



Universidade Federal de Uberlândia

Faculdade de Engenharia Elétrica

Programa de Pós-Graduação em Engenharia Biomédica

Carla de Jesus Souza Santos

**Caracterização computacional de um laboratório de calibração de
detectores de fontes de nêutrons**

Uberlândia, 2025

Carla de Jesus Souza Santos

**Caracterização computacional de um laboratório de calibração de
detectores de fontes de nêutrons**

Tese apresentada ao Programa de Pós-Graduação em Engenharia Biomédica da Faculdade de Engenharia Elétrica da Universidade Federal de Uberlândia como requisito para obtenção do título de Doutor em Ciências.

Área de concentração: Tecnologias em Radiações, Imagens Médicas e Biológicas.

Orientadora: Profa. Dra. Ana Paula Perini.

Uberlândia, 2025

Ficha Catalográfica Online do Sistema de Bibliotecas da UFU
com dados informados pelo(a) próprio(a) autor(a).

S237 2025	<p>Santos, Carla de Jesus Souza, 1982- Caracterização computacional de um laboratório de calibração de detectores de fontes de nêutrons [recurso eletrônico] / Carla de Jesus Souza Santos. - 2025.</p> <p>Orientadora: Ana Paula Perini. Tese (Doutorado) - Universidade Federal de Uberlândia, Doutorado em Engenharia Biomédica. Modo de acesso: Internet. Disponível em: http://doi.org/10.14393/ufu.te.2025.147 Inclui bibliografia. Inclui ilustrações.</p> <p>1. Engenharia biomédica. I. Perini, Ana Paula ,1981-, (Orient.). II. Universidade Federal de Uberlândia. Doutorado em Engenharia Biomédica. III. Título.</p> <p>CDU: 62:61</p>
--------------	---

Bibliotecários responsáveis pela estrutura de acordo com o AACR2:

Gizele Cristine Nunes do Couto - CRB6/2091
Nelson Marcos Ferreira - CRB6/3074



UNIVERSIDADE FEDERAL DE UBERLÂNDIA
Coordenação do Programa de Pós-Graduação em Engenharia
Biomédica

Av. João Naves de Ávila, 2121, Bloco 3N, Sala 115 - Bairro Santa Mônica, Uberlândia-MG,
CEP 38400-902

Telefone: (34) 3239-4761 - www.ppgeb.feelt.ufu.br - ppegb@feelt.ufu.br



ATA DE DEFESA - PÓS-GRADUAÇÃO

Programa de Pós-Graduação em:	Engenharia Biomédica				
Defesa de:	Tese, 009, PPGEb				
Data:	vinte e sete de fevereiro de dois mil e vinte e cinco	Hora de início:	14:00	Hora de encerramento:	15:54
Matrícula do Discente:	12113EBI003				
Nome do Discente:	Carla de Jesus Souza Santos				
Título do Trabalho:	Caracterização computacional de um laboratório de calibração de detectores de fontes de nêutrons				
Área de concentração:	Engenharia Biomédica				
Linha de pesquisa:	Tecnologias em Radiações, Imagens Médicas e Biológicas				
Projeto de Pesquisa de vinculação:	Programa Inovação MAI/DAI - Universidade Federal de Uberlândia				

Reuniu-se via plataforma Google Meet, a Banca Examinadora, designada pelo Colegiado do Programa de Pós-graduação em Engenharia Biomédica, assim composta: Professores Doutores: Hamona Novaes dos Santos - IFS; João Vinícius Batista Valença - UFCSPA; Linda Viola Ehlin Caldas - IPEN/CNEN-SP; Maria Rosangela Soares - DAF/UNIR; Ana Paula Perini - PPGEb/UFU orientadora da candidata.

Iniciando os trabalhos a presidente da mesa, Dra. Ana Paula Perini, apresentou a Comissão Examinadora e a candidata, agradeceu a presença do público, e concedeu ao Discente a palavra para a exposição do seu trabalho. A duração da apresentação do Discente e o tempo de arguição e resposta foram conforme as normas do Programa.

A seguir o senhora presidente concedeu a palavra, pela ordem sucessivamente, aos examinadores, que passaram a arguir a candidata. Ultimada a arguição, que se desenvolveu dentro dos termos regimentais, a Banca, em sessão secreta, atribuiu o resultado final, considerando o(a) candidato(a):

Aprovada.

Esta defesa faz parte dos requisitos necessários à obtenção do título de Doutor.

O competente diploma será expedido após cumprimento dos demais requisitos, conforme as normas do Programa, a legislação pertinente e a regulamentação interna da UFU.

Nada mais havendo a tratar foram encerrados os trabalhos. Foi lavrada a presente ata que após lida e achada conforme foi assinada pela Banca Examinadora.



Documento assinado eletronicamente por **Ana Paula Perini, Professor(a) do Magistério Superior**, em 27/02/2025, às 16:00, conforme horário oficial de Brasília, com fundamento no art. 6º, § 1º, do [Decreto nº 8.539, de 8 de outubro de 2015](#).



Documento assinado eletronicamente por **Maria Rosangela Soares, Usuário Externo**, em 27/02/2025, às 16:00, conforme horário oficial de Brasília, com fundamento no art. 6º, § 1º, do [Decreto nº 8.539, de 8 de outubro de 2015](#).



Documento assinado eletronicamente por **João Vinícius Batista Valença, Usuário Externo**, em 27/02/2025, às 16:00, conforme horário oficial de Brasília, com fundamento no art. 6º, § 1º, do [Decreto nº 8.539, de 8 de outubro de 2015](#).



Documento assinado eletronicamente por **Linda Viola Ehlin Caldas, Usuário Externo**, em 27/02/2025, às 16:01, conforme horário oficial de Brasília, com fundamento no art. 6º, § 1º, do [Decreto nº 8.539, de 8 de outubro de 2015](#).



Documento assinado eletronicamente por **Hamona Novaes dos Santos, Usuário Externo**, em 28/02/2025, às 11:35, conforme horário oficial de Brasília, com fundamento no art. 6º, § 1º, do [Decreto nº 8.539, de 8 de outubro de 2015](#).



A autenticidade deste documento pode ser conferida no site https://www.sei.ufu.br/sei/controlador_externo.php?acao=documento_conferir&id_orgao_acesso_externo=0, informando o código verificador **6134730** e o código CRC **1BDDAE8D**.

AGRADECIMENTOS

Em primeiro lugar, expresso minha gratidão a Deus, Senhor da minha história, sem o qual nada seria possível.

Agradeço à Dra. Ana Paula Perini, orientadora desta tese, por acreditar no meu potencial para desenvolver esta pesquisa e contribuir de forma significativa para a obtenção dos resultados deste estudo. Seu vasto conhecimento, apoio constante e dedicação foram essenciais para meu crescimento acadêmico e pessoal ao longo desta jornada.

Agradeço ao Prof. Dr. Lucio Pereira Neves pelas contribuições, pelo incentivo e pelas valiosas discussões que enriqueceram o trabalho.

Aos meus queridos pais, Maria de Lourdes e Gracino Pereira (*in memoriam*), por todo o amor, ensinamentos e exemplos que moldaram minha trajetória. Vocês foram meus primeiros mestres, pilares fundamentais e eterna fonte de inspiração.

Aos meus amados filhos, Luís Marcelo e Luísa Sophia, por nosso amor recíproco e incondicional. Vocês são minha força diária, motivação constante e a razão do meu foco na construção de um futuro melhor.

Aos meus irmãos Lázaro Tauan, Elana, Elieide e Elizete; aos meus sobrinhos Cleondson (*in memoriam*), Jamile, Laisla Emanuele, Tamires Mirele, Herick Marley, Arthur Cesar, Werisson Eduardo, João Vitor, Daniela, Thaís, Vitor, Joab, Pedro Antônio e Agatha Maria; e aos demais familiares e amigos, sou grata por caminharem comigo e sempre vibrarem por minhas conquistas.

Ao meu estimado esposo, William de Souza Santos, expresso meu amor e eterna gratidão por ser uma fonte incansável de inspiração, apoio e incentivo, além de meu parceiro na construção e fortalecimento de nossa família.

À Universidade Federal de Uberlândia, em especial ao Programa de Pós-Graduação em Engenharia Biomédica (PPGEB), pelo suporte oferecido ao longo dessa trajetória.

Agradeço ao Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico (CNPq) pelo apoio financeiro através dos projetos de pesquisa 312124/2021-0 (A.P.P.), 312160/2023-2 (L.P.N.) e 309675/2021-9. Também agradeço à Fundação de Amparo à Pesquisa do Estado de Minas Gerais (FAPEMIG) pelos projetos de pesquisa APQ-04215-22, APQ-01254-23 e APQ-04348-23. Este trabalho faz parte do Instituto Brasileiro de Ciência e Tecnologia para Instrumentação Nuclear e Aplicações para a Indústria e Saúde (INCT/INAIS), projeto CNPq 406303/2022-3.

Agradeço ao CNPq, pelo apoio financeiro por meio da bolsa do Programa de Mestrado e Doutorado Acadêmico para Inovação (MAI/DAI), processo 140394/2021-4.

Agradeço também à secretaria do PPGEB, em especial ao secretário Edson Montes Mundim Filho, pela dedicação e excelência no atendimento às demandas administrativas, contribuindo de maneira essencial para o andamento desta pesquisa.

SUMÁRIO

1. INTRODUÇÃO	05
1.1 Objetivo geral	06
1.2 Objetivos específicos	06
2. FUNDAMENTAÇÃO TEÓRICA	08
2.1 Conceitos básicos de Física Nuclear	08
2.2 Tipos de radiações ionizantes	08
2.3 Interação de nêutrons com a matéria	09
2.4 Fontes radioativas	09
2.5 Energia cinéticas dos nêutrons	10
2.6 Dosimetria de nêutron	10
2.6.1 Fluência	10
2.6.2 Dose absorvida	11
2.6.3 Equivalente de dose ambiente	11
2.7 Normativas que auxiliaram o desenvolvimento desta pesquisa	12
2.8 Grandezas básicas usadas na caracterização do LCDNM	12
2.9 Espectros de nêutrons de referência	13
2.10 Laboratório de calibração de detectores de nêutrons	13
2.11 Método Monte Carlo (MMC)	14
2.12 Estudos específicos em laboratório de calibração com fontes de nêutrons usando o método Monte Carlo e medições experimentais	15
2.13 Código Monte Carlo MCNP6.3	17
2.13.1 Estrutura do arquivo de entrada de dados (input) do código MCNP6.3	18
2.13.2 Estrutura do arquivo de saída de dados do código MCNP6.3	18
3. MATERIAIS E MÉTODOS	19
3.1 Código de transporte de radiação MCNP6.3	19
3.2 Inventário de material radioativo e layout do LCDNM	19
3.3 Determinação da fluência de nêutrons	21
3.4 Determinação do equivalente de dose ambiente	22
4. RESULTADOS E DISCUSSÃO	23
4.1 Caracterização computacional do LCDNM	23
4.2 Taxa de equivalente de dose ambiente	23
4.3 Taxa de fluência de nêutrons	24
4.4 Comparação de taxa de equivalente de dose ambiente e de fluência de nêutron com dados da literatura	26
4.5 Fluência de nêutrons em função da distância da fonte de $^{241}\text{AmBe}$	26
4.6 Avaliação do impacto das diferentes condições ambientais sobre as taxas de equivalente de dose ambiente e de fluência de nêutron	28
4.7 Simulação do espectro da fonte de nêutrons $^{241}\text{AmBe}$	29
4.8 Distribuição da fluência de nêutrons emitidos da fonte $^{241}\text{AmBe}$	31
5. CONCLUSÕES	35
REFERÊNCIAS	37

