderação dos nêutrons rápidos incidentes são temporariamente "armazenados" no moderador, potencializando as contagens observadas para centenas de segundos após o pulso do feixe. Existem quatro fatores que desempenham funções inter-relacionadas ao estabelecer a distribuição do tempo de chegada do nêutron: espectro dos nêutrons incidentes, tempo de viagem do nêutron no ambiente, tamanho do moderador e função resposta do detector (JUSTUS, 2012).

KRÁLIK e TUREK (2004) afirmaram que a medição de nêutrons em campos gerados por aceleradores clínicos utilizando detectores ativos é extremamente difícil devido às indesejáveis interferências como: campos eletromagnéticos de alta frequência, fugas e espalhamento de fótons. O funcionamento em modo pulso do LINAC requer uma abordagem mais complexa na correção do tempo morto da medição da taxa de contagem. Uma aproximação é possível apenas em laboratórios especializados e não em salas de tratamentos radioterápicos que abrigam LINAC. No entanto, documentos como a NCRP report 151 (NCRP, 2005) recomenda a utilização de monitores de área para nêutrons, com calibração atual e rastreada, em ambientes contendo aceleradores operando com energia maior ou igual a 10 MV, com a finalidade de determinar o equivalente de dose absorvida por unidade monitora e a taxa de equivalente de dose ambiente.

LIU *et al* (1992) investigaram o efeito do campo magnético estático em alguns monitores de área como um dos principais fatores que podem afetar a resposta dos instrumentos. Os campos magnéticos com intensidade 7-10 mT podem sensibilizar monitores de área com peças de metal ferromagnéticos. Campos de 10 mT são comuns em instalações contendo aceleradores de alta energia. Os resultados

demonstraram que o efeito pode depender do modelo do instrumento, alinhamento do eixo do instrumento com as linhas de fluxo magnético, se o instrumento está parado ou se movendo em relação ao campo magnético e a intensidade do campo magnético.

2.3 – Medições e simulações computacionais realizadas próximo ao LINAC

FERNANDEZ et al. (2007) fizeram medições de nêutrons em uma instalação contendo um acelerador Varian 2100C, com energia do feixe primário igual a 18 MV em um campo 10 x 10 cm², utilizando um conjunto de esferas de Bonner com detectores passivos onde se obteve a taxa de fluência em energia dos nêutrons e do equivalente de dose ambiente avaliados em dois pontos: no isocentro e no ponto situado a 1 metro do isocentro. Neste estudo os pesquisadores analisaram a possibilidade de utilizar o espectrômetro esferas de Bonner com folhas de ouro como sistema de detecção na proteção radiológica para a dosimetria de nêutrons nestas instalações. Foram utilizadas oito esferas com mesma densidade e diâmetros diferentes. As esferas foram irradiadas sequencialmente para cada ponto com dose de radiação gama de 1 Gy.min⁻¹ no isocentro e de 6 Gy.min⁻¹ a um metro do isocentro. O tempo de irradiação para cada esfera foi de 10 minutos. A matriz resposta do novo sistema de detecção foi calculada por simulação de Monte Carlo para nêutrons com várias energias, utilizando-se o código MCNPX - 2.4.0. A matriz resposta foi verificada pela análise dos dados obtidos na irradiação com a fonte ²⁵²Cf referenciada pela norma ISO 8529-1. Foi utilizado um procedimento estatístico CDM (compliant deconvolution method) para se obter a componente dada pelo modelo ressonância de dipolo gigante (evaporação + emissão direta + térmico) e a componente do modelo da soma dos espectros (rápido + intermediário + térmico). Os valores do equivalente de dose ambiente obtido no isocentro e a 1 metro do isocentro pela componente de dipolo gigante foram 346,6 mSv.h⁻¹ e 416,9 mSv.h⁻¹, respectivamente, com contribuição de

89% na dose de nêutrons rápidos no isocentro e 81,4% a 1 metro do isocentro. Para a componente do modelo da soma dos espectros os valores do equivalente de dose ambiente no isocentro e a 1 metro do isocentro foram 365 mSv.h⁻¹ e 522 mSv.h⁻¹, respectivamente, com contribuição de 94,8% na dose de nêutrons rápidos no isocentro e 90,8% a 1 metro do isocentro.

GOLNICK et al. (2007) realizaram medições de nêutrons próximo ao acelerador linear Varian 2300C/D, operando a 15 MV, por meio de dois métodos complementares de recombinação para determinar a contribuição de nêutrons na dose absorvida. No trabalho o equivalente de dose ambiente foi obtido pelo produto da dose absorvida D*(10) e o índice de recombinação da qualidade da radiação. O equivalente de dose ambiente devido aos nêutrons foi estimado utilizando-se o fato de que o índice de recombinação da qualidade de radiação é uma contribuição total de fótons e nêutrons gerados no acelerador. Foram utilizadas duas câmaras de ionização de tecido equivalente, operando nas condições iniciais de recombinação de íons no gás. A condição de calibração das câmaras foi que o espectro em energia dos nêutrons no campo de investigação é similar ao espectro de nêutrons da fonte de calibração. As fontes utilizadas na calibração foram ¹³⁷Cs e ²⁵²Cf e as câmaras de ionização foram utilizadas para fazer medições a 50 cm e 100 cm do isocentro em um campo 10x10 cm² no feixe de intensidade de 100 MU.min⁻¹. As taxas do equivalente de dose ambiente devido aos nêutrons obtidas experimentalmente pela câmara F1 a 50 cm e 100 cm do isocentro foram respectivamente, 72 mSv.h⁻¹ e 37 mSv.h⁻¹. Na câmara T7 as medidas realizadas para o mesmo tamanho de campo e nas mesmas distâncias foram 82 mSv.h⁻¹ e 34 mSv.h⁻¹.

MARTÍNEZ *et al.* (2010) calcularam utilizando o código MCNPX o equivalente de dose ambiente e o equivalente de dose individual em diferentes pontos localizados dentro de duas salas de tratamento radioterápico, uma contendo o acelerador Varian de 15 MV e outra com um Elekta de 15 MV. Os valores das taxas de equivalente de dose ambiente para nêutrons dependem da posição e resultaram na faixa entre 1,2 e

419 mSv.h⁻¹ para a sala de tratamento contendo o acelerador Elekta e entre 0,96 e 1140 mSv.h⁻¹ para a sala de tratamento contendo o acelerador Varian.

ZABIHZADEH *et al.* (2009) utilizaram um método simplificado de Monte Carlo para calcular a dose de nêutrons em diferentes distâncias do isocentro para diferentes feixes de fótons. Concluíram que a dose de nêutrons no plano do paciente é função da energia dos fótons, do tamanho do campo e da distância do isocentro. No labirinto, a dose de nêutrons é independente do tamanho do campo e diminui com distância. O pico de energia dos nêutrons térmicos é aproximadamente o mesmo em diferentes posições dentro da sala e diminui ao longo do labirinto. No entanto, os resultados indicaram à ausência de nêutrons rápidos no labirinto.

KRÁLÍK *et al.*(2014) mediram o espectro de nêutrons próximo a dois tipos de aceleradores lineares clínicos de 18 MV, Varian Clinac 2100 C/D e Siemens ARTISTE, com espectrômetro de multi-esferas de Bonner substituindo um detector ativo de nêutrons térmicos por um de ativação feito de manganês puro. Observaram que o modelo Varian produz mais nêutrons por 1 gray no isocentro do que o modelo Siemens e ambos diferem na dependência da fluência de nêutrons gerados com o tamanho de campo. Segundo os autores, quanto maior a unidade monitora (MU) maior será o número de nêutrons produzidos, e quanto maior for abertura de campo menor é o número de nêutrons gerados.

Capítulo 3 Considerações Teóricas

3.1 – Características gerais dos nêutrons

Os nêutrons possuem características bastante distintas quando comparados com os outros tipos de radiações como alfa, beta e gama, uma vez que, devido à ausência de cargas, os nêutrons cruzam facilmente as camadas eletrônicas sem sofrer interferência com a barreira coulombiana e interagem diretamente com o núcleo atômico. Além disso, o nêutron possui massa semelhante ao próton e só é estável quando está ligado a um núcleo. Quando ele está livre tem meia-vida de 10,4 minutos decaindo em um próton, um elétron e um antineutrino (http://atom.kaeri.re.kr/ton/, 2013).

O amplo intervalo de energia atribuído aos nêutrons e a probabilidade de ocorrência das diversas formas de interações com a matéria, faz com que eles sejam classificados por meio de faixas de energia. A classificação mais convencional divide os nêutrons em três faixas de energia: de 0 a 0,5 eV para nêutrons térmicos, entre 0,5 eV e 100 keV para nêutrons epitérmicos e acima de 100 keV para nêutrons rápidos. A classificação dos nêutrons térmicos é devido ao seu equilíbrio térmico com o meio, e a sua distribuição de energia pode ser aproximada por uma distribuição de Maxwell-Boltzmann. Os nêutrons epitérmicos, geralmente, resultam da colisão dos nêutrons rápidos com materiais de baixo número atômico e a sua distribuição é proporcional ao inverso da velocidade (BECKURTS, 1964). Os nêutrons epitérmicos e rápidos estão em faixas de energia onde ocorrem a maior parte dos processos de interação com um núcleo alvo.

3.2 - Interação dos nêutrons com a matéria

A interação dos nêutrons com a matéria ocorre em um processo diferente ao das partículas carregadas e da radiação eletromagnética; sua interação se dá por meio de reações nucleares. A ausência de cargas nos nêutrons faz com que eles interajam diretamente com o núcleo ou aproximem-se o suficiente do núcleo para as forças nucleares agirem. E, ao contrário da radiação gama, as radiações secundárias são frequentemente núcleos de recuo com alto poder de ionização, principalmente para materiais hidrogenados. A reação dos nêutrons com os núcleos pode ser representada como:

$$X_Z^{A+n_0^1} \rightarrow \left(Y_Z^{A+1}\right)^* \tag{1}$$

onde $(Y_Z^{A+1})^*$ representa o núcleo composto em um estado excitado. O núcleo composto permanece num estado excitado no período curto de 10⁻²⁰ a 10⁻¹² segundos. O excesso de energia pode ser removido pela emissão de uma ou mais partículas (PRICE, 1964).

A interação dos nêutrons com a matéria está associada com a probabilidade de um evento particular ocorrer entre um nêutron e um núcleo, ou seja, a secção de choque microscópica. Nêutrons de mesma energia ao interagirem podem mudar sua direção e energia e sair da amostra, outros podem não emergir da amostra e outros podem passar sem interagir. Os nêutrons possuem dois tipos principais de interações com os núcleos que são o espalhamento ou a absorção, sendo que, as seções de choque de cada interação variam muito com a energia do nêutron e com o núcleo alvo.

No espalhamento, a velocidade dos nêutrons muda após a interação. A quantidade de prótons e nêutrons nos núcleos é mantida, no entanto, estes apresentam uma velocidade de recuo podendo ficar em um estado excitado, o que levará a liberação de radiação. Os eventos de espalhamento podem ser subdivididos

em elásticos ou inelásticos. No espalhamento elástico, a energia cinética total dos nêutrons e dos núcleos não muda na interação: uma fração da energia cinética do nêutron é transferida para o núcleo. A expressão da energia média transferida por um nêutron de energia cinética E na interação com um núcleo de massa atômica A, é dada por:

$$E' = \frac{2EA}{\left(A+1\right)^2} \tag{2}$$

Na expressão observa-se que a perda da energia cinética dos nêutrons é maior em interações onde a massa atômica do núcleo é equivalente a 1. O número de colisões necessárias para perder uma determinada quantidade de energia é menor em núcleos com baixa massa atômica. No espalhamento inelástico os núcleos sofrem um rearranjo interno ficando em um estado excitado, a partir do qual, liberam radiação. A energia cinética total do nêutron e do núcleo depois da interação é menor do que a energia cinética do nêutron incidente, pois, parte da energia cinética inicial é utilizada para deixar o núcleo em um estado excitado (PRICE, 1964).

O espalhamento inelástico é um importante mecanismo na degradação da energia dos nêutrons rápidos. A seção de choque deste evento aumenta com a energia do nêutron e com o número atômico do material. Materiais que apresentam esta propriedade são utilizados na blindagem dos nêutrons rápidos (PRICE, 1964). Elementos pesados ou moderadamente pesados, como ferro, bismuto, tungstênio, são utilizados na blindagem dos nêutrons rápidos com energias acima de 1 MeV.

Além de serem espalhados pelos núcleos, os nêutrons podem ser absorvidos ou capturados ocorrendo uma variedade de emissões nessas interações. Partículas carregadas como próton, deutério e partículas alfa podem ser emitidas. Os núcleos podem reorganizar a sua estrutura interna e liberar um ou mais raios gama. Pode ocorrer um evento de fissão, levando a dois ou mais fragmentos de fissão e mais nêutrons.

Na interação dos nêutrons com o tecido humano, as colisões elásticas dos nêutrons com os núcleos de hidrogênio, abundantes no tecido humano, produzem prótons de recuo. Da mesma forma, colisões elásticas com os núcleos mais pesados, como o carbono e oxigênio, também presentes no corpo humano, produzem também prótons de recuo. A massa dos prótons e dos outros núcleos de recuo são maiores que a dos elétrons, logo eles geram mais ionizações, resultando em maiores danos ao tecido.

3.2.1 – Tipos de reações

As reações provenientes das interações dos nêutrons com a matéria dependem da energia do nêutron. Os vários tipos de reações e suas seções de choque são listados a seguir (LAMARSH, 1983).

- A reação (n,n): ocorre no espalhamento elástico, parte da energia cinética inicial do nêutron é transmitida para o núcleo, o qual não fica em estado excitado. Átomos com baixo número atômico, como por exemplo, o hidrogênio recebe maior fração de energia por terem menor massa atômica.
- 2. As reações (n, n'), (n, nγ) e (n, 2n): ocorrem no espalhamento inelástico e na incidência de nêutrons rápidos. Na reação (n, nγ) o excesso de energia do núcleo é removido pela emissão de raios gama. Na reação (n, n') o núcleo permanece em um estado metaestável. A reação (n, 2n) ocorre na incidência de nêutrons com energias iguais ou superiores a 10 MeV.
- 3. Reação (n, γ): ocorre na captura ou absorção simples de nêutrons térmicos em quase todos os nuclídeos. Esta reação também ocorre com alta probabilidade para uma quantidade de nuclídeos com energia variando na faixa epitérmica. Os raios gama emitidos na reação possuem geralmente energias de vários MeV.
- Reações (n,p), (n, d), (n, α), (n, t): ocorrem na interação por absorção, nas quais há ejeção de partículas carregadas. Estes tipos de reações são mais

prováveis para nuclídeos leves e nêutrons rápidos incidentes. A exceção é a reação (n, α) o qual ocorre com a incidência de nêutrons térmicos.

 Reações (n, f): ocorre na interação por absorção na incidência de nêutrons térmicos no ²³⁵U, ²³⁹Pu e ²³³U e com nêutrons rápidos em muitos nuclídeos pesados.

3.3 – Fontes de nêutrons

Os nêutrons são produzidos a partir de processos de fissão espontânea e reações nucleares. As fontes de nêutrons de fissão espontânea têm como característica a emissão de nêutrons rápidos por núcleos que possuem uma alta probabilidade de sofrer fissão espontânea. A fonte mais comum de fissão espontânea é o 252 Cf e a sua meia vida é de 2,645 ± 0,008 anos (http://atom.kaeri.re.kr/, 2013). As fontes de nêutrons obtidas por reações nucleares podem ser do tipo (α , n) ou (γ , n).

As fontes do tipo (α , n) são obtidas a partir da mistura de um nuclídeo com elementos de número atômico menor (⁶Li, ⁷Li, ⁹Be, ¹⁹F, ¹⁰B, ¹¹B, etc), e outro maior emissor alfa(²¹⁰Po, ²⁴¹Am, ²³⁹Pu, ²³⁸Pu, ²²⁶Ra, etc). A combinação de um nuclídeo emissor alfa produz com o elemento alvo uma reação nuclear onde há emissão de nêutrons. As fontes do tipo (γ , n) são obtidas utilizando o mesmo princípio sendo que na combinação o nuclídeo é um emissor beta e gama de alta energia (⁵⁶Mn, ¹²⁴Sb, ⁷²Ga, ¹⁴⁰La e ²⁴Na) e produz com o elemento alvo (⁷Be e ²H) uma reação nuclear do tipo (γ , n) têm a desvantagem de terem emissores gama de curta meia-vida e a alta emissão gama aumenta a periculosidade de seu manuseio (SANTOS, 2006; ZAMBONI, 2007).

As fontes que produzem nêutrons por reações nucleares do tipo (α, n) ou (γ, n) ou ainda por fissão espontânea são classificadas como fontes de nêutrons isotópicas. As fontes isotópicas de amerício-berílio, amerício-boro, califórnio-252 e califórnio-252 definido como referência em um meio moderador com água pesada, possuem

espectros de referência listados na norma ABNT NBR ISO 8529 (ISO 8529-1, 2001). Esta norma é dividida em três partes, sendo que a primeira parte fornece vários campos com diferentes energias médias. Este documento descreve o uso de radionuclídeos incluindo aqueles com moderadores, de reações nucleares em aceleradores com partículas carregadas e de reatores nucleares para gerar os campos de referência de nêutrons. A faixa de energia é muito ampla, começa em cerca de 0,025 eV (nêutrons térmicos) e se estende até mais de 100 MeV em aceleradores de partículas de alta energia ou em vôos de altitude (AMBROSI, 2009). Certas fontes isotópicas como a plutônio-berílio não possuem referência na ISO, porém, as informações a respeito de seu espectro podem ser encontradas no documento da IAEA (TRS , 2001).

Além dessas fontes, a produção de nêutrons a partir da reação nuclear (γ , n) ocorre também em aceleradores lineares clínicos com energia acima de 10 MeV. As próximas seções apresentam, de forma detalhada, a produção de nêutrons nesses equipamentos.