LISTA DE FIGURAS

Figura 3.1. Vistas de modelos computacionais das fontes de nêutrons: $^{241}\text{AmBe}$ (A) e ^{252}Cf (B)	20
Figura 3.2. Principais componentes do sistema de irradiação do LCDMN.....	21
Figura 4.1. Variação do espectro de nêutrons ao longo do laboratório para uma fonte $^{241}\text{AmBe}$	27
Figura 4.2. Variação do espectro de nêutrons ao longo do laboratório para uma fonte de ^{252}Cf	28
Figura 4.3. Diferença percentual entre os dados simulados com ar, vácuo e sem paredes em relação ao laboratório completo para a fonte $^{241}\text{AmBe}$	29
Figura 4.4. Espectro de nêutrons simulado a 50 cm, comparado ao espectro de referência ISO 8529-1 (ISO, 2001)	30
Figura 4.5. Distribuição da fluência de nêutrons ($\text{n/cm}^2\text{sp}$) em um plano horizontal, em $z = 2,73 \text{ m}$	31
Figura 4.6. Distribuição da fluência de nêutrons ($\text{n/cm}^2\text{sp}$) em um plano vertical, ortogonal ao eixo de distância X, em $y = 0 \text{ m}$	32
Figura 4.7. Distribuição da fluência de nêutrons ($\text{n/cm}^2\text{sp}$) em um plano vertical ortogonal ao eixo X em $x = 0$	33

LISTA DE TABELAS

Tabela 3.1. Propriedades químicas e físicas dos materiais utilizados na modelagem computacional dos equipamentos de laboratório	20
Tabela 4.1. Taxa de equivalente de dose ambiente de nêutrons para várias distâncias dos pontos de detecção até a fonte. A taxa de emissão da fonte $^{241}\text{AmBe}$ é $3,52\text{E}7$ n/s. Os erros relativos são apresentados entre parênteses (%)	23
Tabela 4.2. Taxa de equivalente de dose ambiente de nêutrons para várias distâncias dos pontos de detecção até a fonte. A taxa de emissão da fonte ^{252}Cf é $4,85\text{E}9$ n/s. Os erros relativos são apresentados entre parênteses (%)	24
Tabela 4.3. Taxa de fluência de nêutrons para várias distâncias dos pontos de detecção até a fonte. A taxa de emissão da fonte $^{241}\text{AmBe}$ é $3,52\text{E}7$ n/s. Os erros relativos são apresentados entre parênteses (%)	25
Tabela 4.4. Taxa de fluência de nêutrons para várias distâncias dos pontos de detecção até a fonte. A taxa de emissão da fonte ^{252}Cf é $4,85\text{E}9$ n/s. Os erros relativos são apresentados entre parênteses (%)	25
Tabela 4.5. Comparação da taxa de fluência de nêutrons e de equivalente de dose ambiente com dados da literatura	26

LISTA DE SIGLAS

ABNT	Associação Brasileira de Normas Técnicas
BNCT	<i>Boron Neutron Capture Therapy</i>
Bq	Becquerel
CIEMAT	<i>Center for Energy, Environmental and Technological Research</i>
CNEN	Comissão Nacional de Energia Nuclear
CRCN-NE	Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste
eV	Elétron-volt
Gy	Gray
ICRP	<i>International Commission on Radiological Protection</i>
ICRU	<i>International Commission of Radiological Units and Measurements</i>
IPEN	Instituto de Pesquisas Energéticas Nucleares
ISO	<i>International Organization for Standardization</i>
LCDNM	Laboratório de Calibração de Detectores de Nêutrons da Empresa METROBRAS
LCR	Laboratório de Ciências Radiológicas
LNMRI	Laboratório Nacional de Metrologia das Radiações Ionizantes
LPN	<i>Neutron Standards Laboratory</i>
MCNPX	<i>Monte Carlo N-Particle</i>
MMC	Método Monte Carlo
PLA	<i>Polylactic Acid</i>
SUS	Sistema Único de Saúde
Sv	Sievert

RESUMO

O objetivo deste trabalho foi a caracterização computacional de um novo laboratório de calibração de detectores de nêutrons da empresa METROBRAS (LCDNM). Neste estudo, o código de transporte de radiação MCNP6.3 foi utilizado para caracterizar os campos de radiação do laboratório. O sistema de irradiação de nêutrons é composto por duas fontes de nêutrons de amerício-241-berílio ($^{241}\text{AmBe}$) e califórnio (^{252}Cf). Embora o laboratório não possua uma fonte de ^{252}Cf , esta foi incluída nas simulações com o objetivo de fornecer informações úteis para a possível alocação dessa fonte no futuro. Os principais aspectos qualitativos e quantitativos indicam que a distribuição espacial e a atenuação da fluência de nêutrons no laboratório variam conforme a distância da fonte, com a taxa de equivalente de dose ambiente e a fluência de nêutrons diminuindo à medida que a distância aumenta. Foram simulados cinco cenários ambientais: completo, evacuado, preenchido com ar, sem paredes e sem piso. Os resultados mostraram que as condições completas e sem piso apresentaram as maiores taxas de dose. Os resultados obtidos foram consistentes com a literatura, confirmando a confiabilidade das simulações computacionais. As taxas de equivalente de dose ambiente para todos os equipamentos de nêutrons do laboratório variaram conforme o esperado, indo de $1,08\text{E}4 \mu\text{Sv/h}$ a $2,18\text{E}1 \mu\text{Sv/h}$ para a fonte de $^{241}\text{AmBe}$ e de $1,34\text{E}6 \mu\text{Sv/h}$ a $2,41\text{E}3 \mu\text{Sv/h}$ para a fonte de ^{252}Cf , dependendo da distância. A fluência de nêutrons também apresentou o comportamento esperado, com valores variando de $8,70\text{E}3 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ a $1,96\text{E}1 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ ($^{241}\text{AmBe}$) e de $1,17\text{E}6 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ a $2,49\text{E}3 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ (^{252}Cf). A consistência geral dos resultados com estudos anteriores reforça a precisão das simulações realizadas para o laboratório, garantindo a confiabilidade da caracterização dos campos de radiação.

Palavras-chave: Laboratório de calibração; caracterização; detectores de nêutrons; $^{241}\text{AmBe}$, ^{252}Cf , simulação Monte Carlo.

ABSTRACT

The objective of this study was the computational characterization of a new neutron detector calibration laboratory at METROBRAS (LCDNM). In this study, the MCNP6.3 radiation transport code was used to characterize the laboratory's radiation fields. The neutron irradiation system consists of two neutron sources: americium-241-beryllium ($^{241}\text{AmBe}$) and californium-252 (^{252}Cf). Although the laboratory does not have a ^{252}Cf source, it was included in the simulations to provide useful information for its possible allocation in the future. The main qualitative and quantitative aspects indicate that the spatial distribution and attenuation of neutron fluence in the laboratory vary according to the distance from the source, with the ambient dose equivalent rate and neutron fluence decreasing as the distance increases. Five environmental scenarios were simulated: complete, evacuated, air-filled, without walls, and without a floor. The results showed that the complete and floorless conditions presented the highest dose rates. The obtained results were consistent with the literature, confirming the reliability of the computational simulations. The ambient dose equivalent rates for all neutron equipment in the laboratory varied as expected, ranging from $1.08\text{E}4 \mu\text{Sv/h}$ to $2.18\text{E}1 \mu\text{Sv/h}$ for the $^{241}\text{AmBe}$ source and from $1.34\text{E}6 \mu\text{Sv/h}$ to $2.41\text{E}3 \mu\text{Sv/h}$ for the ^{252}Cf source, depending on the distance. The neutron fluence also exhibited the expected behavior, with values ranging from $8.70\text{E}3 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ to $1.96\text{E}1 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ ($^{241}\text{AmBe}$) and from $1.17\text{E}6 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ to $2.49\text{E}3 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ (^{252}Cf). The overall consistency of the results with previous studies reinforces the accuracy of the simulations performed for the laboratory, ensuring the reliability of the radiation field characterization.

Keywords: Calibration laboratory; characterization; neutron detectors; $^{241}\text{AmBe}$; ^{252}Cf ; Monte Carlo simulation.

CAPÍTULO 1

INTRODUÇÃO E OBJETIVOS

No Brasil, os nêutrons são amplamente utilizados em diversas áreas industriais. Dentre as atividades, destacam-se a indústria petrolífera, que faz uso durante a perfilagem de poços de petróleo (Magalhães *et al.*, 2020), em atividades de geração de energia, por meio de usinas termonucleares e em reatores de pesquisas. Além destas atividades, campos de nêutrons também estão presentes em processos industriais de medição de nível de líquidos, em aceleradores lineares de uso médico, e em tratamentos de radioterapia com feixes de nêutrons, como por exemplo, a terapia por captura de nêutrons pelo boro (BNCT) (Porras *et al.*, 2020). Embora, sejam enormes os benefícios advindos do uso da radiação ionizante, a utilização de nêutrons, por exemplo, pode trazer riscos inerentes para a saúde dos indivíduos expostos e, por isso, é fundamental conhecer com precisão os níveis de exposição à radiação que estes indivíduos estão submetidos. A qualidade dos resultados dosimétricos ou de campo de radiação começa com a calibração adequada dos detectores de radiação, que é realizada em um laboratório padrão.

Laboratório padrão de calibração com fontes de nêutrons pode ser caracterizado como uma instalação radioativa dotada de uma sala de irradiação, que abriga uma ou mais fontes de nêutrons de referência, com base nas quais podem ser estabelecidos padrões internacionais de radiação de nêutrons (Blanco *et al.*, 2014). O laboratório pode prestar vários serviços metrológicos, como a calibração de equipamentos de medição de nêutrons ou a irradiação de detectores de nêutrons e, também, pode irradiar materiais. Em todas as situações, o laboratório deve seguir procedimentos técnicos comprovados e aprovados no âmbito de um sistema de qualidade preconizado por normas nacionais e internacionais (ISO 8529-1, 2001; ISO 8529-2, 2000; ISO 17025, 2005; ABNT, 2012; ABNT, 2013).

Nas últimas décadas, o número de instalações com fontes de nêutrons para diferentes aplicações vem aumentando vertiginosamente em todo o mundo (Alvarenga, 2018). No Brasil este panorama não é diferente. Para atender às demandas e necessidades metrológicas do sistema de proteção radiológica, referentes à exposição a campos de nêutrons, atualmente, um novo Laboratório de Calibração de Detectores de Nêutrons da METROBRAS (LCDNM) está em processo de instalação no Brasil. Este laboratório pertence à METROBRAS, que é uma empresa privada que visa prestar serviços de calibração de instrumentos detectores de nêutrons e, conta com a colaboração do Laboratório Nacional de Metrologia de Radiações

Ionizantes (LNMRI). O LCDNM está em processo de se tornar um dos laboratórios de referência no país em termos de calibração de detectores de nêutrons.

A novidade deste trabalho está na caracterização detalhada da influência dos parâmetros ambientais, como a presença de piso, ar, vácuo, ausência de paredes e configuração completa, sobre os espectros de nêutrons e a taxa de equivalente de dose ambiente no LCDNM.

Diferentemente da literatura, onde tais fatores não foram completamente explorados, este estudo utiliza o código de transporte de radiação MCNP6.3 para modelar e analisar a interação dos nêutrons com o ambiente do laboratório em diferentes cenários. Isso permite uma compreensão mais abrangente da variação espacial da fluência de nêutrons e das taxas de dose, contribuindo para uma calibração mais precisa dos detectores e para a otimização das condições operacionais do laboratório.

Adicionalmente, este estudo não se limitou à fonte de amerício-241-berílio ($^{241}\text{AmBe}$), mas também incluiu a caracterização da fonte de califórnio-252 (^{252}Cf), mesmo que esta ainda não esteja presente no laboratório. A análise dessa fonte fornece informações úteis para uma possível futura alocação no LCDNM, bem como para outras instalações que planejem operar com essa categoria de fonte de nêutrons.

A caracterização computacional do LCDNM auxiliará no entendimento do espectro de energia da fonte, nas taxas de dose absorvida, no equivalente de dose ambiente, durante a calibração e irradiação dos detectores ou, mesmo em atividades de irradiação de outros materiais, contribuindo com o controle de qualidade dos processos de calibração.

Neste sentido, estas informações justificam os objetivos principais e específicos deste estudo, que são:

1.1 Objetivo geral

Caracterizar computacionalmente o sistema de irradiação do novo LCDNM por meio do código de transporte de radiação MCNP6.3.

1.2 Objetivos específicos

- i) Modelar computacionalmente o prédio contendo o laboratório de calibração de detectores de nêutrons e todo o sistema de irradiação com fontes e lançadores de fontes capazes de deslocar as fontes com segurança;
- ii) Determinar os espectros de emissão de nêutrons da fonte $^{241}\text{AmBe}$ em diferentes pontos do interior do laboratório;

- iii) Determinar os espectros de emissão de nêutrons da fonte ^{252}Cf em diferentes pontos do interior do laboratório;
- iv) Determinar as taxas de equivalente de dose ambiente, $H^*(10)$, para ICRP 74 e ICRP 116;
- v) Determinar a fluência de nêutrons tridimensionalmente no volume da sala;
- vi) Avaliar a radiação espalhada em diferentes configurações do laboratório: totalmente a vácuo, somente com ar e considerando todos os materiais presentes.

CAPÍTULO 2

FUNDAMENTAÇÃO TEÓRICA

2.1 Conceitos básicos de Física Nuclear

A Física Nuclear é a ciência que estuda a matéria em escala subatômica, especificamente, o núcleo dos átomos. O núcleo atômico é formado por prótons e nêutrons. Os prótons são partículas relativamente grandes com carga elétrica positiva, enquanto os nêutrons são partículas com massa muito semelhante à dos prótons, mas eletricamente neutras (Knoll, 2010).

As forças fundamentais que ocorrem no núcleo são a nuclear forte e a eletromagnética. A força eletromagnética repele os prótons uns dos outros, tentando desestabilizar o núcleo, mas a força nuclear forte mantém sua coesão, mantendo os nêutrons e prótons juntos (Knoll, 2010). Então, a existência de nêutrons é essencial para que o átomo seja estável.

Os núcleos mais pesados tendem a serem mais instáveis, alguns deles se desfazem por fissão espontânea das partículas que os formam, às vezes desencadeando séries de decaimento muito longas, até atingir um núcleo estável (Knoll, 2010).

2.2 Tipos de radiações ionizantes

Entre os principais tipos de radiações ionizantes têm-se a partícula alfa (núcleos de hélio), partícula beta (elétrons ou sua antipartícula, o pósitron) e radiação gama. Além disso, existem partículas que podem ionizar indiretamente a matéria como, por exemplo, os nêutrons. Por ser o tipo de partícula predominante em laboratório de calibração de detectores de nêutrons, este estudo focará apenas nesse tipo de partícula.

Os nêutrons são partículas subatômicas, desprovidos de cargas elétricas e não usam forças coulombianas em suas interações. O nêutron foi descoberto em 1932, pelo físico inglês James Chadwick, em um dos seus experimentos bombardeando átomos de Berílio (Be) com partículas alfa (α). As principais fontes emissoras de nêutrons são decorrentes dos processos de interações cósmicas, fissões nucleares e reações nucleares (Mill *et al.*, 1996; Peruzzo, 2012).

2.3 Interações de nêutrons com a matéria

Os nêutrons são partículas que não possuem carga elétrica líquida, portanto, não são capazes de ionizar diretamente a matéria. Por outro lado, devido à sua alta massa relativa, ao interagirem com a matéria por meio de colisões, podem gerar partículas carregadas secundárias que ionizam a matéria circundante. Os principais mecanismos de interação de nêutrons com a matéria são (Knoll, 2010):

- i) **Colisões elásticas:** Semelhante a uma colisão elástica entre duas bolas de bilhar, a energia e o momento são conservados na interação, embora haja transferência de energia cinética entre as partículas. Essa interação ocorre com nêutrons de até 1MeV;
- ii) **Colisões inelásticas:** Neste caso, quando o nêutron interage com o núcleo, este é excitado e, decai emitindo radiação gama até se estabilizar;
- iii) **Captura radioativa:** Nesse tipo de interação, o nêutron é absorvido pelo núcleo atômico com o qual interage, formando um núcleo mais pesado que, se instável, decai para um estado mais estável emitindo radiação gama;
- iv) **Ejeção de partículas:** Semelhante à captura radioativa, neste caso o núcleo formado é excitado o suficiente para emitir algum tipo de partícula;
- v) **Fissão:** A interação mais popularmente conhecida, na qual o nêutron incidente faz com que o núcleo seja dividido em duas partes de número de massa semelhante.

2.4 Fontes radioativas

Uma fonte radioativa pode ser natural (por exemplo, ^{60}Co) ou artificial (por exemplo, raios X médico). Algumas das principais características de uma fonte radioativa são (Okuno e Yoshimura, 2010):

- i) **Tipo de radiação emitida:** Pode emitir partículas alfa (α), beta (β) e/ou radiação gama (γ), além de nêutrons em alguns casos;
- ii) **Meia-vida:** Tempo necessário para que metade dos átomos radioativos de uma amostra se desintegre. Isso influencia a longevidade e o uso da fonte;
- iii) **Energia das emissões:** Cada radionuclídeo emite radiação com energias características, determinando sua aplicabilidade em diferentes áreas;
- iv) **Atividade radioativa:** Expressa em becquerel (Bq), indica a taxa de decaimento da fonte;
- v) **Origem:** Pode ser natural (como o ^{226}Ra) encontrado em minérios) ou artificial (como o $^{99\text{m}}\text{Tc}$) produzido em reatores nucleares para uso médico);

- vi) **Forma física e estado da matéria:** *Pode estar em estado sólido, líquido ou gasoso, dependendo do tipo de aplicação e segurança necessária;*
- vii) **Aplicação:** *Dependendo das características, pode ser usada em medicina (radioterapia, diagnóstico por imagem), indústria (radiografia industrial, calibração de detectores), pesquisa científica e geração de energia nuclear;*
- viii) **Blindagem necessária:** *Determinada pelo tipo e energia da radiação emitida, influenciando os materiais de proteção adequados (chumbo para radiação gama, plástico para partículas beta, concreto para nêutrons).*

2.5 Energia cinética dos nêutrons

Existem certas faixas de energia de nêutrons, nas quais eles são classificados de acordo com sua temperatura (Knoll, 2010):

- i) **Nêutrons térmicos:** Eles estão em equilíbrio térmico com o meio em que são encontrados. Eles cobrem a faixa de energia de 0 a 1 eV e, geralmente, são gerados em reatores nucleares térmicos;
- ii) **Nêutrons epitérmicos:** Sua energia cinética é ligeiramente superior à agitação térmica. Eles cobrem a faixa de energia de 1eV a 10 keV;
- iii) **Nêutrons rápidos:** Cobrem a faixa de energia de 10 keV a 10 MeV. Geralmente são gerados em reatores rápidos ou com fontes radioativas naturais de fissão espontânea.

2.6 Dosimetria de nêutron

A dosimetria de radiação ionizante é a área responsável por calcular, por exemplo, a dose equivalente em órgãos e tecidos para indivíduos expostos à radiação ionizante. Neste contexto, para avaliar o risco que a radiação pode causar é fundamental conhecer os valores de fluência de partícula, dose absorvida e equivalente de dose ambiente (ICRP 116, 2010).

2.6.1 Fluência

A fluência é o número de partículas por unidade de área irradiada (ICRP 116, 2010). Quanto maior a fluência, maior a quantidade de partículas ionizantes por unidade de área. Neste estudo, por se tratar de nêutrons, as unidades empregadas não serão partículas por centímetro quadrado, mas nêutrons por centímetro quadrado [n/cm²]. A fluência é um conceito chave ao definir os conceitos de dose que serão apresentados ao longo do texto.

Matematicamente, a expressão que define a fluência é dada pela Equação 1 (ICRP 116, 2010),

$$\Phi = \frac{dN}{dA} \left[\frac{n}{cm^2} \right] \quad (\text{Eq. 1})$$

em que dN é o número de nêutrons incidentes em uma esfera de área de seção transversal dA .

2.6.2 Dose absorvida

A dose absorvida é normalmente determinada em Gray (Gy). Um Sievert ou Gray é o equivalente a um joule absorvido por quilograma de matéria devido à radiação. A dose absorvida indica a quantidade de energia que uma determinada quantidade de matéria absorveu (J/kg). É expressa matematicamente pela Equação 2 (ICRP 116, 2010),

$$D = \frac{dE}{dm} [J/kg] \quad (\text{Eq. 2})$$

em que E indica a energia média transferida pela radiação ionizante para o corpo de massa dm , normalmente expressa em Gray (Gy).

2.6.3 Equivalente de dose ambiente

A grandeza equivalente de dose ambiente ($H^*(10)$) é definida pela Comissão Internacional de Unidades e Medidas de Radiação (ICRU) e está relacionada à dose equivalente em um ponto dentro de um objeto simulador esférico de tecido equivalente. O $H^*(10)$ é definido pela Equação 3 (ICRP, 2010),

$$H^*(10) = Q \int_E \Phi_E(E) h^*(10, E) dE \quad (\text{Eq. 3})$$

em que:

- $H^*(10)$ é o equivalente de dose ambiente em sieverts (Sv);
- $\Phi_E(E)$ é a fluência de partículas de radiação em função da energia (E) em partículas por unidade de área (cm^{-2});
- $h^*(10, E)$ é a resposta do equivalente de dose ambiente por unidade de fluência, conhecida como função de resposta, que depende da energia E da radiação e é expressa em sieverts por partículas por unidade de área ($Sv \cdot cm^2$ ou $Sv \cdot m^2$);

- E é a energia da radiação, variando ao longo do espectro.

2.7 Normativas que auxiliaram o desenvolvimento desta pesquisa

As principais normas que regulam o campo da dosimetria e que nortearam o desenvolvimento desta pesquisa são da Associação Brasileira de Normas Técnicas (ABNT) e *International Organization for Standardization* (ISO):

- ABNT – Radiações de nêutrons de referência – Parte 2: Fundamentos de calibração de dispositivos de radioproteção relacionados às grandezas básicas que caracterizam o campo de radiação (ABNT, 2012);
- ABNT – Campos de radiação de referência – Campos de nêutrons simulados de local de trabalho – Parte 1: Características e métodos de produção (ABNT, 2013);
- ISO 8529-1: Radiação de nêutrons de referência (ISO 8529-1, 2001);
- ISO 8529-2: Radiação de nêutrons de referência (ISO 8529-2, 2000);
- ISO 17025: Requisitos gerais para a competência de teste e calibração em laboratórios (ISO 17025, 2005).

2.8 Grandezas básicas usadas na caracterização do LCDNM

Conforme explicado no Capítulo 1, o objetivo principal deste estudo é a caracterização computacional do laboratório de calibração de detectores de nêutrons de referência de acordo com a norma ISO 8529-1, que consiste basicamente em determinar a distribuição espacial e energética do fluxo de nêutrons e a taxa de dose presente no interior do laboratório.

A fluência de partícula se deve à presença da fonte de nêutrons de calibração presente em seu interior, portanto, para realizar a caracterização é essencial que a fonte esteja bem caracterizada em termos de taxa de emissão de nêutrons e a fluência espectral dos nêutrons emitidos. Neste sentido, as grandezas físicas de interesse para a caracterização são (ISO 17025, 2005):

- Taxa de emissão da fonte, B (s^{-1}):** representa o número de nêutrons emitidos pela fonte em um ângulo sólido de 4π rad por unidade de tempo;
- Taxa de emissão espectral, B_E ($s^{-1} \text{ eV}^{-1}$), dos nêutrons emitidos pela fonte:** é o espectro ou distribuição de energia dos nêutrons emitidos pela fonte, e seu conhecimento para

cada fonte é de fundamental importância, visto que a interação dos nêutrons com a matéria depende de sua energia;

- iii) **Fluência de nêutrons, Φ (cm⁻²)**: representa o número de nêutrons por unidade de área encontrado num determinado ponto devido à distribuição da fonte presente;
- iv) **Fluência espectral, Φ_E (cm⁻² eV⁻¹)**: é o espectro ou distribuição de energia dos referidos nêutrons, que dependerá significativamente da taxa de emissão espectral da fonte e da interação dos nêutrons com o meio em que se propagam;
- v) **Equivalente de dose ambiente, $H^*(d)$** : é definida por um campo de radiação expandido e alinhado a uma profundidade d na esfera ICRU (ICRU 51, 1993). As profundidades de referência são 10 mm para radiação de forte penetração e 0,07 mm para radiação de fraca penetração. A unidade usada neste estudo será a taxa de equivalente de dose ambiente em $\mu\text{Sv/h}$.