3.4 - Aceleradores lineares clínicos (LINACs)

Os aceleradores lineares clínicos (LINAC) surgiram com a finalidade de tratar os tumores em diferentes profundidades com maior eficiência. Seu funcionamento se baseia em acelerar elétrons sujeitos a um campo elétrico através de uma estrutura constituída por anéis metálicos (eletrodos) ligados a uma fonte de radiofrequência (RF). Utiliza-se um gerador de tensão alternada sincronizado com a velocidade dos elétrons para proporcionar aceleração entre os anéis metálicos. Para não perder o sincronismo a distância entre os anéis aumenta conforme o princípio básico de aceleração no tubo de ondas progressivas. O feixe de elétrons acelerados é conduzido, por meio de um sistema de transporte, para o cabeçote onde é tratado de forma a torná-lo homogêneo e colimado. Para medir a quantidade de radiação fornecida pelo acelerador e controlar a simetria do feixe utiliza-se um sistema com

duas câmaras de ionização. Os aceleradores apresentam campos magnéticos de poucos décimos de um tesla gerado ao redor da componente magnetron (ou klystron), que é responsável por fornecer energia para aceleração de elétrons.

Os aceleradores lineares mostram a dose entregue por meio de um número denominado Unidade Monitor - UM (MU – Monitor Unit), no painel do equipamento. Com auxílio de uma câmara de ionização e um fantoma, determina-se a dose entregue para cada unidade monitor (taxa de dose). Essa medida é denominada Dose Monitor (MD - Monitor Dose) a qual quantifica a dose entregue para cada Unidade Monitor. A leitura da dose total, a partir do número de unidades monitor, no painel do equipamento, é realizada utilizando um fator de correção obtido a partir da medição da taxa de dose. Para facilitar a leitura, quando houver medição da taxa de dose, com a câmara de ionização, ajusta-se o rendimento do equipamento (um potenciômetro), para um valor exato de dose para cada unidade monitora (NANDI, 2004).

3.4.1 - Produção do feixe contaminante nos LINAC

No cabeçote do acelerador, a produção do feixe de fótons sucede da interação do feixe de elétrons com um fino disco de metal (alvo), com boa resistência às altas temperaturas e com características específicas para diferentes faixas de energia. No caso de feixe de elétrons com energias entre 8 e 15 MeV, utiliza-se um material de alto número atômico, o chumbo. A produção do feixe de fótons ou elétrons é montada em uma única estrutura, conforme a Figura 3.1.



Figura 3.1. Esquema da produção do feixe de fótons nos aceleradores clínicos (KRÁLÍK, 2014).

Na produção de fótons, são inseridos o alvo e o filtro aplanador no caminho do feixe de elétrons. Para produção de elétrons, retira-se o alvo e substitui-se o filtro aplanador por uma lâmina ou folha espalhadora. O filtro aplanador tem a função de atenuar o feixe de fótons de maior energia que estão concentrados na parte central do feixe, tornando homogêneo o campo de irradiação. No tratamento com elétrons, é necessário que o feixe produza uma distribuição uniforme de dose no campo de irradiação, utiliza-se uma lâmina fina, cerca de 0,3 mm de chumbo ou cobre, para produzir um espalhamento (SCAFF, 1997).

O paciente é tratado de forma que o posicionamento do tumor se encontre no isocentro que é o ponto no espaço onde se encontra o eixo de rotação do *gantry*, o eixo de rotação do colimador e o eixo de rotação da mesa (Figura 3.2). O isocentro se localiza a 100 cm do alvo e é nesse ponto onde se concentra a dose máxima. A partir dele, a dose cai progressivamente, formando curvas de isodose com decaimento não linear de valor proporcional à dose em relação ao ponto central.



Figura 3. 2. Esquema do posicionamento do isocentro.

Na produção do feixe de fótons, os elétrons com energia acima de 10 MeV ao interagir com o alvo, filtro aplanador, colimadores e outros materiais de alto número atômico presentes no acelerador produzem, além de fótons de raios X de freamento, nêutrons. A produção dos fotonêutrons nos aceleradores clínicos se deve principalmente ao fenômeno de ressonância de dipolo gigante. Esse fenômeno é caracterizado pela emissão de nêutrons por núcleos que foram excitados pela absorção de fótons. A condição necessária para ocorrer esse fenômeno é quando a energia dos fótons incidentes é próxima a energia de ligação dos nucleons. A seção de choque da ressonância de dipolo gigante para núcleos de alto número atômico (A>40) é da ordem de 0,1 barn para energias entre 13-18 MeV. A seção de choque máxima para A>40 ocorre próximo ao valor de energia igual 80.A^{-1/3} (MeV) (BEDOGNI, 2006).

Os nêutrons também podem ser produzidos, em menor magnitude, na incidência do feixe de elétrons com os componentes do acelerador através da interação dos elétrons com os prótons via fótons virtuais, que são portadores responsáveis pela interação eletromagnética e possuem propriedades diferentes dos fótons (ONGARO et al, 2000).

3.4.2 – Espectro dos fotonêutrons

No espectro de fotonêutrons gerados nos aceleradores clínicos através da ressonância de dipolo gigante, é possível identificar dois grupos de nêutrons: um majoritário que apresenta distribuição Maxweliana de energia, composto por nêutrons de evaporação, e outro composto por nêutrons diretos que são produzidos pela interação direta entre o fóton e o nêutron do núcleo atômico alvo, que representam cerca de 12% do espectro total de fotonêutrons (TOSI *et al*, 1991).

O espectro dos nêutrons de evaporação é um resultante da deposição gradual de energia dos fótons nos núcleos alvos, tornando-os "quentes" (excitados). Com o "resfriamento" (decaimento) do núcleo composto, ocorre emissão de um nêutron, chamado por este motivo de nêutron de evaporação. Sua fluência espectral ϕ_E pode ser descrita pela distribuição Maxwelliana (equação 3), onde T é a temperatura nuclear em MeV.

$$\phi_{\rm E} = \frac{\rm E}{\rm T^2} \exp\!\!\left(-\frac{\rm E}{\rm T}\right) \tag{3}$$

Para os materiais de alto número atômico presentes no acelerador, a temperatura nuclear encontra-se entre 0,4 e 1,0 MeV, dependendo da energia de saída. A energia mais provável (o pico do espectro) é em E = T e a energia média é E = 2T. Os nêutrons diretos aparecem como uma protuberância na região mais energética do espectro (KRÁLIK *et al*, 2008). Os nêutrons de evaporação são emitidos isotropicamente e os nêutrons de emissão direta têm maior energia e podem ser emitidos de maneira não isotrópica. O espectro resultante dos fotonêutrons gerados nos aceleradores lineares de uso médico é similar ao espectro de fissão, com um pico próximo a 2 MeV.

O espectro de energia dos fotonêutrons dentro da sala do acelerador é degradado devido às interações nas estruturas da máquina e ao espalhamento nas superfícies de concreto. A energia média dos nêutrons espalhados nas paredes é de

0,4 MeV. Além dos nêutrons de evaporação e de emissão direta, existirão também nêutrons térmicos e ainda nêutrons e raios gama energéticos gerados pós captura (FACURE, 2006).

3.5 – Sistemas de detecção

Os sistemas de detecção da radiação podem ser classificados conforme seu modo de operação, modo pulso ou não. No modo pulso a saída dos detectores é uma série de sinais separados ou determinados no tempo, onde cada sinal representa a interação de uma partícula nuclear com o detector. O Geiger-Müller e os monitores de área para nêutrons são exemplos de detectores que utilizam o modo pulso. Nos sistemas que não operam no modo pulso, a medição direta é o efeito médio devido às interações da radiação nos detectores. A câmara de ionização utiliza esse sistema de detecção, a corrente de saída deste instrumento é proporcional ao número de partículas incidentes no detector por unidade de tempo (PRICE, 1964).

Existem diferentes tipos de detectores com características distintas de interação da radiação com o detector. Os detectores do tipo gasosos, tais como, câmara de ionização, Geiger-Müller e o contador proporcional, a detecção é baseada na interação da radiação com o gás para a ionização do mesmo. Nos cintiladores a detecção é baseada na produção de estados excitados nos cristais cintiladores, os quais ao voltarem ao estado fundamental produzem emissão de luz. Nos semicondutores, um campo elétrico é estabelecido em um meio semicondutor de baixa condutividade elétrica, quando uma partícula carregada atravessa esse meio é produzido um par elétron-buraco que são coletados pelo eletrodo.

3.5.1 – Métodos de detecção de nêutrons

Os métodos de detecção de nêutrons podem ser classificados em ativos (ou dinâmicos) e passivos. Nos métodos de detecção passiva, a medição de nêutrons não

é imediata, no entanto, os resultados da exposição à radiação podem ficar gravados por um longo período. A radiografia de nêutrons é um exemplo deste método, no qual um feixe de nêutrons sensibiliza a emulsão situada entre camadas finas conversoras contendo gadolínio através de elétrons de conversão, emitidos mediante a absorção de nêutrons, que podem entrar na emulsão e levar a sua sensibilização. As folhas conversoras de gadolínio ou cádmio são utilizadas para avaliar a exposição do filme para nêutrons térmicos (KNOLL, 1989). Os TLDs do tipo LiF e o Li₂B₄O₇ também são métodos de detecção passiva. Eles são empregados na monitoração individual de nêutrons devido à alta seção de choque neutrônica do lítio (MARTINS, 2008).

O método ativo possibilita determinar a indicação imediata da medição de nêutrons através da fluência ou equivalente de dose. O Banho de Sulfato Manganês (BSM) é classificado como um método ativo, pois determina a fluência de uma fonte de nêutrons a partir da ativação do manganês pertencente à substância sulfato manganês (MnSO₄). Além do BSM, podemos citar os contadores proporcionais que são os detectores mais utilizados na dosimetria de nêutrons. O princípio de ativação de um equipamento denominado monitor de área para nêutrons, o qual contém esse tipo de detector.

3.5.2 - Monitores de área para nêutrons

Os monitores de área para nêutrons são utilizados rotineiramente para determinar a taxa de dose em áreas onde pessoas são ocupacionalmente expostas, definir áreas de controle e monitorar níveis de taxa de dose. A utilização desses equipamentos na monitoração radiológica em instalações radioterápicas que possuem aceleradores clínicos de alta energia é de grande interesse para a radioproteção. Esses instrumentos apresentam particularidades no seu funcionamento quando comparado com outros detectores, dentre as particularidades está o princípio físico

utilizado para detectar os nêutrons, o qual está relacionado à interação dos nêutrons com os materiais presentes nos detectores.

3.5.2.1 - Princípio da detecção nos monitores de área para nêutrons

Em geral os monitores de área para nêutrons são construídos com três componentes fundamentais: moderador, detector e a eletrônica associada. O princípio físico desses monitores se baseia na incidência de nêutrons no componente denominado moderador. Os moderadores de nêutrons são materiais que possuem a probabilidade de aumentar a interação dos nêutrons com o propósito de reduzir ou moderar a velocidade dos nêutrons. A comparação da moderação de nêutrons em diferentes materiais pode ser feita utilizando o poder de moderação. Se um material tiver um grande poder de moderação quando comparado com outros, menor espessura desse material será necessária para realizar o mesmo grau de moderação. Em geral, na moderação, dois fatores importantes devem ter valores elevados para que um material seja um bom moderador de nêutrons: a seção de choque de espalhamento e a energia média perdida no espalhamento (CRANE *et al*, 1991).

O polietileno é comumente utilizado como moderador na detecção de nêutrons por apresentar alto poder de moderação e razão de moderação. No polietileno uma grande fração dos nêutrons é retida em certa profundidade, pois esses nêutrons tiveram várias colisões levando a perda quase que total da sua energia cinética. A presença de um detector de nêutrons térmicos posicionado nesta profundidade otimiza a detecção de nêutrons. Para moderação por colisão elástica materiais com baixo número atômico são mais eficazes desde que esses materiais possam absorver a maior quantidade de energia dos nêutrons por colisão. Materiais que contém uma grande quantidade de hidrogênio são bons moderadores, água e parafina são exemplos desses materiais.

Os detectores para nêutrons utilizados nos monitores de área são detectores gasosos enriquecidos com materiais de alta secção de choque para nêutrons térmicos. No gás do detector, os nêutrons termalizados interagem produzindo partículas carregadas que provocam uma densa ionização nesse gás. Entre os gases mais utilizados para a interação com os nêutrons destacam-se, o BF₃ com reação ¹⁰B(n, α)⁷Li e o ³He com reação ³He(n, p)³H, ambos com alta secção de choque de captura para nêutrons térmicos, 3840 b para ¹⁰B e 5330 b para ³He, respectivamente. No caso do ³He, o nêutron causa uma fragmentação do núcleo em um núcleo de trítio (³H), e um próton (¹H), liberando uma energia de 765 keV. Para o ¹⁰B, o núcleo dividese em um núcleo de hélio (partícula alfa) e núcleo de lítio liberando uma energia de 2310 keV. Nesta reação, em 94% de sua frequência, o núcleo de lítio é deixado em um estado excitado que posteriormente decai emitindo um raio gama de 480 keV. Cerca de 6% da frequência, o núcleo de lítio é deixado no estado fundamental, de modo que uma energia de 2790 keV é depositada no detector (KNOLL, 1989).

A detecção de nêutrons exige a transferência de parte ou toda energia dos nêutrons para as partículas carregadas produzidas nas reações do nêutron com o gás. As partículas carregadas ionizam e excitam os átomos ao longo de sua trajetória até perderem toda a sua energia. Em um detector cheio de gás, cerca de 30 eV são necessários para criar um par de íons. Quando uma voltagem positiva é aplicada ao anodo, os elétrons se movem em direção a ele e os íons carregados positivamente se moverão em direção à parede do tubo (cátodo), produzindo um sinal de saída elétrica de magnitude dependente da voltagem aplicada, da geometria do contador e do gás de preenchimento. Estes parâmetros determinam se o detector opera na região de ionização, na região proporcional, ou na região Geiger-Mueller. Para a detecção indireta de nêutrons através da ativação, os detectores a gás preenchidos com ³He ou BF₃ operam na região proporcional. Os contadores de nêutrons que operam nesse modo podem fornecer uma corrente de saída média ou pulsos individuais, dependendo da eletrônica associada. A medição apenas da corrente de saída média

útil para a dosimetria de nêutrons, e para o modo pulso, onde os eventos individuais podem ser registrados, é útil na análise de materiais nucleares (CRANE *et al.*, 1991).

Após a interação inicial dos nêutrons ter ocorrido no volume sensível do detector, o restante do equipamento de detecção para nêutrons a gás é similar aos detectores gasosos, apesar de haver mudanças na alta tensão ou ajustes de ganho do amplificador para compensar as mudanças na magnitude do sinal detectado. A interação do nêutron com o detector libera uma carga na entrada do circuito eletrônico. Esse pulso de carga é considerado um pulso de sinal de entrada. O instrumento de medição para a contagem dos pulsos é composto de três unidades com a finalidade de modelar o pulso. Essas unidades são o amplificador, o discriminador e o multiplicador de frequências. No amplificador os pulsos são amplificados e conformados. A função do discriminador é deixar passar apenas os pulsos desejados. O multiplicador de freqüências conta os pulsos que passam pelo discriminador. A figura 3.3 mostra uma configuração típica para a contagem de nêutrons com um detector a gás.



Figura 3.3. Diagrama dos detectores de nêutrons a gás (KNOLL, 1979).

3.5.2.2 – Propriedades gerais dos monitores de área para nêutrons

A informação sobre a energia do nêutron incidente não pode ser obtida pelo monitor de área. O instrumento indica a taxa do equivalente de dose ambiente que é
determinada pela taxa do pulso gerada pelos íons, que é convertida em taxa de contagem, na qual não há contribuição de possíveis contagens geradas por fótons abaixo de um nível de discriminação. A taxa de contagem é multiplicada por uma constante de calibração para obter a taxa de equivalente de dose ambiente ou dependendo do modo no qual o instrumento opera. Em geral, os detectores de ³He e BF₃ possuem eficiência elevada para os nêutrons térmicos, e baixa probabilidade de interação para a radiação gama, no entanto, os detectores preenchidos com ³He são melhores por terem boa resolução, mistura de gás uniforme e podem operar em altas pressões com melhor eficiência de detecção, todavia, o gás BF₃ é mais barato em comparação com ³He.

A secção de choque para os gases (Figura 3.4) utilizados na interação com os nêutrons dentro do detector cai rapidamente com o aumento da energia dos nêutrons, isso significa que um instrumento baseado na detecção de nêutrons térmicos, requer na prática, muito cuidado na sua construção. O problema de detectar nêutrons em campos que possuem ampla faixa de energia utilizando a dependência energética das reações de captura, em geral, envolve uma grande moderação de nêutrons para melhorar a eficiência com que os nêutrons rápidos são detectados. Um modelo simples pode superestimar a resposta para nêutrons epitérmicos, para evitar isso, uma camada de material absorvedor de nêutrons térmicos fica localizada a uma profundidade intermediária do moderador. Na prática, esta camada geralmente é perfurada para que a resposta para nêutrons térmicos não seja subestimada. O resultado é um instrumento que detecta nêutrons térmicos e rápidos com resposta de equivalente de dose aproximadamente iguais, mas que pode levar a erros significativos para nêutrons epitérmicos. No entanto, mesmo para os campos que têm fluência significativa na faixa de energia dos nêutrons intermediários a maior componente de equivalente de dose é geralmente de nêutrons rápidos (TANNER et al., 2006).



Figura 3.4. Secção de choque para ${}^{10}B(n, \alpha) e {}^{3}He(n,p)$ em função da energia do nêutron.

Os monitores de área para nêutrons foram projetados para ter uma resposta aproximadamente isotrópica, ou seja, ter uma resposta que seja o mais independente possível da energia do nêutron e do ângulo de incidência. No entanto, devido às dificuldades de projetar monitores com essa característica isotrópica, eles são todos deficientes em termos de energia e dependência angular para certas medições. Cada instrumento tem uma direção de referência específica, que é cuidadosamente selecionada para evitar a modificação da resposta pela eletrônica, baterias e cabos, que são componentes dos detectores.