2.9 Espectros de nêutrons de referência

Neste trabalho foi feita uma série de simulações para obtenção dos espectros de nêutrons do LCDNM. Neste sentido, uma das etapas importantes é o processo de validação. Por isso, é importante conhecer os espectros de referência para ter a possibilidade de calibrar teoricamente as curvas de resposta encontradas, e fazer várias comparações com os resultados simulados. As principais fontes de nêutrons que são utilizadas em laboratórios de calibração de detectores são (ISO 8529-1, 2001):

- i. Espectro de referência de ²⁵²Cf;
- ii. Espectro de referência de ²⁴¹AmBe.

2.10 Laboratório de calibração de detectores de nêutrons

No Brasil, existem várias atividades em que são produzidos nêutrons, entre as quais pode-se citar aplicações em medicina, geração de energia e ciclo do combustível nuclear. Nesses espaços é essencial medir os campos de nêutrons e as grandezas dosimétricas associadas. Essas medições são feitas com diferentes instrumentos que requerem um processo de calibração. O número de laboratórios de calibração de detectores no País é insuficiente para atender à grande demanda de serviço.

Dentre os laboratórios nacionais destacam-se o Laboratório Nacional de Metrologia das Radiações Ionizantes (LNMRI), o Laboratório de Calibração de Detectores de Nêutrons do Instituto de Pesquisas Energéticas Nucleares (IPEN), o Laboratório de Ciências

Radiológicas (LCR) da Universidade Estadual do Rio de Janeiro (UERJ) e o Laboratório de Dosimetria Biológica do Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste (CRCN-NE/CNEN) (Souza *et al.*, 2007; Alvarenga *et al.*, 2018; Pereira *et al.*, 2014). Apesar de funcionar como laboratório de calibração, o LNMRI tem muitas outras missões relacionadas à rastreabilidade e divulgação de padrões metrológicos no Brasil (Pereira *et al.*, 2018). A grande demanda de serviços do LNMRI e o aumento do uso de fontes de nêutrons para aplicações industriais e de pesquisa gera a necessidade de implantação de novos laboratórios de calibração de detectores e de fontes de nêutrons no país (Le *et al.*, 2017; Alvarenga *et al.*, 2018).

Diante deste contexto, a empresa do setor privado brasileira, METROBRAS, em colaboração com a instituição pública brasileira, o LNMRI, construíram um novo laboratório de calibração de detectores de nêutrons da METROBRAS (LCDNM) no Brasil.

Além de medições experimentais de campo de radiação de nêutrons nos laboratórios, que é parte fundamental no processo de calibração, nos últimos anos vem sendo bastante usados códigos computacionais de transporte de radiação empregando o método Monte Carlo como ferramenta auxiliar para este fim (Gallego *et al.*, 2004; Vega-Carrillo *et al.*, 2012).

2.11 Método Monte Carlo (MMC)

O transporte de radiação em um meio material é descrito por uma equação de transporte, denominada de equação de Boltzmann, que não admite soluções analíticas, exceto em casos extremamente simples. Existem vários métodos aproximados que têm sido utilizados para resolver a complexa equação integral-diferencial que rege o transporte de partículas em um meio material absorvente e espalhador. Dentre esses métodos aproximados, destaca-se o método Monte Carlo (MMC), empregado no software MCNP. Este método é uma técnica para obter soluções aproximadas de problemas físico-matemáticos por meio de procedimentos estatísticos de amostragem, baseados no uso de números aleatórios e leis de distribuição. Em particular, e no que se refere à Física Médica e a Física Nuclear, o número de artigos publicados nos últimos anos e o interesse geral em publicar com esse método de cálculo vem aumentando (Yoriyaz, 2009).

Aspectos estatísticos de interesse como valor médio, média, variância populacional, variância média são utilizados para garantir a obtenção, convergência e confiabilidade dos resultados e do processo de amostragem.

Devido à importância do uso deste método em diversos campos de pesquisa, é dada a origem a diversos códigos de transporte de radiação fundamentado no MMC como, por exemplo, o PENELOPE (<https://www.oecd-neo.org/tools/abstract/detail/nea-1525>), FLUKA (<http://www.fluka.org>), GEANT4 (<http://geant4.web.cern.ch/geant4>), MCNP (6/X) ([http://mcnp\(x\).lanl.gov/](http://mcnp(x).lanl.gov/)), PHITS (<http://phits.jaea.go.jp/>), EGSnrs (<https://nrc-cnrc.github.io/EGSnrc/>). Dentre os vários pacotes de códigos existentes na literatura, destaca-se o código MCNPX (versão 2.7.0) (Pelowitz, 2011), MCNP6.2 (Werner, 2017) e o MCNP6.3 (Kulesza, 2022). Esse último foi utilizado nesta pesquisa.

2.12 Estudos específicos em laboratório de calibração com fontes de nêutrons usando o método Monte Carlo e medições experimentais

Blanco *et al.* (2014) caracterizaram uma piscina de armazenamento de fonte de uma nova instalação de irradiação do *Neutron Standards Laboratory* (NSL) do *Center for Energy, Environmental and Technological Research* (CIEMAT) na Espanha. O NSL tem fontes de nêutrons calibradas de $^{241}\text{AmBe}$ (185 GBq) e ^{252}Cf (5 GBq) que são armazenadas em uma piscina de água com uma cobertura de concreto. A caracterização foi feita utilizando o código MCNPX e as principais grandezas avaliadas foram os espectros de emissão de nêutrons e a taxa de fluência. O modelo computacional foi validado usando medições experimentais e, em todas as configurações, a diferença máxima no equivalente de dose ambiente não ultrapassou 30%.

Vega-Carrillo *et al.* (2014) utilizaram o MMC para caracterizar o campo de nêutrons produzido por fontes de calibração no CIEMAT. O laboratório possui duas fontes de calibração de nêutrons ($^{241}\text{AmBe}$ e ^{252}Cf) que são armazenadas em uma piscina de água e colocadas na bancada de calibração por meio de sistemas de controle remoto. Para caracterizar o campo de nêutrons, foi construído um modelo tridimensional da sala, incluindo a bancada de aço inoxidável, a mesa de irradiação e a piscina de armazenamento. O modelo das fontes incluiu o duplo encapsulamento de aço. Para determinar o efeito produzido pela presença dos diferentes componentes da sala, durante a caracterização, foram estimados os espectros de nêutrons, o fluxo total e a taxa de equivalente de dose ambiente a 100 cm da fonte. A presença das paredes, piso e teto da sala foram os fatores que mais causaram modificações nos espectros e nos valores integrais do fluxo e da taxa de equivalente de dose ambiente.

Em um trabalho conjunto, envolvendo quatro grupos de pesquisas, foi caracterizado o laboratório de fontes de nêutrons $^{241}\text{AmBe}$ (3 Ci) instalado na Universidade Politécnica de

Madrid (UPM). Neste estudo foi utilizado o código MCNP5 e medições experimentais. Os espectros de nêutrons foram obtidos variando a distância fonte-detector em 100, 115 e 150 cm, mas sempre mantendo a fonte fixa. As taxas de equivalente de dose ambiente foram determinadas e os resultados concordaram bem com as leituras de um medidor de levantamento ativo comum (Gallego *et al.*, 2012).

Pereira *et al.* (2018) caracterizaram uma instalação de um laboratório de fonte $^{241}\text{AmBe}$ no Brasil. A caracterização foi realizada de acordo com os seguintes atributos: distribuição de energia de nêutrons, anisotropia e taxa de emissão de nêutrons. As medições foram feitas no LNMRI. Os resultados obtidos para o espectro da fonte apresentam concordância ao espectro de referência estabelecido pela ISO 8529-1. O novo laboratório para calibração de nêutrons permitiu a calibração em um equivalente de dose ambiente em um intervalo de 20 – 4500 $\mu\text{Sv/h}$.

Gonçalves *et al.* (2020) usaram o código MCNPX para modelar as geometrias da sala de irradiação com fontes de $^{241}\text{AmBe}$ e ^{252}Cf do Laboratório de Metrologia de Nêutrons (LN/IRD). Também, foram modeladas esferas de Bonner para espectrometria. Os autores avaliaram a fluência de nêutrons para cada fonte estudada. Com os resultados levantados, os autores concluíram que é importante estudar os espectros de emissão de nêutrons moderados em água, em razão do acréscimo da incidência de nêutrons com baixa energia.

Em um estudo realizado por Thiem *et al.* (2018) foi caracterizado experimentalmente o campo de nêutrons gerados por uma fonte de calibração $^{241}\text{AmBe}$ e, também, foi realizada a espectrometria com esferas de Bonner. As grandezas estudadas foram o equivalente de dose ambiente, $H^*(10)$, taxas e espectros de fluxo de nêutrons. Também, foram realizadas simulações Monte Carlo usando o código MCNP5. Os resultados dos fluxos de nêutrons e das taxas de $H^*(10)$ obtidos pelo MMC concordaram com os dados experimentais.

Morero *et al.* (2022) fizeram um estudo de caracterização de um novo laboratório de calibração de detectores de nêutrons usando o código computacional MCNP5. Eles calcularam o $H^*(10)$ e o espalhamento de nêutrons na sala de calibração para diferentes distâncias fonte-detector. Os resultados mostraram que as taxas de equivalente de dose ambiente do laboratório são comparáveis às de outros laboratórios de nêutrons com um valor de 531,2 $\mu\text{Sv/h}$ a 100 cm, considerando uma fonte de $^{241}\text{AmBe}$ (592 GBq).

No estudo desenvolvido por Gallego *et al.* (2004), foi caracterizado computacionalmente e experimentalmente uma instalação com fonte de radiação ($^{241}\text{AmBe}$). Para caracterizar os campos de nêutrons na instalação, cálculos detalhados foram realizados usando o código Monte Carlo, MCNP-4C, destacando os diversos componentes da radiação

de nêutrons que atingem os pontos de referência (nêutrons diretos, espalhados internamente e retroespalhados). Verificou-se que a contribuição dos nêutrons espalhados nas paredes para o equivalente de dose ambiente total permanece razoavelmente baixa ($<10\%$) nos pontos de referência.

2.13 Código Monte Carlo MCNP6.3

O código MCNP 6.3 (Kulesza, 2022) foi desenvolvido pelo *Los Alamos National Laboratory*, que é de propósito geral, podendo ser usado para o transporte individual de 35 tipos de partículas, ou de forma conjunta, incluindo os nêutrons, fótons, elétrons ou o transporte acoplado de nêutrons, fótons e elétrons em uma ampla faixa de energias. É geralmente empregado em proteção radiológica e dosimetria, blindagem contra radiação, radiografia industrial, Física Médica e Nuclear, cálculo de criticalidade de reatores nucleares, simulação e análise de detectores e projetos de aceleradores ou reatores.

As características que fazem do MCNP6.3 um código muito completo e versátil são as seguintes (Kulesza, 2022):

- i) O tratamento tridimensional da geometria, por meio de células especificadas pelo usuário a partir de superfícies simples, e que permitem a modelagem de praticamente qualquer configuração de materiais;
- ii) O uso de seções de choque contínuas com dependência energética e temporal, com uma ampla coleção de bibliotecas que, combinadas com modelos físicos detalhados, permitem simular praticamente qualquer interação que as diferentes partículas possam sofrer;
- iii) A capacidade de modelar uma ampla variedade de fontes, incluindo criticidade;
- iv) Ele pode fornecer uma ampla variedade de resultados ou contagens, totalmente personalizáveis pelo usuário;
- v) Permite o uso de múltiplas técnicas de redução de variância para melhorar as estatísticas dos resultados ou reduzir o tempo de cálculo necessário para obtê-los;
- vi) Permite a visualização da geometria ou dos resultados obtidos por meio de pacotes incluídos no próprio código.