O contador proporcional BF₃ pode discriminar raios gama em campos mistos, ou seja, em campos onde há presença de raios gama junto com o fluxo de nêutrons. Os raios gama interagem primeiramente com a parede do detector e produzem elétrons secundários que ionizam o gás. O *stopping power* para elétrons no gás é muito baixo, logo um elétron irá depositar apenas uma pequena fração da sua energia inicial no gás e consequentemente a maioria das interações de raios gama irá resultar em pulsos de baixa amplitude. Um simples aumento na amplitude de discriminação pode eliminar facilmente os pulsos gerados pelos raios gama sem prejudicar a eficiência de detecção dos nêutrons. No entanto, se o fluxo de raios gama for alto,

várias complicações podem reduzir a eficácia dessa discriminação, porque para altas taxas a acumulação de pulsos resulta em amplitudes do pico aparente para raios gama que são consideravelmente maiores em comparação com um pulso individual. Para os tubos proporcionais preenchidos com ³He a baixa energia liberada pela reação de conversão faz com que a discriminação dos pulsos produzidos pelos raios gama seja mais difícil em relação ao tubo BF₃ que possui energia liberada pela reação maior. Essa energia está relacionada com a energia cinética dos produtos das reações (KNOLL, 1989; TURNER, 1995).

3.6 - Espectrometria de nêutrons

O espectro em energia de nêutrons pode ser determinado baseando-se no princípio de detecção dos nêutrons. Há várias técnicas para medir a distribuição de energia dos nêutrons, as mais utilizadas são: espectrometria por núcleo de recuo, método do tempo de voo, espectrômetros de detectores limiares e espectrômetros baseados em reações nucleares. Nos métodos que se baseiam nas reações nucleares produzidas pelos nêutrons, a reação ${}^{3}\text{He}(n,p){}^{3}\text{H}$, é largamente utilizada na determinação do espectro de nêutrons tendo como instrumentação detectores proporcionais ou câmaras de ionização, e cobre uma faixa de energia de 0,05 a 5 MeV A reação ${}^{6}\text{Li}(n,\alpha){}^{3}\text{H}$ é utilizada na análise do espectro à base de cintilação (ALEVRA, 2003).

O uso de um sistema de moderação é o princípio físico utilizado pela espectrometria baseada em multiesferas ou esferas de Bonner. O tipo de interação do nêutron com as esferas depende da energia do nêutron e do diâmetro da esfera. As possíveis interações dos nêutrons nas esferas estão representadas na Figura 3.5. Na situação 1, o nêutron interage com a esfera por colisão elástica e depois escapa da esfera. Em 2, o nêutron com energia mais alta é termalizado devido à sucessivas colisões com o polietileno, material moderador, e depois escapa da esfera. Em 3, o

nêutron sofre numerosas interações com o polietileno. Em 4, o nêutron é termalizado e detectado.

A resposta de cada esfera depende da energia do nêutron e por consequência da interação do mesmo com a esfera. Para esferas com diâmetro menor, a interação do nêutron de baixa energia segue os quatro tipos de interação (Figura 3.5), no entanto, para nêutrons de alta energia não ocorre as interações do tipo 1 e 2. Para esferas de maior diâmetro, o efeito da moderação, conforme a interação do tipo 4, é consideravelmente maior, sendo assim, para nêutrons de alta energia a probabilidade de ser termalizado e detectado aumenta. Na interação de nêutrons de baixa energia com esferas maiores, que não escapam, a interação dominante é do tipo 3, o que resulta em uma resposta menor (ALEVRA, 2003).

A determinação do espectro é feita a partir das medições da taxa de contagem para cada sistema esfera-detector e pelo uso de técnicas de desdobramento de espectros. O espectrômetro baseado em multiesferas é o mais utilizado em laboratórios porque ele tem resposta aproximadamente isotrópica e detecta nêutrons em uma ampla faixa de energia que vai dos nêutrons térmicos até nêutrons na faixa do GeV.



Figura 3.5. Esquema da interação dos nêutrons nas esferas moderadoras (ALEVRA, 2003).

3.6.1- Redes Neurais Artificiais

A técnica de redes neurais artificiais é uma técnica computacional que apresenta um modelo matemático inspirado na estrutura neural de organismos inteligentes e que adquirem conhecimento através da experiência. Esta técnica pode ser utilizada no desdobramento de espectros de nêutrons. A rede neural é composta por várias unidades de processamento conectadas por canais de comunicação que estão associados a determinado peso. As unidades operam apenas sobre as entradas recebidas pelas suas conexões (Figura 3.6). A operação da unidade de processamento ocorre da seguinte forma:

- 1. Sinais são apresentados à entrada (x₁, x₂, x₃,...);
- Cada sinal é multiplicado por um peso acoplado (w₁, w₂, w₃,...), que indica em que grau ocorre o disparo do sinal na saída da unidade;
- 3. É feita a soma ponderada dos sinais que produz um nível de atividade;
- É aplicada uma função de ativação que ativa a saída ou não, dependendo do valor da soma ponderada das entradas.



Figura 3.6. Esquema do processamento na rede neural.

A função de ativação pode assumir diversas formas: linear, degrau, rampa, sigmoidal, dentre outras. As redes neurais são organizadas em camadas com unidades conectadas as unidades da camada posterior. Elas possuem a capacidade

de aprender através de exemplos e dar respostas coerentes a dados não apresentados à rede. Em geral, as redes neurais precisam de treinamento para ajustar os pesos de acordo com os padrões apresentados.

Nas redes de multicamadas cada camada tem uma função específica. A camada de saída, onde o resultado final é concluído e apresentado, recebe os estímulos da camada intermediária e constrói o padrão que será a resposta. As camadas intermediárias (Figura 3.7) funcionam como extratoras de características, seus pesos são uma codificação de características apresentadas nos padrões de entrada e permitem que a rede crie sua própria representação, mais rica e complexa, do problema. Com a existência de conexões certas entre as unidades de entrada e um conjunto suficientemente grande de unidades intermediárias, pode-se sempre encontrar a representação que irá produzir o mapeamento correto da entrada para a saída através das unidades intermediária (http://www.icmc.usp.br/pessoas/andre/research/neural/,2013).



Figura 3.7. Representação gráfica de uma rede neural com duas camadas intermediárias.

3.7 – O código Monte Carlo N-Particle (MCNP)

O estudo da resposta dos monitores para nêutrons de baixa energia é difícil de ser realizada experimentalmente devido à falta de fontes de nêutrons que possuam espectros predominantemente termalizados. No entanto, uma avaliação da resposta é possível utilizando métodos computacionais. O método de Monte Carlo pode ser aplicado para reproduzir um processo estatístico similar à interação de partículas nucleares no detector. O MCNP (Briesmeister, 2000) é um código de propósito geral que é utilizado para simular o transporte individual ou em conjunto de partículas, tais como, nêutrons, fótons e elétrons. Foi desenvolvido no LANL (*Los Alamos Nacional Laboratory*) e distribuído pelo RSICC (*Radiation Safety Information Computational Center*). Este código se baseia em técnicas de Monte Carlo por utilizar ensaios aleatórios e repetitivos para solucionar problemas físicos e matemáticos. O método estatístico Monte Carlo empregado no código obtém as respostas através da simulação de partículas e registrando alguns aspectos (tally) de seu comportamento médio. O comportamento médio da partícula no sistema físico é inferido, utilizando o teorema limite central, a partir do comportamento médio das partículas simuladas.

O MCNP possui uma biblioteca de dados atômicos e nucleares de energia contínua. Existem tabelas de dados nucleares para as interações dos nêutrons, nêutrons induzidos por fótons, interações dos fótons, dosimetria ou ativação de nêutrons e espalhamento térmico de partículas $S(\alpha, \beta)$. Cada tabela de dados disponíveis para o MCNP está listada em um diretório de arquivos chamado XSDIR. As tabelas de dados específicas podem ser selecionadas por meio de identificadores únicos para cada tabela, chamados ZAIDs. Esses identificadores geralmente contêm o número atômico Z, a massa atômica A e o identificador ID da biblioteca específica. Os dados utilizados para a secção de choque dos nêutrons térmicos são descritos pelos modelos gás livre e $S(\alpha, \beta)$.O modelo gás livre é um tratamento térmico aproximado utilizado pelo MCNP para considerar o movimento térmico. A tabela de dados para o tratamento por espalhamento $S(\alpha,\beta)$ inclui ligação química (molecular) e efeitos cristalinos que se tornam importantes à medida que a energia dos nêutrons torna-se suficientemente baixa. Dados em várias temperaturas estão disponíveis para água leve e pesada, grafite, polietileno, hidrogênio e outros (X-5 Monte Carlo Team, 2003).

No código é possível construir células a partir de interseções e/ou de uniões de regiões definidas por uma combinação de superfícies as quais são descritas através de equações analíticas. Essas superfícies são definidas através de mnemônicos (tipos de superfícies) que estão disponíveis no código e podem ser encontrados no manual do usuário. As células são definidas em cartões de células através das interseções, uniões e complementos de regiões existentes em superfícies definidas, sendo cada uma descrita através de um número que representa a célula, um número que representa o material e a densidade desse material.

O MCNP cria automaticamente um resumo das informações o que dá uma melhor compreensão da física do problema. Dentre as informações está presente a contagem completa da criação e perda de todos os rastos e sua energia, o número de rastos que entraram e reentraram na célula mais a população de rasto na célula, o número de colisões em uma célula, o livre caminho médio e a energia de rastos em uma célula. São fornecidos 7 tipos de comando (tally), dos quais 7 comandos para nêutrons (N), 6 comandos para fótons (P) e 4 comandos para elétrons (E). Os 7 comandos tally apresentados na tabela 3.7.1 representam os tipos básicos, para ter vários registros de um dado tipo de comando basta somar 10 ao número da tally.

Registro / Tally	Descrição
F1: N, P, E	Corrente integrada sobre uma superfície
F2:N, P, E	Fluxo médio sobre uma superfície
F4:N, P, E	Fluxo médio sobre uma célula
F5:N, P	Fluxo em um detector pontual
F6:N, P, E	Energia média depositada em uma célula
F7:N	Deposição de energia média de fissão de uma célula
F8:P, E	Distribuição de pulsos de energia criados em um detector

Tabela 3.7.1. Relação dos comandos existentes no código MCNP.

Os comandos tally do MCNP podem ser modificados de várias maneiras. Dentre elas através do uso de cartões multiplicadores, tais como EM e TM que multiplicam as quantidades de cada energia e tempo por diferentes constantes. Os cartões DE e DF permitem a modelagem de uma função dose dependente da energia. O cartão multiplicador FM multiplica os comandos tally F1, F2, F4 e F5 por qualquer quantidade de energia contínua disponível na biblioteca de dados, como por exemplo, as secções de choque total (X-5 Monte Carlo Team, 2003).

Os resultados obtidos no MCNP representam uma média das contribuições de muitas histórias simuladas, junto a essas médias está associado o erro estatístico. As estimativas desse erro fazem alusão à precisão do resultado por ter incerteza causada por flutuações estatísticas. O seu comportamento versus o número de histórias reflete na qualidade do resultado da simulação.

O código MCNP apresenta várias versões, sendo o MCNP3 a primeira versão distribuída pelo RSICC. Nas versões subsequentes MCNP3A e MCNP3B foram incluídas características de representações gráficas. Na versão MCNP4 foi adicionado o transporte de elétrons, o registro da altura de pulso, aproximação de frenagem da radiação em alvos espessos para o transporte de fótons. Nas versões MCNP4A, MCNP4B e MCNP4C apresentaram aprimoramento na estrutura do código, tais como, nas análises estatísticas, nas bibliotecas de fótons, na interface gráfica, nos tempos de vida dos nêutrons dentre outras pequenas melhorias.

A versão MCNP5 possui aperfeiçoamentos na física de transporte de fótons, novas técnicas de redução de variância, novas opções de termos fonte além de permitir a visualização de geometrias em 2D e 3D. No código MCNPX foi adicionado o transporte e interação de núcleos, píons, múons, íons leves e antinucleons, novas técnicas de redução de variância e análise de dados, além da ampliação da faixa de energia das partículas simuladas e atualizações das bibliotecas de seção de choque.

Para realizar os cálculos com o código é necessário preparar um arquivo de entrada. Este arquivo é o local onde o usuário deve colocar as informações referentes de um dado problema, para isso é necessário detalhar a fonte, o tipo de partícula emitida, energia, direção, geometria, o número de história entre vários outros parâmetros. O arquivo de entrada é dividido em três blocos, chamados de cartões,

separados por uma linha delimitadora em branco. O primeiro e o segundo bloco, cartões de células geométricas e de superfícies, apresentam as descrições da geometria do problema. O terceiro bloco, cartões de dados, contém especificações dos materiais, especificações da grandeza de interesse, o modo de transporte, partícula simulada, especificação da fonte de radiação dentre outros.

Os cartões de células e superfícies devem ser apresentados de forma correta e muito bem definida para evitar problemas ou erros devido à má definição da geometria. A utilização dos programas de visualização como o VISED ou MORITZ são ferramentas muito eficientes para observar possíveis erros de geometria.

3.8 – Função Resposta

Os monitores de área para nêutrons são ajustados com uso de fontes de nêutrons referenciadas de forma que eles respondam de acordo com um determinado valor de referência. Para esses equipamentos, cuja leitura faz referência à taxa do equivalente de dose ambiente, o ajuste é realizado de acordo com a função dose na qual é referenciada em documentos técnicos, tais como ICRP 74 (1995), ICRU-57 (1998) e TRS (2001). A resposta dos monitores está relacionada com a ionização produzida devido a interação do nêutron no gás, logo, a resposta do detector tem relação com a energia do nêutron. A função resposta desses equipamentos pode ser determinada em termos da unidade de fluência ou em unidade de equivalente de dose ambiente. A função resposta em unidade de fluência é a quantidade de ionização por unidade de área referente a interação do gás com um nêutron ((partículas / nêutron).cm²). A função resposta em unidade de equivalente de dose ambiente é obtida aplicando valores dos coeficientes de conversão apresentados em documentos técnicos (partículas / sievert).

A determinação da função resposta experimentalmente é muito complicada porque seria necessário ter fontes de nêutrons monoenergéticos. O cálculo através de métodos computacionais, como o código de Monte Carlo MCNP, é o mais indicado

pois é possível criar feixes monoenergéticos e verificar a resposta desde alguns meV até GeV. A resposta em função da energia (exemplo Figura 3.8) é influenciada pelo uso de materiais hidrogenados, como por exemplo, o polietileno que serve como moderador e aumenta a sensibilidade da resposta para nêutrons na faixa rápida. A inserção de materiais de médio a alto número atômico, como Fe, Pb, W e Cu, no moderador aumenta a taxa de reação para o uso em campos de nêutrons com energia acima de 10 MeV.



Figura 3.8. Função resposta de três modelos de monitores: a) resposta por unidade de equivalente de dose ambiente e b) resposta por unidade de fluência (Kim, 2013).

As diferentes formas de construção dos monitores afeta o comportamento da função resposta. A Figura 3.8 exemplifica a resposta de três modelos de monitores de área para nêutrons. Os modelos LB6411 (*Berthold Technologies, GmbH & Co. KG, Germany*) e Wendi-II (*FHT762, Thermo Scientific*) possuem moderadores de diferentes materiais, formas e dimensões, no entanto ambos utilizam em seu tubo contador ³He. O modelo REM-500 (*Far West Technology*) não possui moderador e apresenta um contador proporcional de tecido equivalente esférico (Kim, 2013).

Capítulo 4

Materiais e Métodos

4.1- Modelagem e simulação dos detectores

A modelagem e simulação foram realizadas para dois tipos de modelos de monitores de área para nêutrons, o NRD (*Neutron Rem Detector*) e o wendi-II (*wide energy neutron detector*) (OLSHER, 1991; OLSHER, 2000). Para realizar a modelagem foi necessário conhecer todos os detalhes existentes nos moderadores, tais como, a dimensão, a composição química dos materiais, o gás existente no tubo contador proporcional e o seu posicionamento no moderador. Foi utilizado o código de Monte Carlo MCNPX versão 2.5 para obter a quantidade de partículas carregadas produzidas no tubo proporcional quando o detector é exposto a um feixe monoenergético de nêutrons, e, por conseguinte a função resposta dos monitores.

4.1.1 - Geometria do modelo NRD

O monitor de área baseado no modelo NRD (OLSHER, 1991) possui moderador esférico com 22,3 cm de diâmetro. O moderador é constituído de camadas esféricas conforme a Figura 4.1. A esfera mais interna possui 5,94 cm de diâmetro e é coberta com uma folha de cádmio de 0,03 mm de espessura. Há uma cobertura de cádmio de 1,02 mm de espessura sobre o tubo contador. O tubo é preenchido com BF_3 a uma pressão de 0,79 atm e fica localizado no centro da esfera maior, com volume ativo do detector definido pelo fio de tungstênio do anodo de 2,54 cm de comprimento. As esferas internas e externas consistem de polietileno de alta densidade (C₂H₄) com 0,95 g.cm⁻³.



Figura 4.1. Geometria do modelo de monitor de área para nêutrons NRD.

4.1.2 - Geometria do modelo Wendi-II

O monitor de área Wendi-II (OLSHER, 2000), baseado no modelo Andersson-Braun modificado, possui moderador cilíndrico de polietileno com 22,86 cm de diâmetro e 21 cm de altura (Figura 4.2). Dentro do moderador de polietileno há um revestimento de tungstênio com 1,5 cm de espessura e raio de 4 cm em volta do tubo contador. Há uma cobertura de disco de aço de 0,12 cm de espessura e 9,14 de diâmetro acima de um disco de borracha borada de 6,48 cm de diâmetro e 0,64 cm de espessura sobre o tubo contador preenchido com ³He a uma pressão de 2 atm. O volume ativo do detector possui 1,27 cm de raio e 5,13 cm de altura.



Figura 4.2. Geometria do modelo de monitor de área para nêutrons Wendi-II.

4.1.3 – Determinação da Função resposta

A função resposta dos modelos de monitores de área para nêutrons está relacionada com a quantidade de partículas carregadas geradas na interação do nêutron que chega ao volume sensível do detector. Para calcular a resposta do modelo NRD na simulação com o código MCNP, foi utilizado no comando de registro FM o número identificador 107 que representa a secção de choque de captura da reação do tipo (n, α). No caso do modelo Wendi-II, no registro FM o número identificador o qual representa a secção de choque de captura para reações do tipo (n, α). No caso do detector foi posicionado a uma distância de 50 cm de uma fonte puntiforme de nêutrons monoenergéticos. Foram executados 30 arquivos de entrada para cada modelo variando a energia da fonte puntiforme entre 2,5×10⁻⁰⁸ e 39,8 MeV para o NRD, e para o Wendi-II de 2,5×10⁻⁰⁸ a 158 MeV. Para cada fonte monoenergética uma determinada quantidade de partículas carregadas, proveniente da interação dos nêutrons que chegaram ao volume sensível do detector, é produzida e esse valor registrado para a obtenção da função resposta.

A função resposta do detector pode ser expressa em termos de fluência ou dose. Para obter a resposta do detector em termos de fluência é necessário relacionar a quantidade de partículas carregadas produzidas na interação do nêutron no volume sensível do detector com a proporção de nêutrons que chega à mesma posição do volume sensível sem o detector e simulado em ar livre. Na obtenção da resposta do detector em termos de dose é necessário utilizar a função de conversão de fluxo para dose através dos cartões DE e DF do MCNP, os quais permitem a modelagem da função dose dependentes da energia. Na conversão foram utilizados os coeficientes de equivalente de dose ambiente por fluência de nêutrons do documento TRS (2001) conforme apresentado na Tabela 4.1.3.1.

Tabela 4.1.3.1	. Equivalente d	e dose ambie	ente por fluência	a de nêutrons,	, H*(10)/Φ, em
Sv.cm ² para	nêutrons mono	energéticos i	ncidentes sobre	a esfera da l	CRU (1985).

Energia do nêutron (MeV)	H*(10)/ φ	Energia do nêutron (MeV)	Н*(10)/ ф
2,15×10 ⁻⁸	1,06×10 ⁻¹¹	1,00	4,27×10 ⁻¹⁰
1,00×10 ⁻⁷	1,34×10 ⁻¹¹	1,25	4,14×10 ⁻¹⁰
4,64×10 ⁻⁷	1,31×10 ⁻¹¹	1,58	3,97×10 ⁻¹⁰
1,00×10 ⁻⁶	1,29×10 ⁻¹¹	1,99	4,13×10 ⁻¹⁰
4,64×10 ⁻⁶	1,16×10 ⁻¹¹	2,51	4,13×10 ⁻¹⁰
1,00×10 ⁻⁶	1,10×10 ⁻¹¹	3,16	4,09×10 ⁻¹⁰
4,64×10⁻⁵	9,93×10 ⁻¹²	3,98	4,06×10 ⁻¹⁰
1,00×10 ⁻⁴	9,26×10 ⁻¹²	5,01	4,01×10 ⁻¹⁰
4,64×10 ⁻⁴	8,25×10 ⁻¹²	7,94	4,18×10 ⁻¹⁰
1,00×10 ⁻³	7,85×10 ⁻¹²	10,0	4,91×10 ⁻¹⁰
4,64×10 ⁻³	8,69×10 ⁻¹²	15,8	5,96×10 ⁻¹⁰
1,00×10 ⁻²	1,13×10 ⁻¹¹	25,1	4,00×10 ⁻¹⁰
5,01×10 ⁻²	4,69×10 ⁻¹¹	39,8	3,99×10 ⁻¹⁰
7,94×10⁻²	7,81×10 ⁻¹¹	63,0	3,20×10 ⁻¹⁰
1,00×10⁻¹	9,91×10 ⁻¹¹	100	2,59×10 ⁻¹⁰
1,99×10⁻¹	1,86×10 ⁻¹⁰	158	2,59×10 ⁻¹⁰
5,01×10⁻¹	3,42×10 ⁻¹⁰		

4.1.4 - Validação da função resposta

A validação da função resposta dos dois modelos de monitores de área para nêutrons consiste na obtenção da taxa do equivalente de dose ambiente em determinada distância de uma fonte de nêutrons, a partir da função resposta obtida pela simulação. A validação tem o objetivo de comparar a taxa do equivalente de dose ambiente em uma determinada distância da fonte obtida a partir da simulação, com o valor referência da taxa do equivalente de dose ambiente obtido a partir de uma fonte calibrada, avaliando a conformidade da função resposta obtida na simulação. Para determinar a taxa do equivalente de dose na validação da simulação é necessário multiplicar o resultado apresentado no arquivo de saída do código MCNP pela taxa de emissão de nêutrons das fontes. Esta taxa de emissão é determinada através da calibração de uma fonte. No Laboratório de Metrologia de Nêutrons do Laboratório Nacional de Metrologia das Radiações Ionizantes (LN/LNMRI) esta taxa de emissão é determinada utilizando o sistema primário de calibração de fontes, o Banho de Sulfato Manganês (BSM). Todos os espectros das fontes utilizados na validação da simulação possuem uma taxa de emissão calculada a partir desse sistema de padronização primária, o que permite uma comparação confiável entre a taxa do equivalente de dose ambiente calculada e o seu valor de referência.

Na validação foram utilizados os espectros das fontes de ²⁴¹AmBe(α , n), ²⁵²Cf(f, n) e²⁵²Cf+D₂O (f, n) obtidos a partir da Norma ABNT-NBR-ISO 8529-1 (2001). Os espectros das fontes da ISO são representados como grupos de intensidade das fontes, B_i, em certos intervalos de energia. As intensidades das fontes apresentadas na norma foram determinadas de formas distintas. No caso da fonte de ²⁵²Cf(f, n) a intensidade foi obtida através do cálculo que utilizou a seguinte função analítica (ISO, 2001):

$$B_{i} = \int_{E_{i}}^{E_{i+1}} \frac{2}{T^{3/2}\sqrt{\pi}} \times \sqrt{E} \times e^{-E/T} \times BdE$$

$$\tag{4}$$

onde T é o parâmetro do espectro dado pelo T=1,42 MeV, E é a energia do nêutron e B é a taxa de emissão da fonte.

Para a fonte ²⁴¹AmBe(α , n), foram utilizados dados experimentais, a intensidade da fonte de nêutrons foi estimada pela extrapolação linear da intensidade da fonte

espectral. No caso da fonte ²⁵²Cf+D₂O (f, n), foram utilizados cálculos de Monte Carlo para distâncias maiores que 15 cm da superfície da fonte. Os dados apresentados na Tabela 4.1.4.4 se referem às taxas de emissão das fontes e as Tabelas 4.1.4.1 a 4.1.4.3 apresentam os espectros das fontes listados na norma, utilizados neste trabalho na distribuição espectral do cartão de dados do arquivo de entrada do MCNP.

E _i (MeV)	B _i (s⁻¹)	E _i (MeV)	B _i (s ⁻¹)
4,14×10 ⁻⁰⁷	1,90×10 ⁻⁰²	7,00×10 ⁻⁰¹	6,78×10 ⁻⁰³
1,00×10 ⁻⁰⁶	6,3×10 ⁻⁰²	8,00×10 ⁻⁰¹	5,75×10 ⁻⁰³
1,00×10 ⁻⁰⁵	6,04×10 ⁻⁰²	9,00×10 ⁻⁰¹	3,57×10 ⁻⁰³
5,00×10 ⁻⁰⁵	3,17×10 ⁻⁰²	1,00×10 ⁰	7,48×10 ⁻⁰³
1,00×10 ⁻⁰⁴	3,41×10 ⁻⁰²	1,20×10 ⁰	8,43×10 ⁻⁰³
2,00×10 ⁻⁰⁴	3,82×10 ⁻⁰²	1,40×10 ⁰	9,13×10 ⁻⁰³
4,00×10 ⁻⁰⁴	3,28×10 ⁻⁰²	1,60×10 ⁰	8,55×10 ⁻⁰³
7,00×10 ⁻⁰⁴	2,24×10 ⁻⁰²	1,80×10 ⁰	8,07×10 ⁻⁰³
1,00×10 ⁻⁰³	7,56×10 ⁻⁰²	2,00×10 ⁰	1,34×10 ⁻⁰²
3,00×10 ⁻⁰³	5,09×10 ⁻⁰²	2,30×10 ⁰	1,45×10 ⁻⁰²
6,00×10 ⁻⁰³	3,79×10 ⁻⁰²	2,60×10 ⁰	1,49×10 ⁻⁰²
1,00×10 ⁻⁰²	5,47×10 ⁻⁰²	3,00×10 ⁰	1,23×10 ⁻⁰²
2,00×10 ⁻⁰²	5,12×10 ⁻⁰²	3,50×10 ⁰	8,19×10 ⁻⁰³
4,00×10 ⁻⁰²	2,96×10 ⁻⁰²	4,00×10 ⁰	8,10×10 ⁻⁰³
6,00×10 ⁻⁰²	2,00×10 ⁻⁰²	4,50×10 ⁰	6,54×10 ⁻⁰³
8,00×10 ⁻⁰²	1,45×10 ⁻⁰²	5,00×10 ⁰	8,70×10 ⁻⁰³
1,00×10 ⁻⁰¹	2,47×10 ⁻⁰²	6,00×10 ⁰	4,93×10 ⁻⁰³
1,50×10 ⁻⁰¹	1,59×10 ⁻⁰²	7,00×10 ⁰	2,42×10 ⁻⁰³
2,00×10 ⁻⁰¹	1,14×10 ⁻⁰²	8,00×10 ⁰	1,30×10 ⁻⁰³
2,50×10 ⁻⁰¹	8,90×10 ⁻⁰³	9,00×10 ⁰	7,66×10 ⁻⁰³
3,00×10 ⁻⁰¹	6,57×10 ⁻⁰³	1,00×10 ⁰¹	4,43×10 ⁻⁰⁴
3,50×10 ⁻⁰¹	4,89×10 ⁻⁰³	1,10×10 ⁰¹	1,62×10 ⁻⁰⁴
4,00×10 ⁻⁰¹	2,65×10 ⁻⁰³	1,20×10 ⁰¹	1,24×10 ⁻⁰⁴
4,50×10 ⁻⁰¹	3,14×10 ⁻⁰³	1,30×10 ⁰¹	5,93×10 ⁻⁰⁵
5,00×10 ⁻⁰¹	4,20×10 ⁻⁰³	1,40×10 ⁰¹	2,83×10 ⁻⁰⁵
5,50×10 ⁻⁰¹	4,12×10 ⁻⁰³		
6,00×10 ⁻⁰¹	7,83×10 ⁻⁰³		

Tabela 4.1.4.1. Valores dos grupos de intensidade da fonte ²⁵²Cf+D₂O (f, n).

E _i (MeV)	B _i (s ⁻¹)	E _i (MeV)	B _i (s⁻¹)
4,14×10 ⁻⁰⁷	1,44×10 ⁻⁰²	5,68×10 ⁰	2,06×10 ⁻⁰²
1,10×10 ⁻⁰¹	3,34×10 ⁻⁰²	5,89×10 ⁰	1,82×10 ⁻⁰²
3,30×10 ⁻⁰¹	3,13×10 ⁻⁰²	6,11×10 ⁰	1,77×10 ⁻⁰²
5,40×10 ⁻⁰¹	2,81×10 ⁻⁰²	6,32×10 ⁰	2,04×10 ⁻⁰²
7,50×10 ⁻⁰¹	2,50×10 ⁻⁰²	6,54×10 ⁰	1,83×10 ⁻⁰²
9,70×10 ⁻⁰¹	2,14×10 ⁻⁰²	6,75×10 ⁰	1,63×10 ⁻⁰²
1,18×10 ⁰	1,98×10 ⁻⁰²	6,96×10 ⁰	1,68×10 ⁻⁰²
1,40×10 ⁰	1,75×10 ⁻⁰²	7,18×10 ⁰	1,68×10 ⁻⁰²
1,61×10 ⁰	1,92×10 ⁻⁰²	7,39×10 ⁰	1,88×10 ⁻⁰²
1,82×10 ⁰	2,23×10 ⁻⁰²	7,61×10 ⁰	1,84×10 ⁻⁰²
2,04×10 ⁰	2,15×10 ⁻⁰²	7,82×10 ⁰	1,69×10 ⁻⁰²
2,25×10 ⁰	2,25×10 ⁻⁰²	8,03×10 ⁰	1,44×10 ⁻⁰²
2,47×10 ⁰	2,28×10 ⁻⁰²	8,25×10 ⁰	9,68×10 ⁻⁰³
2,68×10 ⁰	2,95×10 ⁻⁰²	8,46×10 ⁰	6,52×10 ⁻⁰³
2,90×10 ⁰	3,56×10 ⁻⁰²	8,68×10 ⁰	4,26×10 ⁻⁰³
3,11×10 ⁰	3,69×10 ⁻⁰²	8,89×10 ⁰	3,67×10 ⁻⁰³
3,32×10 ⁰	3,46×10 ⁻⁰²	9,11×10 ⁰	3,81×10 ⁻⁰³
3,54×10 ⁰	3,07×10 ⁻⁰²	9,32×10 ⁰	5,06×10 ⁻⁰³
3,75×10 ⁰	3,00×10 ⁻⁰²	9,53×10 ⁰	6,25×10 ⁻⁰³
3,97×10 ⁰	2,69×10 ⁻⁰²	9,75×10 ⁰	5,52×10 ⁻⁰³
4,18×10 ⁰	2,86×10 ⁻⁰²	9,96×10 ⁰	4,68×10 ⁻⁰³
4,39×10 ⁰	3,18×10 ⁻⁰²	1,02×10 ⁰¹	3,70×10 ⁻⁰³
4,61×10 ⁰	3,07×10 ⁻⁰²	1,04×10 ⁰¹	2,78×10 ⁻⁰³
4,82×10 ⁰	3,33×10 ⁻⁰²	1,06×10 ⁰¹	1,51×10 ⁻⁰³
5,04×10 ⁰	3,04×10 ⁻⁰²	1,08×10 ⁰¹	3,63×10 ⁻⁰⁴
5,25×10 ⁰	2,74×10 ⁻⁰²		
5,47×10 ⁰	2,33×10 ⁻⁰²		

Tabela 4.1.4.2. Valores dos grupos de intensidade da fonte $^{241}AmBe(\alpha, n)$.

E _i (MeV)	B _i (s⁻¹)	E _i (MeV)	B _i (s⁻¹)
4,14×10 ⁻⁰⁷	3,10×10 ⁻¹⁰	7,00×10 ⁻⁰¹	3,39×10 ⁻⁰²
1,00×10 ⁻⁰⁷	1,11×10 ⁻⁰⁸	8,00×10 ⁻⁰¹	3,37×10 ⁻⁰²
1,00×10 ⁻⁰⁵	1,27×10 ⁻⁰⁷	9,00×10 ⁻⁰¹	3,33×10 ⁻⁰²
5,00×10 ⁻⁰⁵	2,76×10 ⁻⁰⁷	1,00×10 ⁰	6,46×10 ⁻⁰²
1,00×10 ⁻⁰⁴	7,82×10 ⁻⁰⁷	1,20×10 ⁰	6,12×10 ⁻⁰²
2,00×10 ⁻⁰⁴	2,21×10 ⁻⁰⁶	1,40×10 ⁰	5,73×10 ⁻⁰²
4,00×10 ⁻⁰⁴	4,53×10 ⁻⁰⁶	1,60×10 ⁰	5,31×10 ⁻⁰²
7,00×10 ⁻⁰⁴	5,68×10 ⁻⁰⁶	1,80×10 ⁰	4,88×10 ⁻⁰²
1,00×10 ⁻⁰³	5,51×10 ⁻⁰⁵	2,00×10 ⁰	6,55×10 ⁻⁰²
3,00×10 ⁻⁰³	1,28×10 ⁻⁰⁴	2,30×10 ⁰	5,67×10 ⁻⁰²
6,00×10 ⁻⁰³	2,30×10 ⁻⁰⁴	2,60×10 ⁰	6,33×10 ⁻⁰²
1,00×10 ⁻⁰²	7,74×10 ⁻⁰⁴	3,00×10 ⁰	6,21×10 ⁻⁰²
2,00×10 ⁻⁰²	2,17×10 ⁻⁰³	3,50×10 ⁰	4,68×10 ⁻⁰²
4,00×10 ⁻⁰²	2,80×10 ⁻⁰³	4,00×10 ⁰	3,49×10 ⁻⁰²
6,00×10 ⁻⁰²	3,29×10 ⁻⁰³	4,50×10 ⁰	2,58×10 ⁻⁰²
8,00×10 ⁻⁰²	3,68×10 ⁻⁰³	5,00×10 ⁰	3,30×10 ⁻⁰²
1,00×10 ⁻⁰¹	1,05×10 ⁻⁰²	6,00×10 ⁰	1,74×10 ⁻⁰²
1,50×10 ⁻⁰¹	1,21×10 ⁻⁰²	7,00×10 ⁰	9,01×10 ⁻⁰³
2,00×10 ⁻⁰¹	1,33×10 ⁻⁰²	8,00×10 ⁰	4,61×10 ⁻⁰³
2,50×10 ⁻⁰¹	1,42×10 ⁻⁰²	9,00×10 ⁰	2,33×10 ⁻⁰³
3,00×10 ⁻⁰¹	1,49×10 ⁻⁰²	1,00×10 ⁰¹	1,17×10 ⁻⁰³
3,50×10 ⁻⁰¹	1,55×10 ⁻⁰²	1,10×10 ⁰¹	5,83×10 ⁻⁰⁴
4,00×10 ⁻⁰¹	1,60×10 ⁻⁰²	1,20×10 ⁰¹	2,88×10 ⁻⁰⁴
4,50×10 ⁻⁰¹	1,63×10 ⁻⁰²	1,30×10 ⁰¹	1,42×10 ⁻⁰⁴
5,00×10 ⁻⁰¹	1,66×10 ⁻⁰²	1,40×10 ⁰¹	6,94×10 ⁻⁰⁵
5,50×10 ⁻⁰¹	1,68×10 ⁻⁰²		
6,00×10 ⁻⁰¹	3,38×10 ⁻⁰²		

 Tabela 4.1.4.3.
 Valores dos grupos de intensidade da fonte²⁵²Cf(f, n).