O MCNP6.3 é capaz de simular qualquer configuração tridimensional de materiais em células geométricas. É uma extensão do código MCNPX2.7.0, o qual é utilizado para o

transporte de nêutrons, fótons e elétrons no intervalo de energias de 10^{-11} MeV a 20 MeV para nêutrons, 1 keV a 100 GeV para fótons e de 1 keV a 1 GeV para elétrons.

2.13.1 Estrutura do arquivo de entrada de dados (input) do código MCNP6.3

O usuário cria um arquivo de entrada de dados, que contém as seguintes informações:

- i) Especificação da geometria do problema;
- ii) Localização e características da fonte radioativa;
- iii) Especificação dos parâmetros físicos a serem calculados;
- iv) Descrição de materiais e seleção de bibliotecas de seções de choques;
- v) Especificação do *tally*, que está associado ao tipo de informação que se pretende extrair da simulação efetuada, tais como: o fluxo de partículas, energia depositada ou dose absorvida no interior de um volume;
- vi) Técnicas de redução de variância usadas para melhorar a qualidade dos resultados e obter maior eficiência do tempo computacional.

2.13.2 Estrutura do arquivo de saída de dados do código MCNP 6.3

O arquivo de saída do código MCNP6.3 (*output*) é um relatório detalhado que contém informações essenciais sobre a simulação, desde configurações iniciais até resultados finais. Ele começa com dados gerais, como o nome do arquivo de entrada, tempo de execução e número de partículas simuladas (NPS), que influencia diretamente a precisão estatística. Os resultados dos *tallies* (medidas de interesse, como fluxo ou energia depositada) são apresentados com valores normalizados por partícula emitida da fonte, acompanhados de incertezas relativas (idealmente abaixo de 10%) e detalhes sobre bins de energia ou tempo.

As propriedades dos materiais, como densidades e bibliotecas de seção de choque “*cross-sections*”, são verificadas para garantir que foram interpretadas corretamente. A configuração da fonte (posição, direção, energia) é validada, e a eficiência de amostragem indica quantas partículas contribuíram efetivamente para os *tallies*. Avisos (*warnings*), como células com volume zero ou cortes de energia, e erros fatais (ex.: superfícies sobrepostas) são destacados para correção.

CAPÍTULO 3

MATERIAIS E MÉTODOS

3.1 Código de transporte de radiação MCNP6.3

O código MCNP6.3 é capaz de calcular o transporte de diversos tipos de partículas, incluindo nêutrons. Detalhes sobre seu uso, aplicações e aspectos técnicos podem ser encontrados em (Kulesza, 2022). Este código tem sido amplamente utilizado ao longo de várias décadas por uma comunidade de usuários consolidada.

Os dados fornecidos por Morero *et al.* (2022) e pelo representante legal do LCDNM foram essenciais para a modelagem computacional do LCDNM, utilizando o código MCNP6.3, e para a determinação de um conjunto de grandezas dosimétricas de proteção relacionadas às fontes de nêutrons.

3.2 Inventário de material radioativo e *layout* do LCDNM

O sistema de irradiação LCDNM utiliza uma fonte de $^{241}\text{AmBe}$, encapsulada em uma camada cilíndrica de aço inoxidável, com diâmetro de 3,32 cm e comprimento de 10,6 cm. A fonte é armazenada em um poço com paredes de concreto, cujas dimensões são de 4 m de profundidade e 0,7 m de diâmetro, localizado na região central do laboratório. O sistema automatizado permite movê-la para a posição de irradiação, localizada sobre o centro geométrico do laboratório, a 2,73 m acima do nível do piso. As dimensões do laboratório são 12,3 m de comprimento, 8,1 m de largura e 6,0 m de altura. Embora o laboratório não possua uma fonte de ^{252}Cf , esta foi incluída nas simulações com o objetivo de fornecer informações úteis para a possível alocação dessa fonte no futuro. As propriedades da fonte de ^{252}Cf foram obtidas a partir da literatura (PNLL, 2010). As fontes têm atividade total de 592 GBq ($^{241}\text{AmBe}$) e 42,2 GBq (^{252}Cf). Os espectros de nêutrons, o fluxo total e a taxa de equivalente de dose ambiente foram determinados para diferentes distâncias da fonte. Para todas as simulações, foram utilizadas as bibliotecas de seção transversal ENDF/B-VI e ENDF/B-VII do código MCNP6.3.

A Figura 3.1 mostra a geometria e a descrição das principais características físico-químicas das fontes de nêutrons $^{241}\text{AmBe}$ (A) e ^{252}Cf (B).

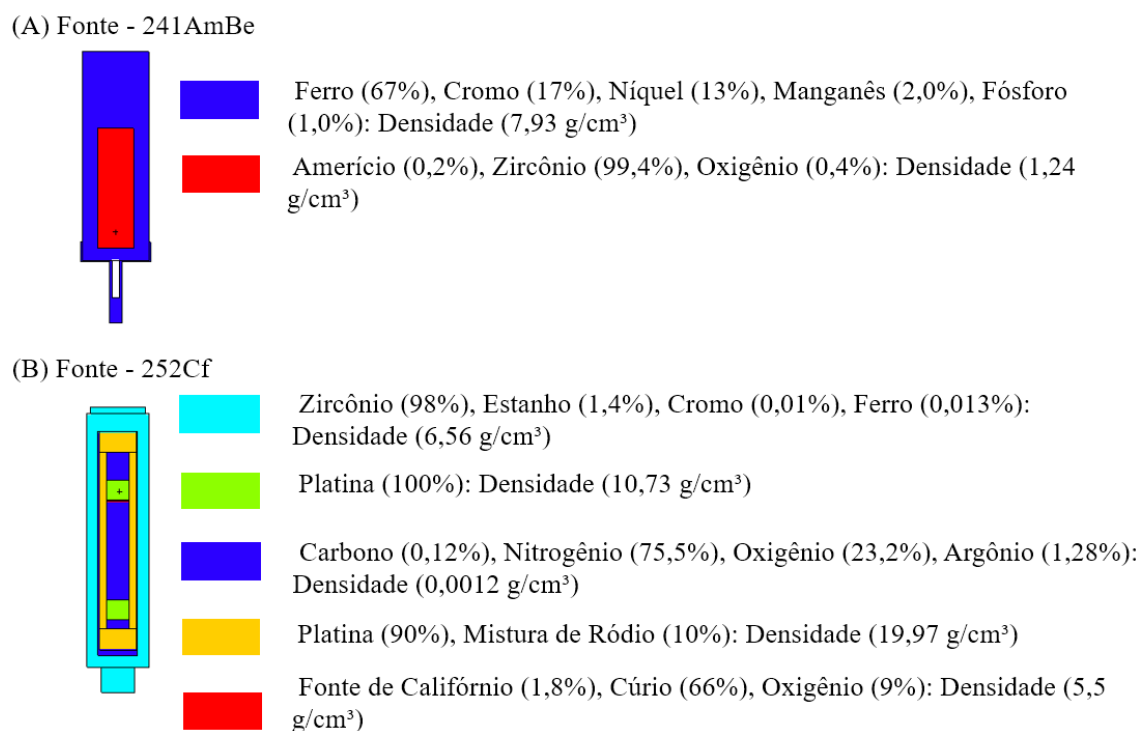


Figura 3.1. Vistas de modelos computacionais das fontes de nêutrons: $^{241}\text{AmBe}$ (A) e ^{252}Cf (B).

As informações químicas e físicas dos materiais utilizados na modelagem computacional foram extraídas do compêndio de dados de composição de materiais para modelagem de transporte de radiação (McConn, 2011). Informações sobre as composições químicas e físicas dos principais materiais utilizados na modelagem computacional dos equipamentos de laboratório são apresentadas na Tabela 3.1.

Tabela 3.1. Propriedades químicas e físicas dos materiais utilizados na modelagem computacional dos equipamentos de laboratório.

Material estrutural de laboratório	Densidade (kg/m ³)	Peso atômico (%)
Paredes, piso e teto do laboratório (concreto)	2300	O (57,5); C (30); H (3,0); Na (1,5); Al (2,0); Ca (5,0); K (1,0)
Ar atmosférico	1.2	C (1,2); O (23); Ar (1,3); N (75)
Mesa de origem feita de PLA	1300	H (50); C (6,0); O (44)
Base de mesa (ferro)	7874	Fe (100)
Tubo de fonte central (alumínio)	2699	Al (100)
Tubo de suporte de fonte (aço inoxidável)	7860	Fe (67,5); Cr (18,5); Ni (5,5); Mn (8,5)

A Figura 3.2 mostra uma modelagem de visualização 3D dos principais componentes do sistema de configuração do LCDMN, para manuseio da fonte e posicionamento dos detectores.

Uma aproximação geométrica foi usada para simular a fonte $^{241}\text{AmBe}$ consistindo, essencialmente, de dois cilindros. A configuração geométrica e os tipos de materiais usados para simulação de fonte são mostrados na Figura 3.2. Os valores de intensidade de emissão da fonte de referência foram retirados da ISO 8529-1 (ISO, 2001).

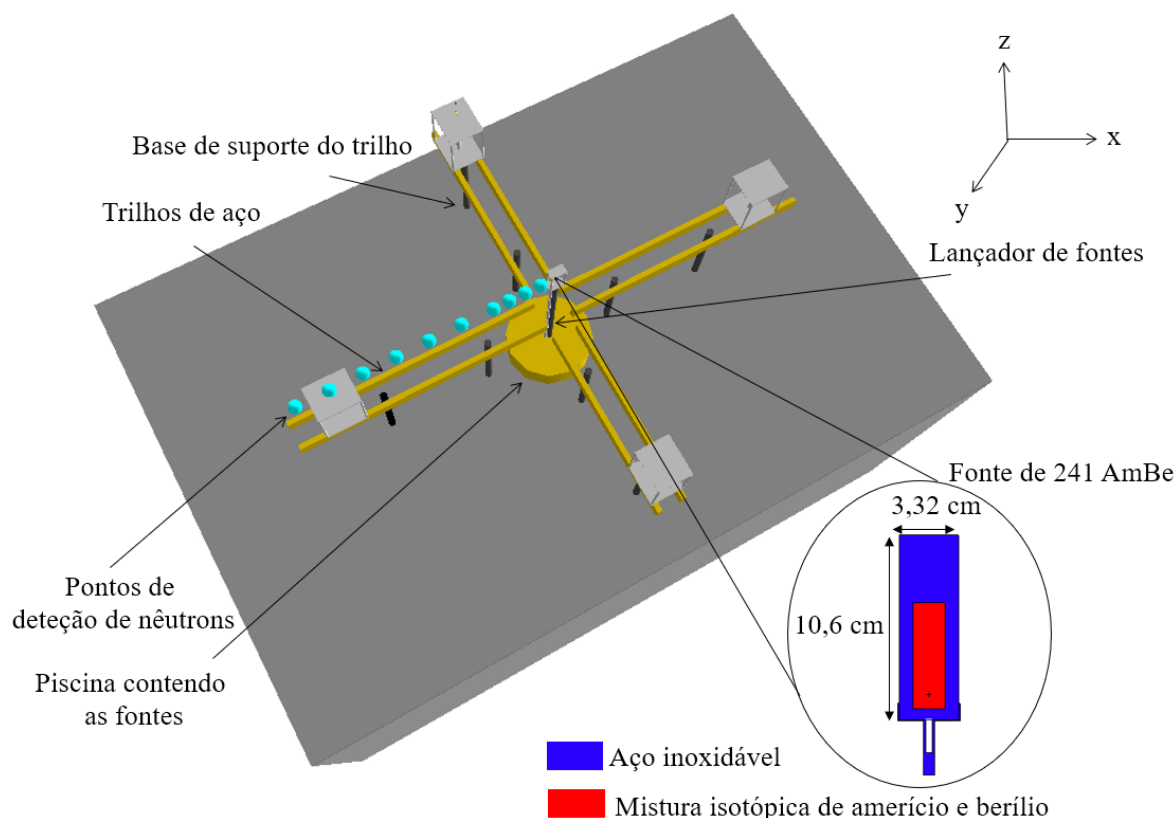


Figura 3.2. Principais componentes do sistema de irradiação do LCDMN.

3.3 Determinação da fluência de nêutrons

Para determinar a fluência de nêutrons em cada célula do detector de ar, foi usado o *tally F4* do código MCNP6.3. Este *tally* mede a fluência de nêutrons normalizada pelo número de partículas emitidas pela fonte em cm^{-2} . Os dados obtidos foram usados para avaliar como a fluência de nêutrons varia ao longo do comprimento do laboratório em função da distância da fonte. O impacto das condições ambientais, como presença de ar, vácuo e ausência de paredes, nos valores de fluência também foi avaliado.

3.4 Determinação do equivalente de dose ambiente

Usando o *flux tally*, F4, e uma função de dose incorporada com valores de fator de qualidade, o código MCNP6.3 calcula automaticamente a taxa de equivalente de dose ambiente ($\dot{H}^*(10)$). Este processo é realizado através do cartão DF, que especifica uma função de dose, instruindo o MCNP6.3 a classificar os nêutrons de acordo com sua fluência espectral, $\Phi_E(E)$ e, automaticamente, multiplica a fluência espectral de nêutrons pelos coeficientes de conversão de fluência para equivalente de dose ambiente, h_ϕ , definidos pelo cartão IC. Com IU=2, as unidades são definidas como internacionais ou Sv/h/partícula-fonte, e IC=20 instrui o MCNP6.3 a usar os valores NCRP-38 (NCRP, 1971) como coeficientes de conversão de fluência para dose.

Para descobrir as características do campo de nêutrons dentro do laboratório, a célula esférica preenchida com ar foi modelada para estimar a fluência de nêutrons $\Phi(E)$ em diferentes distâncias: 20, 25, 50, 75, 100, 150, 200, 250, 300, 350, 400 e 500 cm. A célula esférica de ar foi alinhada com as fontes de $^{241}\text{AmBe}$ e ^{252}Cf .

Para determinar a taxa de fluência ($\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$) em diferentes pontos do laboratório, foi utilizado o *tally* F4, com os resultados de cada célula detectora multiplicados pelo número de partículas emitidas pelas fontes: ($3,52\text{E}7$ nêutrons/s para $^{241}\text{AmBe}$), calibrado em 3 de setembro de 2019, com uma incerteza de $9,1\text{E}05$ nêutrons/s para um intervalo de confiança de 95,4% (Morero *et al.*, 2022); e ($4,85\text{E}9$ nêutrons/s para ^{252}Cf), com data de calibração de 8 de fevereiro de 2010 (PNNL, 2010).

Durante todas as simulações, os pontos de detecção estavam em uma linha no nível da fonte, nas distâncias mencionadas acima e, para reduzir as incertezas das simulações, um total de $1\text{E}9$ histórias de partículas foram usadas em cada simulação.

CAPÍTULO 4

RESULTADOS E DISCUSSÃO

4.1 Caracterização computacional do LCDNM

O LCDNM foi caracterizado em termos de $\dot{H}^*(10)$, taxa de fluência de nêutrons e espectro de nêutrons entregues pelas fontes de $^{241}\text{AmBe}$ e ^{252}Cf . Essa caracterização consistiu em analisar a distribuição espacial 3D de fluências dentro do laboratório, na qual o código MCNP6.3 estimou como as fluências de nêutrons e seus espectros variam com a distância.

4.2 Taxa de equivalente de dose ambiente

As Tabelas 4.1 e 4.2 mostram os valores de $\dot{H}^*(10)$ em várias distâncias da fonte para as fontes de $^{241}\text{AmBe}$ e ^{252}Cf , respectivamente. Os cálculos foram feitos em cinco condições diferentes: laboratório com todos os equipamentos, completo, ambiente vazio (vácuo), ambiente com ar, laboratório sem paredes, laboratório sem piso. As Tabelas também fornecem os erros percentuais relativos para cada medição, indicados entre parênteses.

Tabela 4.1. Taxa de equivalente de dose ambiente de nêutrons para várias distâncias dos pontos de detecção até a fonte. A taxa de emissão da fonte $^{241}\text{AmBe}$ é $3,52\text{E}7$ n/s. Os erros relativos são apresentados entre parênteses (%).

Distância até a fonte (cm)	$\dot{H}^*(10)(\mu\text{Sv/h})$				
	Completo	Vácuo	Com ar	Sem parede	Sem piso
20	1,08E4 (0,2)	1,01E4 (0,2)	1,01E4 (0,2)	1,08E4 (0,2)	1,08E4 (0,2)
25	7,01E3 (0,2)	6,47E3 (0,2)	6,48E3 (0,2)	7,00E3 (0,2)	7,01E3 (0,2)
50	1,74E3 (0,5)	1,60E3 (0,5)	1,61E3 (0,5)	1,74E3 (0,5)	1,74E3 (0,5)
75	7,83E2 (0,7)	7,13E2 (0,7)	7,22E2 (0,7)	7,82E2 (0,7)	7,82E2 (0,7)
100	4,47E2 (1,0)	4,02E2 (0,9)	4,10E2 (0,9)	4,46E2 (0,9)	4,46E2 (0,9)
150	2,05E2 (1,4)	1,82E2 (1,3)	1,86E2 (1,3)	2,04E2 (1,4)	2,03E2 (1,3)
200	1,18E2 (1,8)	1,05E2 (1,8)	1,07E2 (1,8)	1,17E2 (1,8)	1,17E2 (1,8)
250	7,82E1 (2,3)	6,89E1 (2,2)	7,01E1 (2,2)	7,78E1 (2,2)	7,73E1 (2,1)
300	5,44E1 (2,7)	4,83E1 (2,6)	4,95E1 (2,6)	5,41E1 (2,7)	5,42E1 (2,6)
350	3,97E1 (3,2)	3,68E1 (3,0)	3,73E1 (3,0)	3,88E1 (3,2)	3,91E1 (3,0)
400	3,20E1 (3,5)	2,89E1 (3,3)	2,98E1 (3,2)	3,13E1 (3,5)	3,19E1 (3,3)
500	2,18E1 (4,3)	1,92E1 (4,1)	2,00E1 (4,0)	2,16E1 (4,2)	2,11E1 (4,1)

Tabela 4.2. Taxa de equivalente de dose ambiente de nêutrons para várias distâncias dos pontos de detecção até a fonte. A taxa de emissão da fonte ^{252}Cf é $4,85\text{E}9$ n/s. Os erros relativos são apresentados entre parênteses (%).

Distância até a fonte (cm)	$\dot{H}^*(10)(\mu\text{Sv/h})$				
	Completo	Vácuo	Com ar	Sem parede	Sem piso
20	1,34E6 (0,2)	1,24E6 (0,2)	1,25E6 (0,2)	1,34E6 (0,2)	1,34E6 (0,2)
25	8,67E5 (0,2)	7,93E5 (0,2)	7,95E5 (0,2)	8,66E5 (0,2)	8,66E5 (0,2)
50	2,13E5 (0,5)	1,94E5 (0,4)	1,96E5 (0,4)	2,13E5 (0,2)	2,13E5 (0,4)
75	9,53E4 (0,7)	8,67E4 (0,7)	8,74E4 (0,7)	9,52E4 (0,5)	9,53E4 (0,7)
100	5,40E4 (0,9)	4,91E4 (0,9)	4,97E4 (0,9)	5,39E4 (0,7)	5,41E4 (0,9)
150	2,46E4 (1,4)	2,22E4 (1,3)	2,26E4 (1,3)	2,46E4 (0,9)	2,47E4 (1,3)
200	1,38E4 (1,8)	1,27E4 (1,7)	1,28E4 (1,7)	1,38E4 (1,4)	1,41E4 (1,7)
250	9,24E3 (2,2)	8,24E3 (2,1)	8,48E3 (2,1)	9,08E3 (1,8)	9,28E3 (2,1)
300	6,48E3 (2,7)	5,83E3 (2,5)	5,91E3 (2,5)	6,38E3 (2,2)	6,54E3 (2,5)
350	4,74E3 (3,1)	4,38E3 (2,9)	4,46E3 (2,9)	4,62E3 (2,7)	4,74E3 (2,9)
400	3,68E3 (3,6)	3,41E3 (3,2)	3,56E3 (3,2)	3,58E3 (3,1)	3,74E3 (3,3)
500	2,41E3 (4,4)	2,24E3 (4,0)	2,31E3 (4,0)	2,34E3 (4,4)	2,48E3 (4,0)

Os valores de $\dot{H}^*(10)$, em todas as condições, diminuem conforme a distância da fonte aumenta. A redução é significativa, indo de Sv/h para pequenas frações de $\mu\text{Sv/h}$ conforme a distância aumenta de 20 cm para 500 cm. Entre os cinco cenários avaliados, o ambiente “completo” e a condição “sem piso” apresentaram as maiores taxas de dose. Conforme mostrado nas Tabelas 4.1 e 4.2, os resultados para os outros ambientes (vácuo e com ar) são semelhantes. A condição “completo” tende a ter as maiores doses iniciais, enquanto as condições “vácuo” e “com ar” apresentam valores de $\dot{H}^*(10)$ iniciais ligeiramente menores. Em distâncias maiores (350 cm, 400 cm, 500 cm), os valores são muito próximos em todas as condições, indicando que a atenuação é semelhante com o aumento da distância.

4.3 Taxa de fluência de nêutrons

Um dado essencial para a caracterização do laboratório foi a avaliação das taxas de fluência de nêutrons em diferentes locais. A fluência total de nêutrons obtida para cada posição do detector é apresentada na Tabela 4.3, para a fonte de $^{241}\text{AmBe}$, e na Tabela 4.4, para a fonte de ^{252}Cf . Observa-se que, com o aumento da distância, ocorre uma diminuição no número de partículas que interagem com a célula de ar detectora, conforme esperado, o que resulta em um aumento no erro relativo do processo de simulação.

Tabela 4.3. Taxa de fluência de nêutrons para várias distâncias dos pontos de detecção até a fonte. A taxa de emissão da fonte $^{241}\text{AmBe}$ é $3,52\text{e}7$ n/s. Os erros relativos são apresentados entre parênteses (%).

Distância até a fonte (cm)	$\Phi E \text{ (cm}^{-2}\text{s}^{-1}\text{)}$				
	Completo	Vácuo	Com ar	Sem parede	Sem piso
20	8,70E3 (0,2)	7,88E3 (0,2)	7,90E3 (0,2)	8,70E3 (0,2)	8,70E3 (0,2)
25	5,67E3 (0,2)	5,06E3 (0,2)	5,08E3 (0,2)	5,65E3 (0,2)	5,67E3 (0,2)
50	1,41E3 (0,5)	1,26E3 (0,2)	1,27E3 (0,4)	1,40E3 (0,5)	1,41E3 (0,4)
75	6,33E2 (0,7)	5,62E2 (0,4)	5,70E2 (0,7)	6,30E2 (0,7)	6,32E2 (0,7)
100	3,63E2 (0,9)	3,18E2 (0,7)	3,25E2 (0,9)	3,61E2 (0,9)	3,61E2 (0,9)
150	1,69E2 (1,3)	1,47E2 (0,9)	1,50E2 (1,3)	1,67E2 (1,3)	1,66E2 (1,3)
200	1,00E2 (1,7)	8,64E1 (1,3)	8,84E1 (1,7)	9,77E1 (1,7)	9,83E1 (1,6)
250	6,70E1 (2,1)	5,78E1 (1,7)	5,89E1 (2,0)	6,62E1 (2,1)	6,61E1 (2,0)
300	4,89E1 (2,4)	4,07E1 (2,0)	4,26E1 (2,4)	4,75E1 (2,5)	4,76E1 (2,3)
350	3,44E1 (2,9)	3,21E1 (2,4)	3,27E1 (2,7)	3,33E1 (2,9)	3,42E1 (2,8)
400	2,81E1 (3,2)	2,55E1 (2,7)	2,61E1 (3,0)	2,68E1 (3,3)	2,80E1 (3,1)
500	1,96E1 (3,8)	1,72E1 (3,7)	1,78E1 (3,7)	1,91E1 (3,9)	1,88E1 (3,7)

Tabela 4.4. Taxa de fluência de nêutrons para várias distâncias dos pontos de detecção até a fonte. A taxa de emissão da fonte ^{252}Cf é $4,85\text{e}9$ n/s. Os erros relativos são apresentados entre parênteses (%).