_

Tabela 4.1.4.4. Valores das taxas de emissão das fontes.

Fonte de nêutrons	Taxa de emissão (n/s) *
²⁴¹ AmBe (α,n)	1,06×10 ⁷
²⁵² Cf (f,n)	3,86×10 ⁷
²⁵² Cf + D ₂ O	3,86×10 ⁷

* corrigida para o dia 23/06/2013

4.2 - Espectrômetro de Bonner

O espectrômetro de Bonner é um método de detecção ativa baseado na moderação dos nêutrons. Este instrumento é constituído de várias esferas moderadoras de polietileno com diferentes diâmetros e um detector cintilador de iodeto de lítio-6 enriquecido com európio (⁶Lil(Eu)). As esferas de menor diâmetro possuem pouca moderação e baixa captura o que resulta na detecção dos nêutrons de baixa energia. Para as esferas de maior diâmetro o grau de moderação e de captura é elevado resultando na detecção de nêutrons de alta energia. Os diferentes tamanhos das esferas moderadoras permitem obter uma resposta com amplo intervalo de energia.

As esferas ficam posicionadas de forma que o volume sensível do cintilador, ou seja, o cristal cintilador, esteja no centro das esferas. Os nêutrons são detectados pela interação com o cristal cintilador através da reação 6 Li(n, α)³H que possui secção de choque para nêutrons térmico de 940 barns. Na reação, a partícula alfa produzida interage com o európio emitindo um fóton luminoso. Abaixo do cintilador, existe um guia de luz acoplado opticamente com uma fotomultiplicadora, o fóton luminoso emitido é capturado pela fotomultiplicadora que gera os pulsos elétricos que serão registrados no contador.

As contagens podem ser obtidas através de um sistema de aquisição de dados (Software Genie 2000) que está conectado ao detector. Neste trabalho, foi utilizado um analisador multicanal (MCA) para gravar os pulsos. A Figura 4.3 exemplifica a interface do software utilizado na aquisição de dados obtidos pelo MCA com uso de uma esfera moderadora.



Figura 4.3. Interface do software GENIE 2000[®].

4.2.1- Arranjo experimental na sala de radioterapia

As medições foram realizadas no interior da sala que abriga o acelerador linear Varian 2300C/D do Instituto Nacional do Câncer (INCa) com o detector cintilador ⁶Lil(Eu) posicionado a um metro do isocentro no plano da mesa de tratamento. A princípio as medições foram realizadas conforme o esquema de montagem apresentado na Figura 4.4 a. No entanto, verificou-se a necessidade de monitorar o tempo morto do sistema de detecção devido à alta taxa de contagem. Desta forma, a configuração do esquema passou a ser conforme Figura 4.4 b, onde ocorreu a visualização em tempo real do registro das contagens através do notebook o qual possui instalado o software GENIE 2000®. Em todas as medições o acelerador estava operando com 15 MV e com o campo ajustado em dois tamanhos que correspondem ao menor e ao maior ajuste de tamanho possível, 0,5 cm x 0,5 cm e 40 cm x 40 cm. A escolha destas condições tem o objetivo de obter espectros de nêutrons distintos, pois o tamanho de abertura do campo e a taxa de dose entregue pelo equipamento influenciam na produção de nêutrons e consequentemente no espectro em energia desses nêutrons. A intensidade do feixe do acelerador foi ajustada para 200 e 500 MU.min⁻¹. O termo 1 MU (unidade monitora) corresponde a uma dose absorvida de 1 cGy depositada no material tecido equivalente na profundidade de dose máxima no eixo central do feixe quando irradiado com um campo de tamanho 10 x 10 cm² a uma distância de 100 cm do alvo. Em todas as medições no interior da sala o acelerador estava com o gantry fixado em 0°.



Figura 4.4. Esquema da montagem do sistema de medição próximo ao Linac: a) sem o monitoramento do tempo morto e b) com o monitoramento do tempo morto.

Medições experimentais com os monitores de área para nêutrons foram feitas na mesma posição do detector cintilador e registradas com uma câmera para a posterior coleta dos dados e comparação de resultados. Os monitores utilizados possuem o mesmo modelo dos simulados. No caso do modelo NRD foi utilizado o monitor de nome comercial E600 da *Thermo Eberline*[®] e para o modelo wendi-II o FHT 762 da *Thermo Scientific*[®].

4.3 - Software NeuraLN

O desdobramento do espectro de nêutrons produzido pelo acelerador foi obtido com o uso do software NeuraLN desenvolvido por PEREIRA (1999) e validado por LEMOS (2009). Este software é baseado em uma técnica de inteligência artificial pelo uso de redes neurais para realizar o desdobramento de espectro.

O software NeuraLN possui uma arquitetura de multicamadas, fundamentado em uma configuração de rede totalmente interconectada com aprendizado supervisionado, num algoritmo de retropropagação do erro com critério de parada de correlação cruzada, baseado no melhor resultado para o conjunto de teste, e para determinação e classificação de características referenciais dos espectros de nêutrons. No aprendizado supervisionado a saída desejada é fornecida por um supervisor externo, com isso, os parâmetros da rede são ajustados de forma a encontrar uma ligação entre os pares de entrada e saída fornecidas e minimizar o erro (LEMOS, 2009).

Os resultados do *software* consistem dos valores da fluência de nêutrons em 84 intervalos de energia e do equivalente de dose ambiente normalizados para o maior valor do espectro utilizado para o treinamento. Os resultados foram inseridos em uma planilha fora da estrutura da rede, previamente ajustada para o cálculo da energia média do espectro, do coeficiente de conversão de fluência para equivalente de dose ambiente do espectro e da taxa de fluência do espectro. No ajuste da planilha de resultados foi inserida a equação (5) para o cálculo da energia média:

$$E_{NM} = \frac{\sum_{k=1}^{84} (E_{k-1} + E_k) . \Phi_k}{2\sum_{k=1}^{84} \Phi_k}$$
(5)

onde Φ_k é a fluência de nêutrons para o intervalo de energia E_k referentes a saída do software.

O cálculo do coeficiente de conversão foi obtido através dos dados dos coeficientes de conversão para feixes monoenergéticos da TRS (2001), ajustados para 84 energias através do método de ajuste linear realizado de intervalo a intervalo de energia, os valores estão listados na Tabela 4.3.1. O cálculo do coeficiente de conversão do espectro na planilha de resultados foi obtido a partir do somatório do produto da fluência de nêutrons, fornecida pelo software, e do coeficiente de conversão, conforme a equação 6.

$$h_{(10)}^* = \sum_{i=1}^{84} \Phi_i . h_{i(10)}^*$$
(6)

onde Φ_i é a fluência de nêutrons em determinado intervalo de energia e $h_{i(10)}^*$ é o coeficiente de conversão de fluência para equivalente de dose ambiente referente ao mesmo intervalo de energia. As incertezas dos parâmetros calculados foram determinadas com base no procedimento recomendado pelo *Bureau Internacional de Pesos e Medidas* – BIPM e calculadas por Lemos (2009).

i	Energia	$h^*_{i(10)}$	i	Energia	$h^*_{i(10)}$
1	1,00×10 ⁻⁰⁹	6,6	43	2,50×10 ⁻⁰⁴	8,7
2	1,60×10 ⁻⁰⁹	6,9	44	4,00×10 ⁻⁰⁴	8,4
3	2,50×10 ⁻⁰⁹	7,5	45	6,30×10 ⁻⁰⁴	8,1
4	4,00×10 ⁻⁰⁹	8	46	1,00×10 ⁻⁰³	7,9
5	6,30×10 ⁻⁰⁹	8,5	47	1,60×10 ⁻⁰³	7,8
6	1,00×10 ⁻⁰⁸	9	48	2,50×10 ⁻⁰³	7,8
7	1,20×10 ⁻⁰⁸	9,3	49	4,00×10 ⁻⁰³	7,9
8	1,40×10 ⁻⁰⁸	9,6	50	6,30×10 ⁻⁰³	8,8
9	1,70×10 ⁻⁰⁸	9,9	51	1,00×10 ⁻⁰²	10,5
10	2,10×10 ⁻⁰⁸	10,2	52	1,30×10 ⁻⁰²	12
11	2,50×10 ⁻⁰⁸	10,4	53	1,60×10 ⁻⁰²	14
12	3,00×10 ⁻⁰⁸	10,8	54	2,00×10 ⁻⁰²	16,5
13	3,60×10 ⁻⁰⁸	11	55	2,50×10 ⁻⁰²	20
14	4,40×10 ⁻⁰⁸	11,4	56	3,20×10 ⁻⁰²	25
15	5,20×10 ⁻⁰⁸	11,8	57	4,00×10 ⁻⁰²	32
16	6,30×10 ⁻⁰⁸	12,1	58	5,00×10 ⁻⁰²	41,7
17	7,60×10 ⁻⁰⁸	12,3	59	6,30×10 ⁻⁰²	54
18	9,10×10 ⁻⁰⁸	12,6	60	7,90×10 ⁻⁰²	68
19	1,10×10 ⁻⁰⁷	12,9	61	1,00×10 ⁻⁰¹	88
20	1,30×10 ⁻⁰⁷	13,2	62	1,30×10 ⁻⁰¹	109
21	1,60×10 ⁻⁰⁷	13,3	63	1,60×10 ⁻⁰¹	140
22	1,90×10 ⁻⁰⁷	13,4	64	2,00×10 ⁻⁰¹	169
23	2,30×10 ⁻⁰⁷	13,5	65	2,50×10 ⁻⁰¹	210
24	2,80×10 ⁻⁰⁷	13,5	66	3,20×10 ⁻⁰¹	240
25	3,30×10 ⁻⁰⁷	13,5	67	4,00×10 ⁻⁰¹	280
26	4,00×10 ⁻⁰⁷	13,6	68	5,00×10 ⁻⁰¹	325
27	4,80×10 ⁻⁰⁷	13,6	69	6,30×10 ⁻⁰¹	360
28	5,80×10 ⁻⁰⁷	13,5	70	7,90×10 ⁻⁰¹	390
29	6,90×10 ⁻⁰⁷	13,4	71	1,00×10 ⁰	416
30	8,30×10 ⁻⁰⁷	13,4	72	1,30×10 ⁰	424
31	1,00×10 ⁻⁰⁶	13,3	73	1,60×10 ⁰	423
32	1,60×10 ⁻⁰⁶	13	74	2,00×10 ⁰	421
33	2,50×10 ⁻⁰⁶	12,6	75	2,50×10 ⁰	418
34	4,00×10 ⁻⁰⁶	12,2	76	3,20×10 ⁰	410
35	6,30×10 ⁻⁰⁶	11,7	77	4,00×10 ⁰	407
36	1,00×10 ⁻⁰⁵	11,3	78	5,00×10 ⁰	403
37	1,60×10 ⁻⁰⁵	10,9	79	6,30×10 ⁰	403
38	2,50×10 ⁻⁰⁵	10,4	80	7,90×10 ⁰	407
39	4,00×10 ⁻⁰⁵	10	81	1,00×10 ⁰¹	440
40	6,30×10 ⁻⁰⁵	9,7	82	1,30×10 ⁰¹	500
41	1,00×10 ⁻⁰⁴	9,4	83	1,60×10 ⁰¹	550
42	1,60×10 ⁻⁰⁴	9	84	2,00×10 ⁰¹	600

Tabela 4.3.1. Valores ajustados do coeficiente de conversão de fluência para
equivalente de dose ambiente (pSv.cm²).

O treinamento da rede neural consistiu do ajuste da configuração dos parâmetros da rede, tais como número de camadas da rede, número de neurônios de cada camada, número de pares de entrada e saída, passo de treinamento e percentual de acertos para gravação (Figura 4.5). O acesso ao ajuste do treinamento é feito através dos passos: processo, treinamento e treinar. Os dados de entrada utilizados para o treinamento foram obtidos a partir dos documentos TRS e ISO 8529-1 (2001). O treinamento gera um arquivo do tipo *.pes* que é utilizado no reconhecimento de espectro. O *software* NeuraLN quando treinado é capaz de determinar os espectros a partir do conjunto de 7 vetores de entrada que representam as sete taxas de contagens normalizadas a uma unidade e realizadas com as esferas de diferentes diâmetro do espectrômetro.

Arquivos Processo Mostrar Estatística Sobre Image: Sobre in the sobre in th	0 X
Image:	
Parâmetros para o Treinamento Arquivo Configura Rede Treinamento Número de Camadas da Rede Neural: 5 Image: Camada da camada da camada da camada da camada da camada: Número de Neurônios na Camada: 45 Image: Camada	
Arquivo Configura Rede Treinamento Número de Camadas da Rede Neural: 5 Image: Camada de Camada de Camada de Camada de Camada de Camada: Número de Neurônios na Camada: 45 Número de Neurônios na 2a Camada: 91 Número de Neurônios na 3a Camada: 169 Número de Neurônios na 4a Camada: 94	23
Número de Camadas da Rede Neural: 5 Número de Neurônios na Camada 0: 7 Número de Neurônios na 1a Camada: 45 Número de Neurônios na 2a Camada: 91 Número de Neurônios na 3a Camada: 169 Número de Neurônios na 4a Camada: 94	
Número de Neurônios na Camada 0: Número de Neurônios na 1a Camada: Número de Neurônios na 2a Camada: Número de Neurônios na 3a Camada: Número de Neurônios na 4a Camada: 94	nçar
Número de Neurônios na 1a Camada: 45 Número de Neurônios na 2a Camada: 91 Número de Neurônios na 3a Camada: 169 Número de Neurônios na 4a Camada: 94	ncela
Número de Neurônios na 2a Camada: 91 Número de Neurônios na 3a Camada: 169 Número de Neurônios na 4a Camada: 94	
Número de Neurônios na 3a Camada: 169 Número de Neurônios na 4a Camada: 94	
Número de Neurônios na 4a Camada: 94	
Número de Neurônios na 5a Camada: 0	
Número de Neurônios na 6a. Camada: 0	
Número de Neurônios na 7a Camada: 0	
Número de Componentes no Vetor de Saída: 84	
Valor Mínimo das Componentes do Vetor de Saída: 0	
Valor Máximo das Componentes do Vetor de Saída: 84	
Número de Vetores para Treinar: 140	

Figura 4.5. Tela de configuração para o treinamento do software NeuraLN.

Capítulo 5

Resultados e Discussões

5.1 – Modelagem e simulação dos monitores

A simulação consistiu em determinar a função resposta dos modelos de monitores estudados. Foi modelado através do arquivo de entrada do código MCNP o detector exposto a uma fonte isotrópica puntiforme monoenergética de nêutrons com o seu volume sensível posicionado a uma distância de 50 cm da fonte. As respostas dos detectores foram avaliadas em um total de 30 energias variando de 2,15×10⁻⁸ a 39,8 MeV para o modelo NRD e de 33 energias variando de 2,15×10⁻⁸ a 158 MeV para o modelo Wendi-II.

5.1.1 - Função resposta NRD

Na simulação com o MCNP foi considerado que todas as partículas carregadas produzidas no volume ativo do detector dão origem a uma contagem na eletrônica, pois a eficiência intrínseca da partícula alfa no contador é de 100%. A quantidade de partículas alfa produzida no tubo contador foi obtida a partir da modificação pelo uso do cartão multiplicador FM na tally F4, sendo que o fluxo médio obtido a partir da tally F4 foi modificado pela reação (n, α).

A resposta do detector por unidade de fluência foi obtida fazendo a razão da quantidade de partículas alfa produzida em cada feixe de nêutrons monoenergéticos proveniente da fonte monoenergética pela quantidade 3×10⁻⁵ de nêutrons por unidade de área que chega à mesma posição correspondente ao volume sensível do detector. A quantidade 3×10⁻⁵ de nêutrons foi determinada na simulação de um detector puntiforme localizado na mesma posição do volume sensível distante 50 cm da fonte de nêutrons monoenergética. A Tabela 5.1.1.1 apresenta a quantidade de partículas

alfa produzida para cada feixe de nêutrons monoenergéticos e seus respectivos erros estatísticos. A contagem é determinada pela razão entre a quantidade de partículas alfa produzida no interior do gás e a quantidade de nêutrons livres por unidade de área (fluência do feixe). A variação da contagem em função da energia do nêutron incidente é apresentada na Figura 5.1.

Energia do nêutron (MeV)	Particulas Alfa	Erro relativo	(Alfa/Nêutrons).cm ²
2,15×10 ⁻⁰⁸	7,90×10 ⁻⁰⁸	3,93%	2,51×10 ⁻⁰³
1,00×10 ⁻⁰⁷	1,35×10 ^{₋07}	3,10%	4,30×10 ⁻⁰³
4,64×10 ⁻⁰⁷	2,21×10 ⁻⁰⁷	2,36%	7,03×10 ⁻⁰³
1,00×10 ⁻⁰⁶	2,72×10 ⁻⁰⁷	2,13%	8,64×10 ⁻⁰³
4,64×10 ⁻⁰⁶	3,31×10 ⁻⁰⁷	1,93%	1,05×10 ⁻⁰²
1,00×10 ⁻⁰⁵	3,67×10 ⁻⁰⁷	1,83%	1,17×10 ⁻⁰²
4,64×10 ⁻⁰⁵	4,32×10 ⁻⁰⁷	1,74%	1,37×10 ⁻⁰²
1,00×10 ⁻⁰⁴	4,54×10 ⁻⁰⁷	1,69%	1,44×10 ⁻⁰²
4,64×10 ⁻⁰⁴	5,19×10 ⁻⁰⁷	1,62%	1,65×10 ⁻⁰²
1,00×10 ⁻⁰³	5,68×10 ⁻⁰⁷	1,59%	1,80×10 ⁻⁰²
4,64×10 ⁻⁰³	6,51×10 ⁻⁰⁷	1,51%	2,07×10 ⁻⁰²
1,00×10 ⁻⁰²	7,07×10 ⁻⁰⁷	1,50%	2,25×10 ⁻⁰²
5,01×10 ⁻⁰²	8,85×10 ⁻⁰⁷	1,35%	2,81×10 ⁻⁰²
7,94×10 ⁻⁰²	9,95×10 ⁻⁰⁷	1,28%	3,16×10 ⁻⁰²
1,00×10 ⁻⁰¹	1,04×10 ⁻⁰⁶	1,26%	3,30×10 ⁻⁰²
1,99×10 ⁻⁰¹	1,39×10 ⁻⁰⁶	1,11%	4,43×10 ⁻⁰²
5,01×10 ⁻⁰¹	2,33×10 ⁻⁰⁶	0,89%	7,40×10 ⁻⁰²
1,00×10 ⁰	3,27×10 ⁻⁰⁶	0,77%	1,04×10 ⁻⁰¹
1,25×10 ⁰	3,55×10 ⁻⁰⁶	0,74%	1,13×10 ⁻⁰¹
1,58×10 ⁰	3,77×10 ⁻⁰⁶	0,72%	1,20×10 ⁻⁰¹
1,99×10 ⁰	3,90×10 ⁻⁰⁶	0,71%	1,24×10 ⁻⁰¹
2,51×10 ⁰	3,89×10 ⁻⁰⁶	0,72%	1,23×10 ⁻⁰¹
3,16×10 ⁰	3,63×10 ⁻⁰⁶	0,74%	1,15×10 ⁻⁰¹
3,98×10 ⁰	3,48×10 ⁻⁰⁶	0,76%	1,11×10 ⁻⁰¹
5,01×10 ⁰	3,40×10 ⁻⁰⁶	0,78%	1,08×10 ⁻⁰¹
7,94×10 ⁰	2,58×10 ⁻⁰⁶	0,87%	8,19×10 ⁻⁰²
1,00×10 ⁰¹	2,17×10 ⁻⁰⁶	0,95%	6,89×10 ⁻⁰²
1,58×10 ⁰¹	1,70×10 ⁻⁰⁶	1,08%	5,41×10 ⁻⁰²
2,51×10 ⁰¹	1,13×10 ⁻⁰⁶	1,33%	3,59×10 ⁻⁰²
3,98×10 ⁰¹	7.60×10 ⁻⁰⁷	1,64%	2,41×10 ⁻⁰²

Tabela 5.1.1.1. Quantidade de partículas alfa e contagem produzida em cada feixe de nêutrons monoenergéticos obtidas na simulação do modelo NRD.



Figura 5.1. Resposta simulada com MCNP do detector NRD por unidade de fluência.

A resposta do detector por unidade de equivalente de dose ambiente foi obtida fazendo a razão da quantidade de partículas alfa produzida por cada feixe de nêutrons monoenergético pelo produto da quantidade de nêutrons produzida em ar livre e dos coeficientes de equivalente de dose ambiente por fluência de nêutrons extraídos da TRS (2001). A Figura 5.2 apresenta a resposta do detector por unidade de equivalente de dose ambiente, onde se observa que para nêutrons com energias acima de 10 MeV a utilização do modelo NRD não é recomendada devido a ineficiência do monitor para contagens de nêutrons com energias maiores que 10 MeV.



Figura 5.2. Resposta simulada com o MCNP do detector NRD por unidade de equivalente de dose ambiente.

5.1.2 - Função resposta NRD normalizada

Os monitores de área para nêutrons são calibrados utilizando fontes de nêutrons de espectros conhecidos, ou seja, a resposta do instrumento é ajustada a partir do espectro referenciado e passa a responder em função desse ajuste. A resposta do detector foi normalizada para a fonte de ²⁴¹AmBe(α , n), fonte típica de calibração de monitores de área para nêutrons. Com a normalização da resposta é possível observar a faixa de energia onde o detector superestima ou subestima a dose. A normalização foi realizada a partir do cálculo da quantidade de partículas alfa produzida no gás do detector. Este cálculo foi obtido através da simulação do modelo do detector a uma distância de 50 cm utilizando a distribuição espectral referente à fonte de ²⁴¹AmBe(α , n).

A Figura 5.3 apresenta a relação entre a resposta do detector e a função dose normalizada para a fonte de ²⁴¹AmBe(α ,n). Observa-se uma subestimativa da resposta do monitor NRD para a faixa de energia correspondente a 2,15 × 10⁻⁸ a 0,1 MeV e um decréscimo na sua resposta devido a baixa eficiência para nêutrons acima de 10 MeV.



Figura 5.3. Comparação entre a função dose e a resposta do detector NRD.

No gráfico da Figura 5.4 observa-se a faixa de energia onde a resposta do detector é subestimada e superestimada. A curva acima da linha horizontal que passa pelo valor unitário representa uma região onde ocorre superestimativa da resposta do monitor, abaixo desta linha sua resposta é subestimada. O pico de superestimativa da resposta ocorre em 4,64 keV onde a resposta superestima em um fator de 9,28 vezes a resposta do monitor para a fonte de ²⁴¹AmBe(α ,n).



Figura 5.4. Análise da dependência energética do detector NRD.

5.1.3 - Função resposta Wendi-II

Na simulação do modelo Wendi-II também foi considerado que a eficiência intrínseca dos prótons no contador é de 100%. A quantidade de prótons produzidos no tubo contador foi obtida a partir da modificação pelo uso do cartão multiplicador FM na tally F4, sendo que o fluxo médio obtido a partir da tally F4 foi modificado pela reação (n, p). Não foi incluída na simulação a reação (n, d)p, pois a sua contribuição é muito pequena (OLSHER, 2000). A Tabela 5.1.3.1 apresenta a quantidade de prótons produzidos para cada feixe de nêutrons monoenergéticos e seus respectivos erros estáticos da simulação.

A razão entre a quantidade de prótons produzidos no interior do gás e a quantidade de nêutrons livres por unidade de área varia de acordo com a energia do nêutron incidente e apresenta um comportamento conforme a Figura 5.5. Foi realizada uma comparação com relação à curva resposta dos dois modelos de monitores onde é

possível observar o efeito da dependência energética na resposta dos monitores e a maior eficiência de contagem do modelo Wendi-II devido a maior ionização do gás frente ao modelo NRD.

Energia do nêutron (MeV)	Prótons	Erro relativo	(Prótons/Nêutrons).cm ²
2,15×10 ⁻⁰⁸	9,32×10 ⁻⁰⁷	4,27%	2,96×10 ⁻⁰²
1,00×10 ⁻⁰⁷	1,58×10 ⁻⁰⁶	3,97%	5,01×10 ⁻⁰²
4,64×10 ⁻⁰⁷	2,75×10 ⁻⁰⁶	3,19%	8,72×10 ⁻⁰²
1,00×10 ⁻⁰⁶	3,27×10 ⁻⁰⁶	2,34%	1,04×10 ⁻⁰¹
4,64×10 ⁻⁰⁶	4,37×10 ⁻⁰⁶	2,52%	1,39×10 ⁻⁰¹
1,00×10 ⁻⁰⁵	4,88×10 ⁻⁰⁶	2,00%	1,55×10 ⁻⁰¹
4,64×10 ⁻⁰⁵	6,01×10 ⁻⁰⁶	2,40%	1,91×10 ⁻⁰¹
1,00×10 ⁻⁰⁴	6,33×10 ⁻⁰⁶	1,82%	2,01×10 ⁻⁰¹
4,64×10 ⁻⁰⁴	7,42×10 ⁻⁰⁶	2,30%	2,36×10 ⁻⁰¹
1,00×10 ⁻⁰³	8,27×10 ⁻⁰⁶	1,65%	2,63×10 ⁻⁰¹
4,64×10 ⁻⁰³	9,76×10 ⁻⁰⁶	2,19%	3,10×10 ⁻⁰¹
1,00×10 ⁻⁰²	1,04×10 ⁻⁰⁵	1,49%	3,30×10 ⁻⁰¹
5,01×10 ⁻⁰²	1,39×10 ⁻⁰⁵	1,31%	4,43×10 ⁻⁰¹
7,94×10 ⁻⁰²	1,63×10 ⁻⁰⁵	1,88%	5,19×10 ⁻⁰¹
1,00×10 ⁻⁰¹	1,76×10 ⁻⁰⁵	1,20%	5,59×10 ⁻⁰¹
1,99×10 ⁻⁰¹	2,47×10 ⁻⁰⁵	1,55%	7,83×10 ⁻⁰¹
5,01×10 ⁻⁰¹	4,19×10 ⁻⁰⁵	1,22%	1,33×10 ⁰
1,00×10 ⁰	5,94×10 ⁻⁰⁵	0,69%	1,89×10 ⁰
1,25×10 ⁰	6,52×10 ⁻⁰⁵	1,14%	2,07×10 ⁰
1,58×10 ⁰	6,88×10 ⁻⁰⁵	0,91%	2,19×10 ⁰
1,99×10 ⁰	7,12×10 ⁻⁰⁵	1,09%	2,26×10 ⁰
2,51×10 ⁰	7,32×10 ⁻⁰⁵	1,08%	2,33×10 ⁰
3,16×10 ⁰	6,83×10 ⁻⁰⁵	1,11%	2,17×10 ⁰
3,98×10 ⁰	6,61×10 ⁻⁰⁵	1,14%	2,10×10 ⁰
5,01×10 ⁰	6,58×10 ⁻⁰⁵	1,13%	2,09×10 ⁰
7,94×10 ⁰	5,30×10 ⁻⁰⁵	1,26%	1,69×10 ⁰
1,00×10 ⁰¹	5,36×10 ⁻⁰⁵	1,32%	1,70×10 ⁰
1,58×10 ⁰¹	4,95×10 ⁻⁰⁵	1,36%	1,57×10 ⁰
2,51×10 ⁰¹	5,05×10 ⁻⁰⁵	1,38%	1,60×10 ⁰
3,98×10 ⁰¹	5,26×10 ⁻⁰⁵	1,35%	1,67×10 ⁰
6,30×10 ⁰¹	6,06×10 ⁻⁰⁵	0,70%	1,93×10 ⁰
1,00×10 ⁰²	7,49×10 ⁻⁰⁵	0,64%	2,38×10 ⁰
1,58×10 ⁰²	6,58×10 ⁻⁰⁵	0,69%	2,09×10 ⁰

Tabela 5.1.3.1. Quantidade de prótons e contagem produzida em cada feixe denêutrons monoenergéticos obtidas na simulação do modelo Wendi-II.

_



Figura 5.5. Comparação entre a resposta do detector NRD e Wendi-II para feixes de nêutrons monoenergéticos.

A Figura 5.6 apresenta as curvas resposta dos dois modelos de monitores NRD e Wendi-II, fornecidas pelo fabricante. As curvas obtidas na simulação estão de acordo com as curvas fornecidas pelo fabricante (http://www.thermo.com.cn/Resources/200802/productPDF_19371.pdf, 2013).



Figura 5.6. Curvas resposta dos monitores NRD e Wendi-II apresentadas pelo fabricante.

A resposta do detector por unidade de equivalente de dose ambiente foi obtida fazendo a razão da quantidade de prótons produzidos em cada feixe de nêutrons monoenergéticos pelo produto da quantidade de nêutrons produzidos em ar livre e os coeficientes de conversão de fluência para equivalente de dose ambiente. A Figura 5.7 apresenta uma comparação entre as respostas dos modelos de detector estudados por unidade de equivalente de dose ambiente, onde pode se observar que para nêutrons com energias acima de 10 MeV a utilização do modelo NRD não é recomendada, o que não ocorre para o modelo Wendi-II o qual pode ser utilizado em ambientes que possuem espectros de nêutrons com alta energia.



Figura 5.7. Comparação das respostas dos detectores Wendi-II e NRD.

5.1.4 - Função resposta Wendi-II normalizada

A normalização da função resposta do modelo Wendi-II utilizou o mesmo princípio do modelo NRD. A subestimativa da resposta ocorreu na mesma faixa de energia do nêutron para o modelo NRD, no entanto, o comportamento foi diferente para nêutrons com energia acima de 10,0 MeV, onde o detector apresentou uma
aproximação na sua resposta frente à curva que representa a função dose (Figura 5.8). Este comportamento ocorre devido à presença do tungstênio no moderador que multiplica os nêutrons via reação (n, xn) e atenua via reação (n, γ) (OLSHER, 2000).



Figura 5.8. Comparação entre a função dose e a resposta do detector Wendi-II.

Na Figura 5.9 observa-se a faixa de energia do nêutron onde a resposta do detector é subestimada e superestimada. O pico de superestimativa da resposta ocorre em 4,64 keV onde a resposta superestima em um fator de 7,29 vezes a resposta para a fonte de ²⁴¹AmBe(α ,n).



Figura 5.9. Análise da dependência energética do detector Wendi-II.

5.1.5 - Validação da função resposta

A validação da função resposta consistiu no cálculo da resposta dos modelos de monitores para três espectros de fontes de nêutrons referenciadas pela TRS (Figura 5.10, 5.11 e 5.12). O arquivo de entrada da validação da função resposta foi simulado considerando um detector pontual distante 50 cm de uma fonte de nêutrons puntiforme e isotrópica. A fluência calculada foi modificada pelo uso dos cartões modificadores DE e DF para obter a resposta em função da contagem. Como a resposta em termos de contagem é dada em função da partícula carregada gerada, para ter a resposta em Sv/n, foi utilizado o fator multiplicador referente ao valor da dose em função da partícula. Para a função resposta do detector Wendi-II o fator multiplicador foi 2,04 ×10⁻¹⁰ Sv / próton e 3,90×10⁻⁰⁹ Sv / alfa para o detector NRD. O fator multiplicador é um ajuste feito na resposta, como os detectores são calibrados

pela fonte de ²⁴¹AmBe(α ,n), este fator foi calculado a partir do espectro desta fonte fornecido pela TRS (2001).

A resposta calculada em termos da taxa de equivalente de dose ambiente foi obtida fazendo o produto da taxa de emissão da fonte pelo valor da simulação referente ao resultado da tally F5 modificada. A resposta calculada para três diferentes campos de nêutrons apresentaram resultados com erro estatístico menor que 0,1%. A Tabela 5.1.5.1 apresenta os valores encontrados para os dois modelos de monitores e uma comparação com o valor referência obtida a partir da calibração das fontes. Os valores apresentados na Tabela 5.1.5.1 estão próximos ao valor de referência, com exceção da fonte de ²⁵²Cf + D₂O. A diferença apresentada ocorreu porque esta fonte produz um espectro mais termalizado em comparação com as outras fontes. As energias médias das fontes de 252 Cf, 241 AmBe(α ,n) e 252 Cf + D₂O são respectivamente 2,18, 4,16 e 0,58 MeV, este último valor reflete a moderação sofrida pelo espectro em energia dos nêutrons devido a presença da água pesada. A resposta superestima o valor de referência, como foi observado nas análises da função resposta dos modelos de monitores apresentadas anteriormente. A diferença percentual entre os valores calculados para o espectro termalizado e o valor referência foram de 30% para o Wendi-II e 44% para o NRD.

Factor la se	Wendi-II	NRD	Taxa de dose	
Fonte de — Nêutrons	Taxa de dose v (µs ⁻	valor de referência (µsv/h)		
²⁴¹ AmBe(a,n)	476,8	473,5	474 ± 37	
²⁵² Cf	171,2	177,3	170 ± 14	
²⁵² Cf + D ₂ O	60,2	66,8	$46,5 \pm 3,7$	

Tabela 5.1.5.1. Valores obtidos na validação da função resposta.



Figura 5.10. Espectro de ²⁴¹AmBe de referência (TRS) normalizado para uma unidade.



Figura 5.11. Espectro de ²⁵²Cf de referência (TRS) normalizado para uma unidade.



Figura 5.12. Espectro de 252 Cf + D₂O de referência (TRS) normalizado para uma unidade.

5.2 - Medição do espectro de nêutrons

Todas as contagens apresentadas na Tabela 5.2.1 foram obtidas nas mesmas condições com o acelerador operando por aproximadamente um minuto e o MCA registrando as contagens. Após este tempo foi realizado a troca das esferas e o registro da contagem correspondente a cada esfera.

Diâmetro da	Contagens					
Esfera (cm)	200	MU	500 MU			
	0,5 x 0,5 cm²	40 x 40 cm ²	0,5 x 0,5 cm²	40 x 40 cm ²		
0	52610 ± 789	43433 ± 651	143108 ± 2146	124073 ± 1861		
5,08	42130 ± 632	36217 ± 543	118846 ± 1783	109376 ± 1641		
7,62	33587 ± 504	27411 ± 411	95213 ± 1428	86696 ± 1300		
12,7	19147 ± 287	14880 ± 223	58102 ± 872	51462 ± 772		
20,32	4123 ± 62	2411 ± 36	14840 ± 223	13485 ± 202		
25,4	1727 ± 26	1529 ± 23	8224 ± 123	8930 ± 134		
30,48	1751 ± 26	577 ± 9	2981 ± 45	3646 ± 55		

Tabela 5.2.1. Contagens obtidas com o espectrômetro de Bonner para duas intensidades de feixes e dois tamanhos de campo.

As maiores contagens foram obtidas com o acelerador ajustado em 500 MU, isto ocorre porque quanto maior o MU mais fótons são gerados e consequentemente mais nêutrons são produzidos. As variações das contagens de acordo com o diâmetro das esferas normalizadas pela maior leitura estão representadas nos gráficos das Figuras 5.13 e 5.14. Parte da informação do espectro pode ser obtida analisando esses gráficos, a elevada contagem para esferas de menor diâmetro indica alta presença de nêutrons térmicos e espectro com baixa energia média.



Figura 5.13. Contagem relativa das esferas de Bonner para 200 MU.



Figura 5.14. Contagem relativa das esferas de Bonner para 500 MU.