Distância até a fonte (cm)	$\Phi E \text{ (cm}^{-2}\text{s}^{-1}\text{)}$				
	Completo	Vácuo	Com ar	Sem parede	Sem piso
20	1,17E6 (0,2)	1,05E6 (0,2)	1,05E6 (0,2)	1,17E6 (0,2)	1,17E6 (0,2)
25	7,59E5 (0,2)	6,67E5 (0,2)	6,69E5 (0,2)	7,59E5 (0,2)	7,59E5 (0,2)
50	1,87E5 (0,5)	1,64E5 (0,4)	1,65E5 (0,4)	1,86E5 (0,4)	1,87E5 (0,4)
75	8,37E4 (0,7)	7,38E4 (0,6)	7,46E4 (0,6)	8,35E4 (0,7)	8,36E4 (0,6)
100	4,77E4 (0,9)	4,21E4 (0,8)	4,28E4 (0,8)	4,74E4 (0,9)	4,77E4 (0,8)
150	2,23E4 (1,3)	1,95E4 (1,2)	2,00E4 (1,2)	2,21E4 (1,3)	2,23E4 (1,2)
200	1,30E4 (1,7)	1,14E4 (1,6)	1,16E4 (1,6)	1,28E4 (1,7)	1,30E4 (1,6)
250	8,86E3 (2,1)	7,67E3 (1,9)	8,01E3 (1,9)	8,57E3 (2,1)	8,83E3 (1,9)
300	6,45E3 (2,4)	5,59E3 (2,3)	5,67E3 (2,3)	6,29E3 (2,4)	6,50E3 (2,2)
350	4,67E3 (2,8)	4,27E3 (2,6)	4,47E3 (2,6)	4,50E3 (2,8)	4,64E3 (2,7)
400	3,70E3 (3,2)	3,38E3 (2,9)	3,59E3 (2,9)	3,50E3 (3,2)	3,70E3 (3,0)
500	2,49E3 (3,8)	2,24E3 (3,6)	2,37E3 (3,5)	2,37E3 (3,9)	2,61E3 (3,5)

4.4 Comparação de taxa de equivalente de dose ambiente e de fluência de nêutron com dados da literatura

A Tabela 4.5 apresenta os valores de ΦE e $\dot{H}^*(10)$ como uma função da distância entre a fonte de radiação e o ponto de detecção em dois estudos. Os estudos seguem uma tendência semelhante, indicando uma diminuição nos resultados à medida que a distância aumenta. Os dados de ΦE e $\dot{H}^*(10)$ publicados por Gallego *et al.* (2004) são ligeiramente inferiores aos resultados deste estudo, mas seguem a mesma tendência decrescente. Os dados da taxa de fluência de nêutrons apresentados no relatório PNLL 19273 (2010) são 12% e 14% menores, respectivamente, para as distâncias de 50 cm e 100 cm da fonte, em comparação com os resultados deste estudo. No entanto, para essas mesmas distâncias, os valores de $\dot{H}^*(10)$ ($\mu\text{Sv/h}$) obtidos neste estudo são, respectivamente, 10% e 9% inferiores em comparação aos valores do relatório.

Os dados deste estudo são consistentes com a literatura, e as pequenas variações entre os estudos podem ser atribuídas a diferenças nos métodos de cálculo, configurações de detecção ou condições específicas de cada estudo.

Tabela 4.5. Comparação da taxa de fluência de nêutrons e de equivalente de dose ambiente com dados da literatura.

Distância até a fonte (cm)	Fonte de nêutrons $^{241}\text{AmBe}$					
	Taxa de fluência de nêutrons ΦE ($\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$)		Diferença (%)	Taxa de equivalente de dose ambiente $\dot{H}^*(10)$ ($\mu\text{Sv/h}$)		Diferença (%)
	Este estudo	Gallego <i>et al.</i> (2004)		Este estudo	Gallego <i>et al.</i> (2004)	
50	2,65E2	2,38E2	11	3,28E2	3,22E2	2
100	6,82E1	6,60E1	13	8,41E1	8,50E1	-1
150	3,17E1	3,30E1	-4	3,85E1	4,00E1	-4
	Fonte de nêutrons ^{252}Cf					
	Este estudo	PNLL 19273 (2010)		Este estudo	PNLL 19273 (2010)	
50	1,87E5	1,67E5	12	2,13E5	2,36E5	-10
100	4,77E4	4,20E4	14	5,40E4	5,92E4	-9

4.5 Fluência de nêutrons em função da distância da fonte de $^{241}\text{AmBe}$

A Figura 4.1 mostra a taxa de fluência de nêutrons (em $\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$) em função da energia (em MeV) sob diferentes condições e para várias distâncias do ponto de detecção até a fonte. Como pode ser observado, em todas as situações avaliadas para as fontes de $^{241}\text{AmBe}$ (Figura

4.1) e ^{252}Cf (Figura 4.2), a fluência de nêutrons é maior em distâncias menores (20 cm, 50 cm) e diminui com o aumento da distância.

Para a fonte $^{241}\text{AmBe}$, formas semelhantes são observadas para a configuração “completa”, indicando dois picos proeminentes em intervalos de energia semelhantes: um pico em torno de 10^{-7} MeV e outro pico mais amplo em torno de 10 MeV, indicando que nêutrons nessas energias são detectados com mais frequência. Também é notado que a diminuição da fluência é mais pronunciada em energias de nêutrons mais altas. Os valores de fluência são ligeiramente diferentes em comparação com a configuração “completa”, sugerindo que a presença de ar, vácuo e a ausência de paredes afetam a fluência de nêutrons, particularmente nas energias específicas de 13 a 15 MeV.

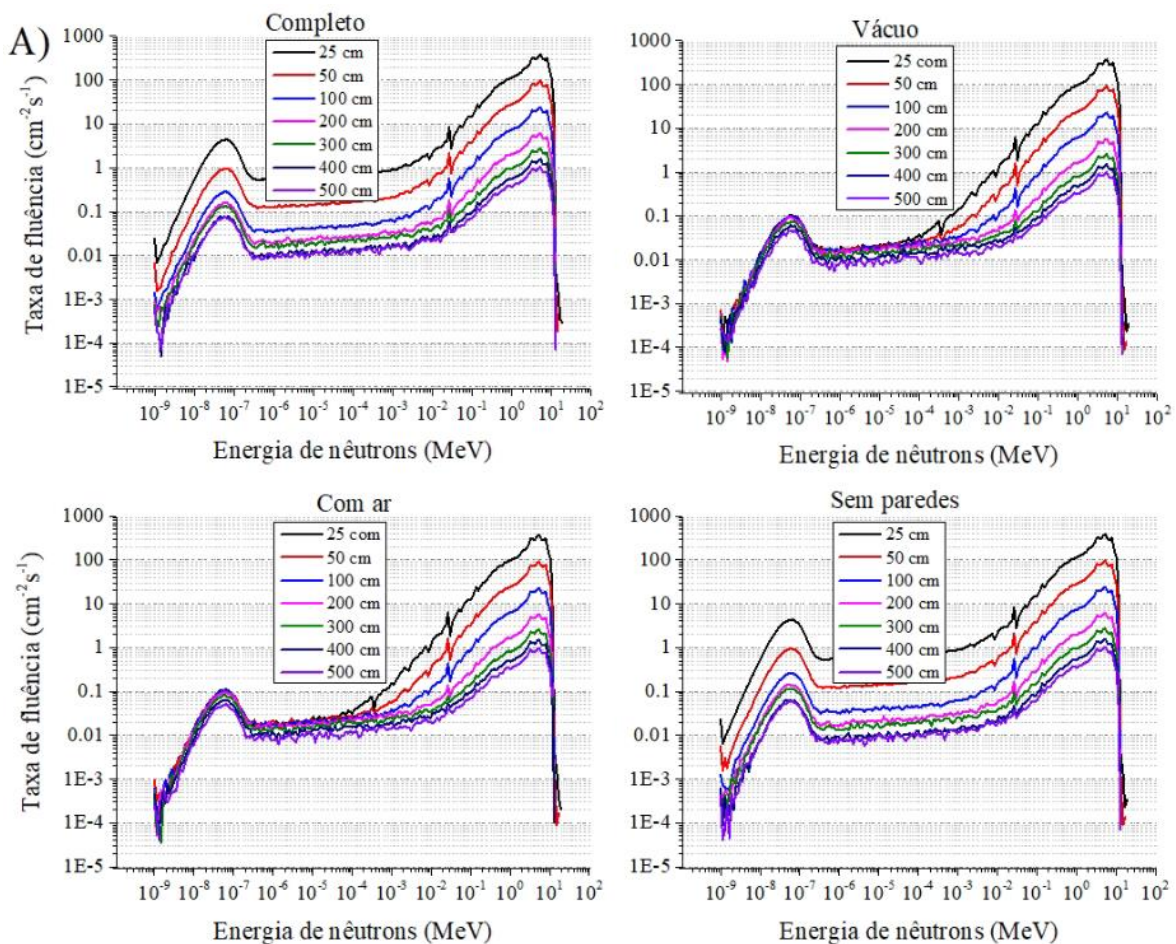


Figura 4.1. Variação do espectro de nêutrons ao longo do laboratório para uma fonte de $^{241}\text{AmBe}$.

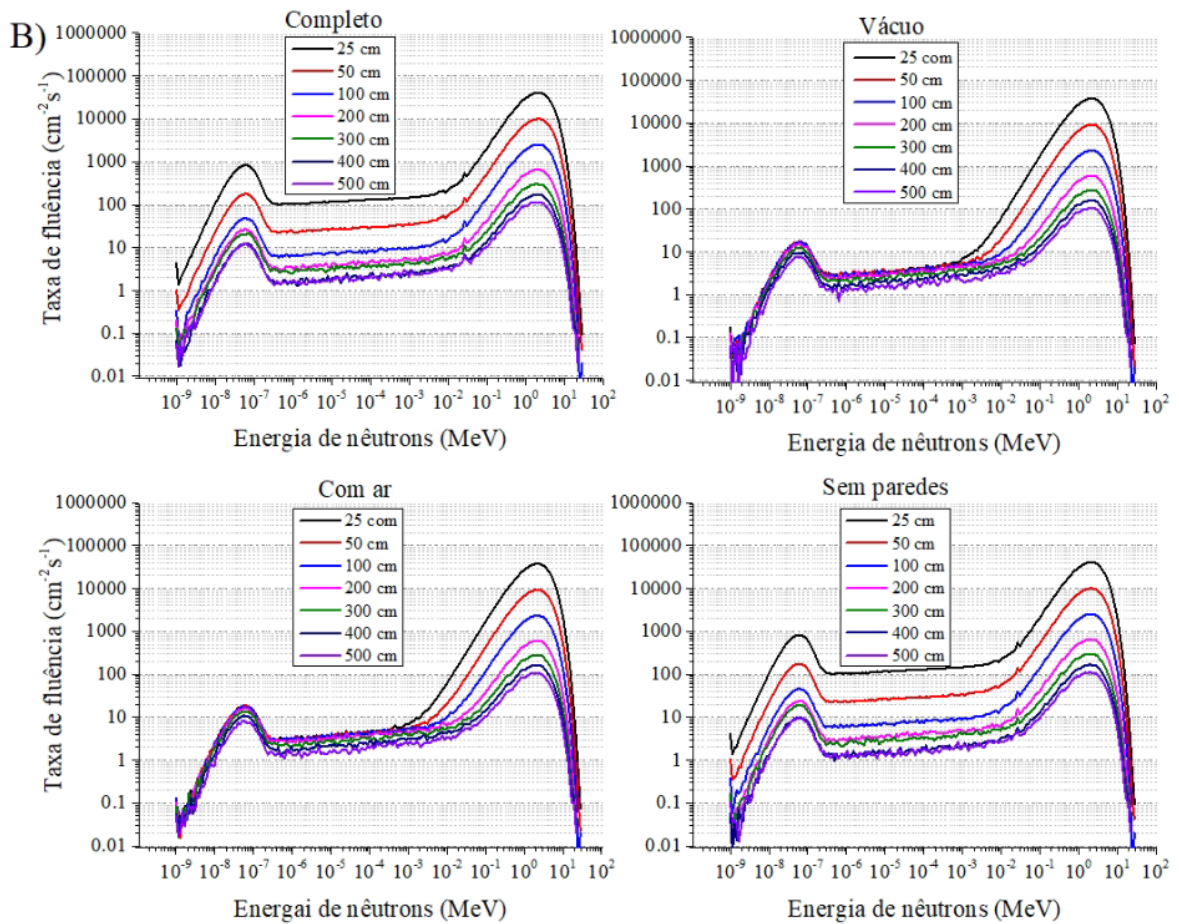


Figura 4.2. Variação do espectro de nêutrons ao longo do laboratório para uma fonte de ^{252}Cf .