5.2.1 - Validação do treinamento e da planilha de resultados

O arquivo gerado no treinamento da rede neural e a planilha de resultados foram testados utilizando como vetores de entrada medições dos espectros produzidos pelas fontes de nêutrons ²⁴¹AmBe(α,n) e ²⁵²Cf(n,f) feitas com o espectrômetro de Bonner. O arquivo gerado no treinamento e utilizado na validação teve como parâmetro o uso de 5 camadas e um resultado com percentual de 100% de acertos. As medições referentes às contagens foram realizadas no Laboratório de Baixo Espalhamento do Laboratório de Metrologia de Nêutrons (LBE/LN) do IRD com o volume sensível do espectrômetro posicionado a um metro de distância da fonte. Foi utilizado o cone de sombra para obter informações dos nêutrons espalhados e dos nêutrons provenientes do feixe direto determinando assim as contagens líquidas. As contagens líquidas foram normalizadas a uma unidade e utilizadas em um arquivo de entrada. O fator de correção foi obtido através da razão da taxa do equivalente de dose ambiente da planilha de resultados pelos valores de referência da dose obtidos a partir do sistema primário BSM. Os resultados da validação e os valores de correção são apresentados na Tabela 5.2.1.1.

	²⁵² Cf(f,n)			²⁴¹ AmBe(α,n)		
	H*(10) (mSv.h⁻¹)	h*(10) (pSv.cm².n⁻¹)	Energia média (MeV)	H*(10) (mSv.h ⁻¹)	h*(10) (pSv.cm².n⁻¹)	Energia média (MeV)
NeuraLN	5,53	385 ± 0,1	1,91 ± 0,05	0,125	400 ± 0,1	3,52 ± 0,17
Valores Referência	1,06	385	2,30	0,024	391	4,16
Fator de correção		5,22			5,21	

Tabela 5.2.1.1. Validação da planilha de resultados e do fator de correção.

O valor da taxa de fluência do espectro foi corrigido pelo fator de correção obtido na validação. A correção tem o objetivo de calibrar a resposta da rede de forma que a mesma responda conforme o espectro de nêutrons referenciado.

5.2.2 - Espectro de nêutrons próximo ao LINAC

Após o treinamento da rede, a validação da planilha de resultados e do arquivo gerado no treinamento, o *software* de desdobramento de espectro foi utilizado para obter o espectro próximo ao acelerador. Os vetores de entrada utilizado no *software* foram às taxas de contagens normalizadas a uma unidade, obtidas com o espectrômetro a 100 cm do isocentro.

Os resultados das fluências para os campos 0,5 cm x 0,5 cm e 40 cm x 40 cm estão representados nos gráficos das Figuras 5.15 e 5.16. A energia média dos nêutrons encontrada para o menor campo foi de $18,4 \pm 6$ keV para 200 MU e $52,6 \pm 18$ keV para 500 MU. No caso do maior campo, a energia média foi de $21,4 \pm 6$ keV para 200 MU e $41,3 \pm 15$ keV para 500 MU.



Figura 5.15. Fluência para o campo 0,5 cm x 0,5 cm obtida com o software NeuraLN.



Figura 5.16. Fluência para o campo 40 cm x 40 cm obtida com o software NeuraLN.

Os dados da distribuição percentual das energias dos nêutrons em cada espectro são apresentados na Tabela 5.2.2.1. Observa-se que a presença de nêutrons na faixa térmica e epitérmica é predominante. Com o acelerador ajustado em 200 MU, o espectro de nêutrons medido apresentou uma contribuição maior na faixa térmica. No caso do ajuste para 500 MU, apesar da contribuição de nêutrons térmicos ser predominante, a presença de nêutrons na faixa epitérmica e rápida aumentou, o que justifica o deslocamento dos espectros nas Figuras 5.17 e 5.18.

Campo (cm²)		0,5 x 0,5 cm²	40 x 40 cm²	Unidade	
E _{min} [MeV]	E _{max} [MeV]	Distribuição percentual (%)		monitora (M.U)	
1,0 × 10 ⁻⁹	9,1 × 10 ⁻⁸	65,6	65,6		
1,1 × 10 ⁻⁷	7,9 × 10 ⁻²	32,1	31,8	200	
1,0 × 10⁻¹	20	2,3	2,6		
1,0 × 10 ⁻⁹	9,1 × 10 ⁻⁸	53,8	44,7	500	
1,1 × 10 ⁻⁷	7,9 × 10 ⁻²	40,4	47,9	500	
1,0 × 10⁻¹	20	5,8	7,4		

Tabela 5.2.2.1. Distribuição percentual da energia dos nêutrons nos espectros obtidos próximoao Linac.

5.3 - Resposta simulada dos monitores de área próximo ao Linac

Para calcular a taxa do equivalente de dose foi desenvolvido um arquivo de entrada do código MCNP (conforme os anexos A e B) utilizando a função resposta previamente calculada e inserida nos cartões DE e DF. Além da função resposta, foram inseridos também os cartões DE e DF correspondente à função dose (dados da Tabela 4.1.3.1) para determinar o equivalente de dose ambiente para o espectro medido. Na definição da fonte simulada utilizou-se a ferramenta NRM para representar uma fonte de raio 20 cm circulando o detector pontual cuja resposta foi definida nos cartões DE e DF. As distribuições espectrais da fonte de nêutrons utilizadas na simulação foram os resultados das fluências obtidas com o software NeuraLN, a partir das medições realizadas com as esferas de Bonner. O produto da taxa de fluência corrigida, da resposta do detector para o espectro medido em termos da dose por nêutron e a área da fonte que circula o detector, resulta na taxa do equivalente de dose ambiente. No cálculo da taxa do equivalente de dose em relação aos espectros medidos, o mesmo produto é realizado considerando as saídas

relacionadas à função dose. As Tabelas 5.3.1 e 5.3.2 apresentam os resultados das simulações e das medições experimentais realizadas com os mesmos modelos de detectores simulados. As simulações apresentaram um erro estatístico menor que 0,1%.

Conforme os dados da Tabela 5.3.1 (campo 0,5 x 0,5 cm²), para 200 MU, a medição experimental superestimou o valor calculado através da função dose em 4 vezes para o modelo Wendi-II e 5,1 vezes para o modelo NRD. Para 500 MU, a medição experimental superestimou em 1,3 vezes para o modelo Wendi-II e 1,9 vezes para o modelo NRD. O mesmo comportamento não foi observado em 200 MU quando a comparação é feita com a resposta simulada do detector, uma diferença percentual de 5% foi encontrada para o Wendi-II e 26% para o NRD. No entanto, em 500 MU a resposta simulada do detector superestimou em 1,3 vezes para o modelo Wendi-II e 1,6 vezes para o modelo NRD.

Segundo os dados da Tabela 5.3.2 (campo 40 x 40 cm²) para 200 MU, a medição experimental superestimou em 4,7 vezes o valor calculado através da função dose para o modelo Wendi-II e 5 vezes para o modelo NRD. Para 500 MU, a medição experimental superestimou em 1,2 vezes para o modelo Wendi-II e 1,4 vezes para o modelo NRD. Na comparação da resposta simulada do detector, em 200 MU a resposta superestimou em 1,4 vezes para o modelo Wendi-II e 1,8 vezes para o modelo NRD. Para 500 MU, foi encontrada uma diferença percentual de 13% para o modelo Wendi-II e 10% para o modelo NRD.

Unidade Detector Monitora		Resposta Simulada Detector	Resposta função dose (mSv.h ⁻¹)	Medida experimental
200	Wendi-II	2,2		9,03 ± 0,27
	NRD	2,9	2,3	11,62 ± 0,44
500	Wendi-II	21,0	10.0	21,85 ± 0,42
	NRD	26,4	16,2	30,79 ± 1,59

Tabela 5.3.1. Resposta simulada e medições experimentais campo 0,5 x 0,5 cm².

Unidade Monitora	Detector	Resposta Resposta função Simulada Detector dose		Medida experimental		
		(mSv.h⁻¹)				
200	Wendi-II	2,7		9,31 ± 0,15		
	NRD	3,6	2,0	9,98 ± 0,16		
EOO	Wendi-II	17,4	20.0	23,38 ± 0,67		
500	NRD	22,0	20,0	$28,77 \pm 0,90$		

Tabela 5.3.2. Resposta simulada e medições experimentais campo 40 x 40 cm².

Uma avaliação da contribuição energética dos nêutrons no cálculo da dose é obtida simulando somente uma faixa de energia da distribuição energética da fonte. Sendo assim, é possível verificar a contribuição dos nêutrons, na faixa térmica, epitérmica e rápida, na resposta do detector. A Tabela 5.3.3 apresenta os resultados do cálculo das contribuições energéticas na resposta do detector. Conforme os dados, para 200 MU a contribuição dos nêutrons na faixa epitérmica é predominante, sendo que, para a medida próximo ao maior campo, a contribuição de nêutrons na faixa rápida aumentou. Para 500 MU, as contribuições de nêutrons na faixa rápida e epitérmica são dominantes e aproximadamente iguais.

Tabela 5.3.3. Contribuição energética dos nêutrons na resposta simulada dos detectores
próximo ao acelerador.

	Faixa de energia do nêutron		Wendi-II	NRD	Wendi-II	NRD
Campo (cm²)	E _{min} [MeV]	E _{max} [MeV]	Contribuição percentual (%)			
			200	MU	500	MU
	1,0 × 10 ⁻⁹	9,1 × 10 ⁻⁸	22	27	14	18
0,5 x 0,5	1,1 × 10⁻ ⁷	7,9 × 10⁻²	51	52	40	44
	1,0 × 10 ⁻¹	20	27	21	46	38
	1.0 × 10 ⁻⁹	9.1 × 10 ⁻⁸	23	28	11	14
40 x 40	1,1 × 10 ⁻⁷	7,9 × 10 ⁻²	46	47	40	44
	1,0 × 10⁻¹	20	32	25	49	42

A análise da contribuição energética do nêutron na função resposta justifica a superestimativa das medidas experimentais. A maior presença de nêutrons com energias nas faixas térmica e epitérmica aumenta a dependência energética. Para o acelerador operando a 500 MU a maior presença de nêutrons com energia na faixa rápida justifica uma menor dependência energética. Este mesmo comportamento foi observado também na validação da função resposta. Quando foi utilizada a distribuição espectral da fonte de ²⁵²Cf+D₂O que apresenta 72% de nêutrons na faixa epitérmica e 28% na faixa rápida, a resposta simulada apresentou uma diferença percentual de 30% para o Wendi-II e 44% para o NRD em relação ao valor de referência. Para a fonte de ²⁵²Cf, a presença de nêutrons na faixa epitérmica é de 1,9% e na faixa rápida 98,1%, a resposta simulada apresentou uma diferença percentual de 0,7% para o monitor Wendi-II e 4,3% para o monitor NRD. Esses resultados ratificam o desvio na resposta dos monitores para medições em espectros termalizados.

Capítulo 6

Conclusões

A simulação com o MCNP permitiu verificar a região onde as respostas dos monitores subestimaram e superestimaram os valores referências. Na avaliação dos monitores observou-se que o modelo NRD superestimou mais a sua resposta do que o modelo Wendi-II. O pico de superestimativa da resposta para o modelo NRD ocorre na energia 4,64 keV onde a resposta superestima por um fator de 9,28 vezes a resposta para a fonte de ²⁴¹AmBe(α ,n). Para o modelo Wendi-II o pico de superestimativa da resposta ocorre na mesma energia (4,64 keV), no entanto, o fator é 7 vezes a resposta para a fonte de ²⁴¹AmBe(α ,n). Na comparação entre as respostas dos modelos de monitores por unidade de equivalente de dose ambiente, observa-se que para nêutrons com energias acima de 10 MeV a utilização do modelo NRD não é recomendada, o que não ocorre para o modelo Wendi-II o qual pode ser utilizado em ambientes que possuem espectros de nêutrons com alta energia.

A análise da dependência energética é importante principalmente quando os equipamentos são utilizados em locais que possuem espectros de nêutrons termalizados. A validação da simulação consistiu no cálculo da resposta dos dois modelos de monitores frente a espectros de nêutrons referenciados e uma comparação com o valor referência, obtido a partir da calibração das fontes. A validação da função resposta destacou a dependência energética da resposta quando o cálculo foi realizado para a $^{252}Cf + D_2O$. Esta fonte produz um espectro moderado, devido a presença da água pesada, com energia média de 0,55 MeV. A diferença entre os valores obtidos na validação da função resposta para a fonte de $^{252}Cf + D_2O$

As medições realizadas com as esferas de Bonner na sala de radioterapia apresentaram boa concordância com a literatura. Contagens maiores para as menores

esferas e o decréscimo na contagem conforme o aumento no diâmetro das esferas também foi observado por ALEVRA (2003) na medição em campos mistos. Este comportamento traz informações prévias sobre o espectro, a elevada contagem para esferas de menor diâmetro indica alta presença de nêutrons térmicos e espectro com baixa energia média. As maiores contagens foram obtidas com o acelerador ajustado em 500 MU, isto é justificado pelo fato de que quanto maior o MU mais fótons são gerados e consequentemente mais nêutrons são produzidos.

Os dados da distribuição percentual da energia do nêutron em cada espectro serviram como avaliação da distribuição energética do espectro produzido pelo acelerador. Quando a operação do acelerador foi ajustada em 200 MU, o espectro de nêutrons medido apresentou uma contribuição maior na faixa térmica. No ajuste para 500 MU, a presença de nêutrons na faixa epitérmica e rápida aumentou quando comparada com 200 MU, apesar da contribuição de nêutrons térmicos ser predominante. A presença de nêutrons com energias nas faixas térmica e epitérmica foi predominante em ambos os espectros (200 MU e 500 MU) e a diferença de tamanho de campo influenciou no aumento de nêutrons na faixa térmica.

No cálculo da resposta do detector próximo ao acelerador, a taxa de fluência utilizada na simulação para calcular a taxa de equivalente de dose ambiente foi ajustada pelo fator de correção obtido na validação do treinamento do *software* NeuraLN com o objetivo de calibrar a resposta da rede de forma que a mesma responda conforme o espectro de nêutrons referenciado. Conforme os resultados obtidos pela simulação a partir da resposta calibrada e utilizando informações do espectro medido na sala de radioterapia, a medida experimental superestimou, em todas as condições de medição, o valor calculado da dose obtida através da função dose. A resposta simulada apresentou uma superestimativa, porém menor em comparação com as medidas experimentais.

6.1- Recomendações

O uso de monitores de área para nêutrons em instalações radioterápicas requer alguns cuidados. Primeiramente o equipamento deve estar rastreado por campos de nêutrons de referência, o uso de equipamentos calibrados satisfaz essa condição. O conhecimento da função resposta do equivalente de dose ambiente dos monitores de área, realizado de forma confiável em laboratórios padrão primário, auxilia na avaliação da dependência energética. O prévio conhecimento do espectro de nêutrons onde o equipamento será utilizado é importante para avaliar o comportamento das medidas. A utilização de monitores de área com alta discriminação para fótons de alta energia são os mais indicados para realizar medições próximas ao LINAC.

6.2- Trabalhos futuros

Recomenda-se a modelagem e simulação de outros modelos de monitores de área para nêutrons próximos a diferentes modelos de aceleradores lineares clínicos. A utilização da função resposta em um arquivo de entrada contendo a modelagem do cabeçote de um acelerador linear clínico poderia avaliar de forma independente a resposta do detector. Uma avaliação adicional, como por exemplo, a determinação da relação entre o kerma no tecido humano devido aos nêutrons e o kerma devido aos raios X (Sv.Gy⁻¹) poderia ser obtido para verificar se excede 1% da relação Sv.Gy⁻¹ conforme recomendado na Regulamento Técnico NE-3.06 da Comissão Nacional de Energia Nuclear.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- ALEVRA, 2003."Neutron spectrometry in mixed fields: multisphere spectrometers", Radiation Protection Dosimetry, v. 107, pp. 37–72.
- AMBROSI, P., 2009, "Radiation protection and environmental standards", *Metrologia*, v. 46, pp. S99 S111.
- BECKURTS, K. H.; WIRTZ, K., 1964, *Neutron Physics*.1 ed., New York, Editora Springer- Verlag.
- BEDOGNI, R., 2006, Neutron Spectrometry and Dosimetry for Radiation Protection Around a High Energy electron/ Positron Collider, Tese de D.Sc., UniversitatAutònoma de Barcelona, Departamento de Física, Barcelona, Espanha.
- Briesmeister, J. F., Ed. MCNP "*A general Monte Carlo n-particle transport code, version 4C*", LA-13709-M, Los Alamos National Laboratory, 2000.
- Canberra Industries, Genie-2000 Spectroscopy System operations manual, Meriden, USA (1999).
- CRANE T.W., BAKER, M. P., "Neutron Detectors," in Passive Nondestructive Assay of Nuclear materials, ed. by D. Reilly *et al.*, Nuclear Regulatory Commission, NUREG/CR-5550, March 1991, p- 379.
- FACURE, A.F.N.S., 2006, Doses Ocupacionais Devido a Nêutrons em Salas de Aceleradores Lineares de Uso Médico. Tese de D.Sc., COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, Brasil.
- FERNÁNDEZ, F., DOMINGO, C., AMGAROU, K., CASTELO, J., BOUASSOULE, T., GARCIA, M. J., LUGUERA, E., 2007, "Neutron measurements in a varian 2100C Linac facility using a bonner sphere system based on passive gold activation detectors", *Radiation Protection Dosimetry*, v. 126, pp. 361–365.
- GOLNIK, N., ZIELCZYNSKI, M., BULSKI, W., TULIK, P. PALKO, T., 2007,
 "Measurements of the neutron dose near a 15 MV medical linear accelerator", *Radiation Protection Dosimetry*, v. 126, pp. 619–622.
- TRS, 2001, "Compendium of neutron spectra and detector responses for radiation protection purposes", International Atomic Energy Agency. Technical Reports Series n° 403.

- ICRU, 1985. "Determination of dose equivalents resulting from external radiation sources", International Commission on Radiological Units and Measurements, Report 39.
- ICRU, 1998. "Measurements.Conversion coefficients for use in radiological protection against external radiation". International Commission on Radiation Unit and Measurements, Report 57.
- ICRP, 1991, "1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection". Annals of ICRP, 21, Nos. 1-3, Report 60.
- ISO, 2001, "*Characteristics and Methods of Production*", International Organization for Standardization, ISO-8529-1.Neutron Reference Radiation Part 1, Switzerland.
- JUSTUS, 2012."Count rate limitations for pulse-counting instrumentation in pulsed accelerator fields". Health Physics, v. 102 (1), pp. 8-24.
- KNOLL, G.F., 1979, *Radiation Detection and Measurement*.2 ed., Toronto, Editora John Wiley & Sons.
- KIM,S.I., KIM, B.H., CHANG, I., LEE, J.I., KIM, J.L., PRADHAN, A.S., 2013, " Response of six neutron survey meters in mixed fields of fast and thermal neutrons", *Radiation Protection Dosimetry*, v. 156, pp. 518-524.
- KRÁLIK, M., TUREK, K., 2004, "Characterisation of neutron fields around high-energy x-ray radiotherapy machines", *Radiation Protection Dosimetry*, v. 110, pp. 503-507.
- KRÁLÍK, M., TUREK, K., VONDRÁCEK, V., 2008, "Spectra of photoneutrons produced by high-energy x-ray radiotherapy linacs", *Radiation Protection Dosimetry*, v. 132, pp. 13 – 17.
- KRÁLÍK, M., SOLC, J., VONDRACEK, V., SMOLDASOVA, J., FARKASOVA, E., TICHA, I., 2014, "Spectral Fluence Of Neutrons Generated By Radiotherapeutic Linacs", Radiation Protection Dosimetry, v. 164, pp. 1 – 8.
- LAMARSH, J. R., 1983, *Introduction to nuclear engineering*, 2ed. Massachusetts, Addison-Wesley PublishingCompany, p.668.
- LEMOS, R.M., 2009, *Desdobramento de espectros de nêutrons utilizando o método de monte Carlo e redes neurais,* Tese de D.SC., COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, Brasil.

- LIU, J.C., MAO, S., MCCALL, R.C., DONAHUE, R., 1992, "The effect of the static magnetic field on the response of radiation survey instruments", *Health Physics*, v. 64, pp.67 - 70.
- MARTINEZ, S.A., BARQUERO, R., GÓMEZ-ROS, J.M., LALLENA, A.M., ANDRÉS, C., TORTOSA, R., 2010, "Evaluation of neutron production in new accelerators for radiotherapy", *Radiation Measurements*, v.45, pp. 1402-1405.
- MARTINS, M.M., 2008, Desenvolvimento e caracterização de um sistema de monitoração individual de nêutrons tipo albedo de duas componentes usando detectores termoluminescentes, Tese de D.Sc., COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, Brasil.
- NANDI, D. M., 2004, Estudo de funcionalidade e segurança para aceleradores lineares utilizados em radioterapia – uma contribuição para a gestão de tecnologia médico-hospitalar, Tese de M.Sc., UFSC/EE, Florianópolis, Brasil.
- NCRP, 2005, "Structural Shielding Design and Evaluation for Megavoltage X- and Gamma- Ray Radiotherapy Facilities", National Council on Radiation Protection and Measurements Report N° 151.
- OLSHER, 2000."Wendi: an improved neutron rem meter". *Health Physics*, v.79 (2), pp. 170-181.
- OLSHER, 1991. "Calibration correction factors for the Los Alamos neutron well". Los Alamos, NM: *Los Alamos National Laboratory*; Report LA-12127-MS; 1991.
- ONGARO C., ZANINI A., NASTASI U., R'ODENAS J., OTTAVIANO G., MANFREDOTTI C., 2000, "Analysis of photoneutron spectra produced in medical accelerators", *Physics Medical Biology*, v. 45, pp. L55–61.
- PEREIRA, W.W., 1999, Reconhecimento de Padrões por Morfologia Matemática e Redes Neurais considerando incertezas: uma aplicação à Língua Portuguesa, Tese de D.Sc., COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, RJ, Brasil.
- PRICE, W.J., 1964, Nuclear radiation detection, 2ed. McGraw-Hill.
- REDES NEURAIS ARTIFICIAIS, disponível em: http://www.icmc.usp.br/pessoas /andre/research/neural/. Acessado em 05 de novembro de 2013.
- SALGADO, A.P., PEREIRA, W.W., FONCESA, E.S., PATRÃO, K.C.S., BATISTA, D.V.S., 2010, "Calibration and evaluation of neutron survey meters used at linac facility". *Radiation Measurements*, v. 45, pp. 1502 – 1504.

- SANTOS, J.A.L., 2006, Espectrometria de nêutrons com o sistema de esferas de Bonner utilizando detectores passivos termoluminescentes. Tese de M. SC., DEN/UFPE, Recife, Brasil.
- SCAFF, L. A. M., 1997, Física da Radioterapia. 1 ed., São Paulo, Editora Sarvier
- SWENDI-2: Wide Energy Neutron Detector, disponível em: http://www.thermo.com.cn/Resources/200802/productPDF_19371.pdf. Acessado em 05 de maio de 2013
- TABLE OF NUCLIDES, disponívelem: http://atom.kaeri.re.kr/ton/, List of Nuclides. Acessadoem 01 dezembro 2012.
- TANNER R.J., MOLINOS C., ROBERTS N.J., BARTLETT D.T., HAGER L.G., JONES L.N., TAYLOR G.C., THOMAS D.J., 2006, "Practical implications of neutron survey instrument performance", Health Protection Agency.
- TOSI, G., TORRESIN, A., AGOSTEO, S., FOGLIO, A., SANGIUST, V., ZENI, L., SILARI, M., "Neutron measurements around medical electron accelerators by active and passive detection techniques", Medical physics, v.18(1), pp. 54 – 60.
- TURNER, J.E., 1995, *Atoms, radiation, and radiation protection*, 2 ed, New York, Editora John Wiley.
- X-5 Monte Carlo Team. MCNP A General Monte Carlo N-ParticleTransportCode, Version5. Volume I – Overview and Theory.Los Angeles NationalLaboratory, University of California, USA, 2003.
- ZABIHZADEH, M., Ay, M. R., ALLAHVERDI, M., MESBAHI, A., MAHDAVI, S.R., SHAHRIARI, M., 2009, Monte carlo estimation of photoneutrons contamination from high-energy x-ray medical accelerators in treatment room and maze: a simplified model, Radiation Protection Dosimetry, v. 135, pp. 21 – 32.
- ZAMBONI, C.B., 2007, *Fundamentos da Física de Nêutrons*, 1 ed., São Paulo, Editora Livraria da Física.

Anexo A

Exemplo de arquivo de entrada do código MCNPX utilizado para a simulação da resposta do monitor modelo NRD próximo ao LINAC.

c Simulação resposta modelo de monitor NRD

c Definição de células

- 1 1 -0.00125 -3 imp:n=1
- 2 1 -0.00125 3 imp:n=0
- c Definição de superfície

3 SO 20

c Definição material

MODE N

m1 7014 -0.755 8016 -0.232 18040 -0.013 \$ ar

F5:N0000

FM5 3.90E-09

c função resposta NRD

DE5 2.15E-08 1.00E-07 4.64E-07 1.00E-06 4.64E-06 1.00E-05 4.64E-05 1.00E-04 4.64E-04 1.00E-03 4.64E-03 1.00E-02 5.01E-02 7.94E-02 1.00E-01 1.99E-01 5.01E-01 1.00E+00 1.25E+00 1.58E+00 1.99E+00 2.51E+00 3.16E+00 3.98E+00 5.01E+00 7.94E+00 1.00E+01 1.58E+01 2.51E+01 3.98E+01

DF5 2.51E-03 4.30E-03 7.03E-03 8.64E-03 1.05E-02 1.17E-02 1.37E-02 1.44E-02 1.65E-02 1.80E-02 2.07E-02 2.25E-02 2.81E-02 3.16E-02 3.30E-02 4.43E-02 7.40E-02 1.04E-01 1.13E-01 1.20E-01 1.24E-01 1.23E-01 1.15E-01 1.11E-01 1.08E-01 8.19E-02 6.89E-02 5.41E-02 3.59E-02 2.41E-02

F15:N0000

c Fluxo para função dose

- DE15 2.15E-08 1.00E-07 4.64E-07 1.00E-06 4.64E-06 1.00E-05 4.64E-05 1.00E-04 4.64E-04 1.00E-03 4.64E-03 1.00E-02 5.01E-02 7.94E-02 1.00E-01 1.99E-01 5.01E-01 1.00E+00 1.25E+00 1.58E+00 1.99E+00 2.51E+00 3.16E+00 3.98E+00 5.01E+00 7.94E+00 1.00E+01 1.58E+01 2.51E+01 3.98E+01
- DF15 1.06E-11 1.34E-11 1.31E-11 1.29E-11 1.16E-11 1.10E-11 9.93E-12 9.26E-12 8.25E-12 7.85E-12 8.69E-12 1.13E-11 4.69E-11 7.81E-11

9.91E-11 1.86E-10 3.42E-10 4.27E-10 4.14E-10 3.97E-10 4.13E-10 4.13E-10.4.09E-10.4.06E-10.4.01E-10.4.18E-10.4.91E-10.5.96E-10 4.00E-10 3.99E-10

1.7E-08 2.1E-08 2.5E-08 3.0E-08 3.6E-08 4.4E-08 5.2E-08 6.3E-08 7.6E-08 9.1E-08 1.1E-07 1.3E-07 1.6E-07 1.9E-07 2.3E-07 2.8E-07 3.3E-07 4.0E-07 4.8E-07 5.8E-07 6.9E-07 8.3E-07 1.0E-06 1.6E-06 2.5E-06 4.0E-06 6.3E-06 1.0E-05 1.6E-05 2.5E-05 4.0E-05 6.3E-05 1.0E-04 1.6E-04 2.5E-04 4.0E-04 6.3E-04 1.0E-03 1.6E-03 2.5E-03 4.0E-03 6.3E-03 1.0E-02 1.3E-02 1.6E-02 2.0E-02 2.5E-02 3.2E-02 4.0E-02 5.0E-02 6.3E-02 7.9E-02 1.0E-01 1.3E-01 1.6E-01 2.0E-01 2.5E-01 3.2E-01 4.0E-01 5.0E-01 6.3E-01 7.9E-01 1.0E+00

1.3E+00 1.6E+00 2.0E+00 2.5E+00 3.2E+00 4.0E+00 5.0E+00 6.3E+00 7.9E+00

SP1 d 0 3.12E-04 8.16E-03 8.26E-02 6.53E-01 9.89E-01 9.39E-01 2.19E-01 1.96E-01 1.65E-01 1.06E-01 8.09E-02 7.52E-02 6.83E-02 6.57E-02 1.28E-01 2.52E-01 4.17E-01 6.56E-01 6.50E-01 3.83E-01 2.45E-01 1.49E-01 9.50E-02 8.41E-02 7.07E-02 5.79E-02 4.16E-02 3.76E-02 3.90E-02 3.92E-02 4.04E-02 1.43E-01 9.20E-02 7.33E-02 6.79E-02 8.10E-02 7.21E-02 5.80E-02 7.28E-02 7.02E-02 6.87E-02 5.13E-02 4.19E-02 5.45E-02 6.13E-02 4.45E-02 6.90E-02 6.87E-02 4.66E-02 3.84E-02 2.91E-02 1.89E-02 1.45E-02 1.21E-02 9.99E-03 8.50E-03 1.39E-02 2.67E-02 4.55E-02 3.46E-02 1.51E-02 1.08E-02 2.32E-02 2.21E-02 1.80E-02 6.96E-03 2.00E-02 3.24E-02 1.45E-02 3.30E-02 2.58E-02 2.66E-03 3.93E-03 2.82E-03 2.12E-03 2.54E-03 3.86E-04 1.42E-03 4.49E-03 1.38E-03

84

SI1 h 0 1.0E-09 1.6E-09 2.5E-09 4.0E-09 6.3E-09 1.0E-08 1.2E-08 1.4E-08

sdef par=1 erg=d1 sur=3 nrm=-1

1.0E+01 1.3E+01 1.6E+01 2.0E+01

4.67E-04 6.46E-04 2.37E-04 1.48E-04

С

ctme 10

Anexo B

Exemplo de arquivo de entrada do código MCNPX utilizado para a simulação da resposta do monitor modelo Wendi-II próximo ao LINAC.

- c Simulação resposta modelo de monitor Wendi-II
- c Definição de células
- 1 1 -0.00125 -3 imp:n=1
- 2 1 -0.00125 3 imp:n=0
- c Definição de superfície

3 SO 20

c Definição material

MODE N

m1 7014 -0.755 8016 -0.232 18040 -0.013 \$ ar

F5:N0000

FM5 2.04E-10

- c função resposta Wendi_II
- DE5 2.15E-08 1.00E-07 4.64E-07 1.00E-06 4.64E-06 1.00E-05 4.64E-05 1.00E-04 4.64E-04 1.00E-03 4.64E-03 1.00E-02 5.01E-02 7.94E-02 1.00E-01 1.99E-01 5.01E-01 1.00E+00 1.25E+00 1.58E+00 1.99E+00 2.51E+00 3.16E+00 3.98E+00 5.01E+00 7.94E+00 1.00E+01 1.58E+01 2.51E+01 3.98E+01 6.30E+01 1.00E+02 1.58E+02
- DF5 2.96E-02 5.01E-02 8.72E-02 1.04E-01 1.39E-01 1.55E-01 1.91E-01 2.01E-01 2.36E-01 2.63E-01 3.10E-01 3.30E-01 4.43E-01 5.19E-01 5.59E-01 7.83E-01 1.33E+00 1.89E+00 2.07E+00 2.19E+00 2.26E+00 2.33E+00 2.17E+00 2.10E+00 2.09E+00 1.69E+00 1.70E+00 1.57E+00 1.60E+00 1.67E+00 1.93E+00 2.38E+00 2.09E+00

F15:N0000

c Fluxo para função dose

- DE15 2.15E-08 1.00E-07 4.64E-07 1.00E-06 4.64E-06 1.00E-05 4.64E-05 1.00E-04 4.64E-04 1.00E-03 4.64E-03 1.00E-02 5.01E-02 7.94E-02 1.00E-01 1.99E-01 5.01E-01 1.00E+00 1.25E+00 1.58E+00 1.99E+00 2.51E+00 3.16E+00 3.98E+00 5.01E+00 7.94E+00 1.00E+01 1.58E+01 2.51E+01 3.98E+01 6.30E+01 1.00E+02 1.58E+02
- DF15 1.06E-11 1.34E-11 1.31E-11 1.29E-11 1.16E-11 1.10E-11 9.93E-12

9.26E-12 8.25E-12 7.85E-12 8.69E-12 1.13E-11 4.69E-11 7.81E-11 9.91E-11 1.86E-10 3.42E-10 4.27E-10 4.14E-10 3.97E-10 4.13E-10 4.13E-10 4.09E-10 4.06E-10 4.01E-10 4.18E-10 4.91E-10 5.96E-10 4.00E-10 3.99E-10 3.20E-10 2.59E-10 2.59E-10

- SI1 h 0 1.0E-09 1.6E-09 2.5E-09 4.0E-09 6.3E-09 1.0E-08 1.2E-08 1.4E-08
 1.7E-08 2.1E-08 2.5E-08 3.0E-08 3.6E-08 4.4E-08 5.2E-08 6.3E-08 7.6E-08
 9.1E-08 1.1E-07 1.3E-07 1.6E-07 1.9E-07 2.3E-07 2.8E-07 3.3E-07 4.0E-07
 4.8E-07 5.8E-07 6.9E-07 8.3E-07 1.0E-06 1.6E-06 2.5E-06 4.0E-06 6.3E-06
 1.0E-05 1.6E-05 2.5E-05 4.0E-05 6.3E-05 1.0E-04 1.6E-04 2.5E-04 4.0E-04
 6.3E-04 1.0E-03 1.6E-03 2.5E-03 4.0E-03 6.3E-03 1.0E-02 1.3E-02 1.6E-02
 2.0E-02 2.5E-02 3.2E-02 4.0E-02 5.0E-02 6.3E-02 7.9E-02 1.0E-01 1.3E-01
 1.6E-01 2.0E-01 2.5E-01 3.2E-01 4.0E-01 5.0E-01 6.3E-01 7.9E-01 1.0E+00
 1.3E+00 1.6E+00 2.0E+00 2.5E+00 3.2E+00 4.0E+00 5.0E+00 6.3E+00 7.9E+00
- SP1 d 0 3.26E-04 8.84E-03 1.06E-01 7.04E-01 9.92E-01 9.59E-01 2.65E-01 2.41E-01
 2.11E-01 1.55E-01 1.27E-01 1.19E-01 1.10E-01 1.04E-01 1.56E-01 2.42E-01
 3.41E-01 4.92E-01 4.77E-01 2.86E-01 1.96E-01 1.28E-01 8.76E-02 7.90E-02
 6.86E-02 5.84E-02 4.51E-02 4.16E-02 4.29E-02 4.26E-02 4.27E-02 1.41E-01
 9.94E-02 8.06E-02 7.41E-02 8.32E-02 8.03E-02 7.23E-02 9.12E-02 8.52E-02
 7.70E-02 6.13E-02 5.30E-02 6.68E-02 7.65E-02 5.96E-02 8.64E-02 8.32E-02
 5.65E-02 4.71E-02 3.84E-02 2.25E-02 1.73E-02 1.42E-02 1.14E-02 9.26E-03
 1.53E-02 2.67E-02 4.62E-02 3.54E-02 1.56E-02 1.00E-02 2.18E-02 2.08E-02
 1.72E-02 6.36E-03 1.88E-02 2.65E-02 1.15E-02 2.45E-02 2.01E-02 3.22E-03
 4.85E-03 3.17E-03 2.08E-03 2.10E-03 3.43E-04 1.19E-03 3.49E-03 1.13E-03
 4.66E-04 6.32E-04 2.13E-04 1.32E-04

С

ctme 10