A fluência de nêutrons da fonte de ^{252}Cf exibe um perfil de curva como o observado com a fonte $^{241}\text{AmBe}$, mas com variações na intensidade do pico e localização (Figura 4.2). Além disso, a atenuação com a distância é evidente, como esperado. No ambiente de vácuo, as fluências são menores em comparação ao caso completo devido à ausência de materiais atenuantes e espalhadores. Em ambientes de vácuo e com ar, nenhum equipamento estava presente dentro do laboratório, levando à ausência de espalhamento e contribuindo para uma redução na fluência. Este efeito é ainda confirmado pela avaliação do ambiente sem paredes.

4.6 Avaliação do impacto das diferentes condições ambientais sobre as taxas de equivalente de dose e de fluência de nêutron

Considerando a fonte de $^{241}\text{AmBe}$, a Figura 4.3 ilustra a diferença percentual na fluência de nêutrons como uma função de energia, calculada sob três condições: ambiente a vácuo, presença de ar e a ausência de paredes no laboratório. Na faixa de baixa energia (<10 MeV), a diferença percentual permanece próxima de zero em todas as condições. Na

faixa de média energia (10-15 MeV), um pico perceptível ocorre em torno de 14-15 MeV, com a condição de vácuo (linha vermelha) exibindo a maior diferença percentual, seguida pela condição de ar (linha preta). A condição sem paredes (linha azul) mostra um pico menor. Na faixa de alta energia (>15 MeV), as diferenças percentuais são mínimas, com apenas pequenas flutuações.

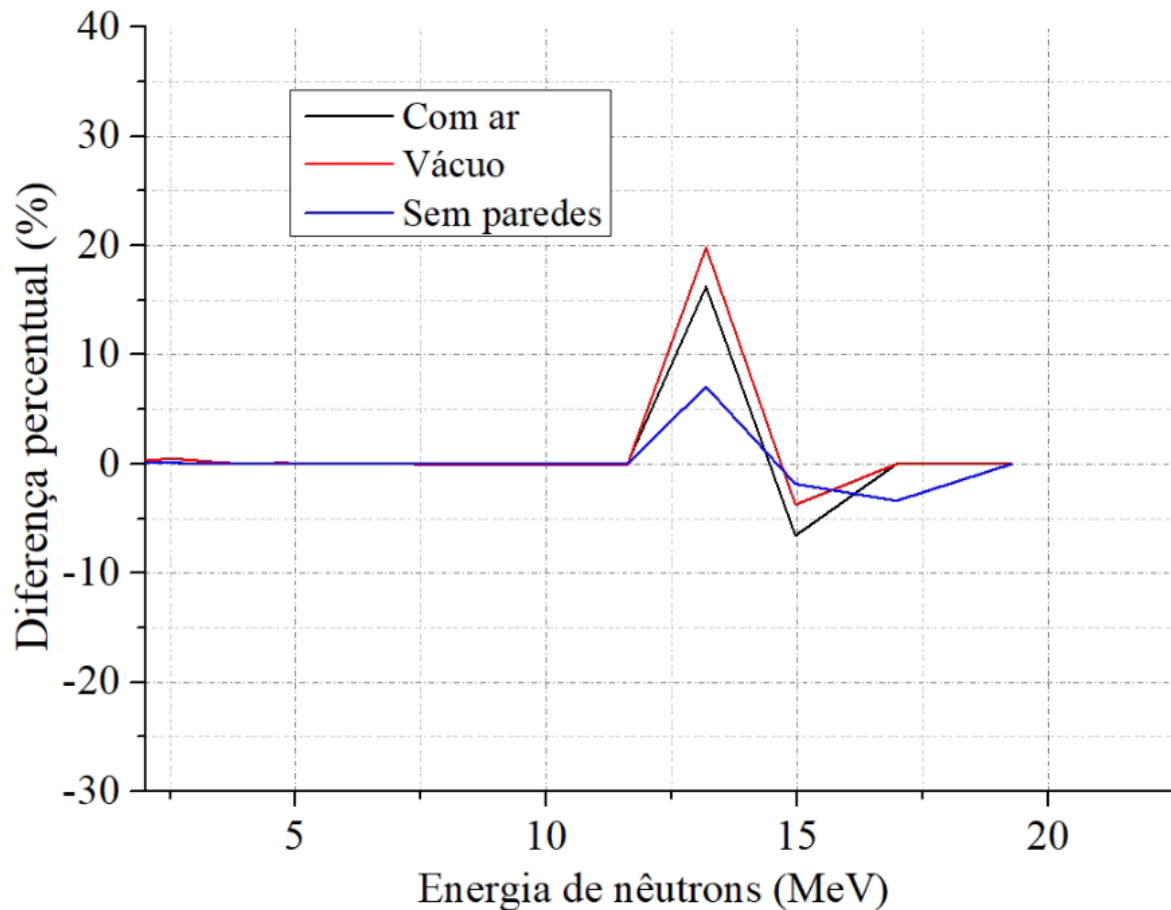


Figura 4.3. Diferença percentual entre os dados simulados com ar, vácuo e sem paredes em relação ao laboratório completo para a fonte de $^{241}\text{AmBe}$.

4.7 Simulação do espectro da fonte de nêutrons $^{241}\text{AmBe}$

A Figura 4.4 mostra uma comparação entre o espectro simulado e o espectro de referência ISO 8529-1 (ISO, 2001) a 50 cm para a fonte de $^{241}\text{AmBe}$. Os dois conjuntos de dados foram normalizados pelo valor máximo de fluência espectral para cada caso. Como pode ser visto, os resultados obtidos estão próximos dos valores do espectro de referência. As diferenças podem ser devido a diferentes métodos de cálculo usados. As duas curvas mostram uma correspondência próxima na faixa de energia, indicando que os resultados

deste estudo estão em boa concordância com o padrão ISO 8529-1 para a distribuição de energia de nêutrons. Ambas as curvas exibem um pico significativo na faixa de energia entre 1 e 10 MeV, o que é característico de fontes de nêutrons de $^{241}\text{AmBe}$.

Na região de baixas energias ($1\text{E-}9$ MeV a $1\text{E-}2$ MeV), a fluência de nêutrons é relativamente baixa, como esperado para nêutrons térmicos e epitérmicos. A comparação mostra uma ligeira diferença na fluência nesta faixa, mas ela permanece baixa para ambas as curvas. Na região de energia intermediária (10^{-2} a 1 MeV), há um aumento gradual na fluência de nêutrons. As duas curvas são praticamente idênticas nesta faixa, mostrando boa concordância entre os resultados deste estudo e o padrão ISO. Na região de alta energia (> 1 MeV), a fluência de nêutrons atinge seu pico, indicando a presença de nêutrons rápidos. As duas curvas mostram picos muito próximos em termos de localização e magnitude, sugerindo que a fonte de nêutrons estudada tem características como aquelas especificadas no padrão ISO 8529-1.

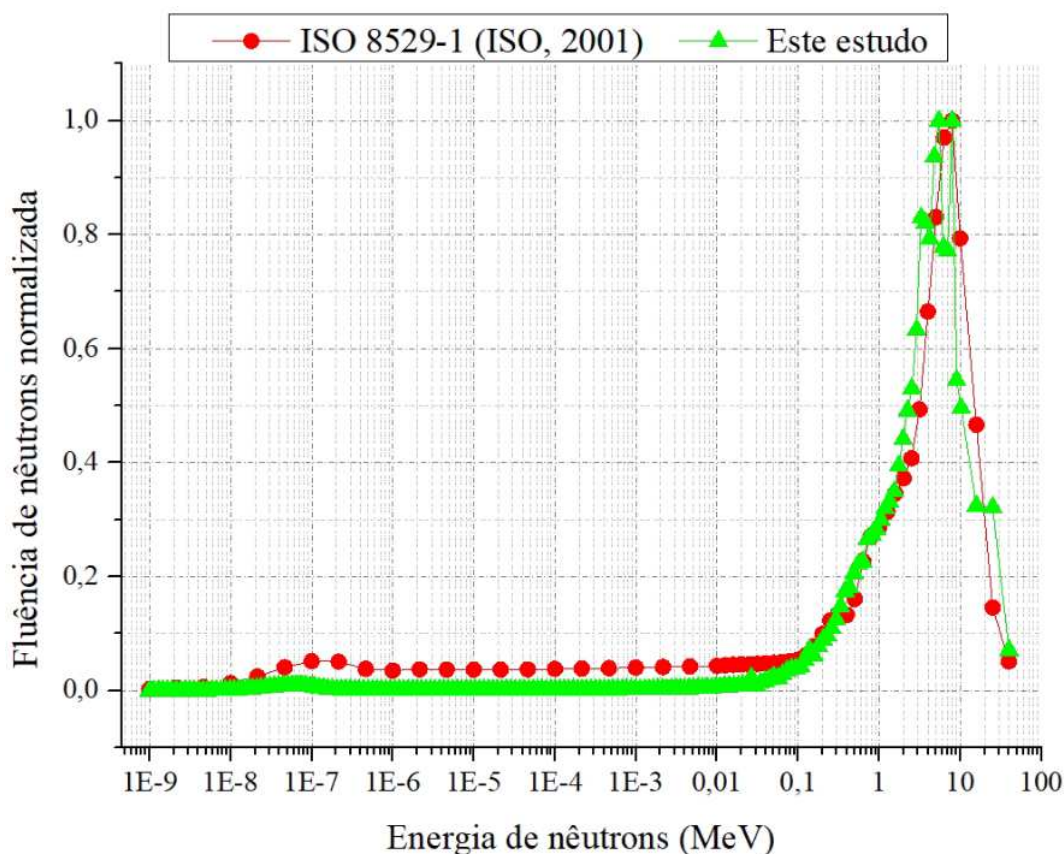


Figura 4.4. Espectro de nêutrons simulado a 50 cm, comparado ao espectro de referência ISO 8529-1 (ISO, 2001).

4.8 Distribuição de fluência de nêutrons emitidos da fonte de $^{241}\text{AmBe}$

Neste estudo, usamos o *tally fmesh tipo 1*, dado em nêutrons por cm^2 por partícula emitida pela fonte ($\text{n}/\text{cm}^2\cdot\text{sp}$), para estimar a fluência média de nêutrons ao longo do comprimento, largura e altura do laboratório, em uma malha retangular tridimensional na região de irradiação do laboratório. As Figuras 4.5, 4.6 e 4.7 mostram os resultados estimados, em três seções transversais do laboratório, com as malhas passando pela fonte em $z = 2,73 \text{ m}$, $x = 0 \text{ m}$ e $y = 0 \text{ m}$, respectivamente.

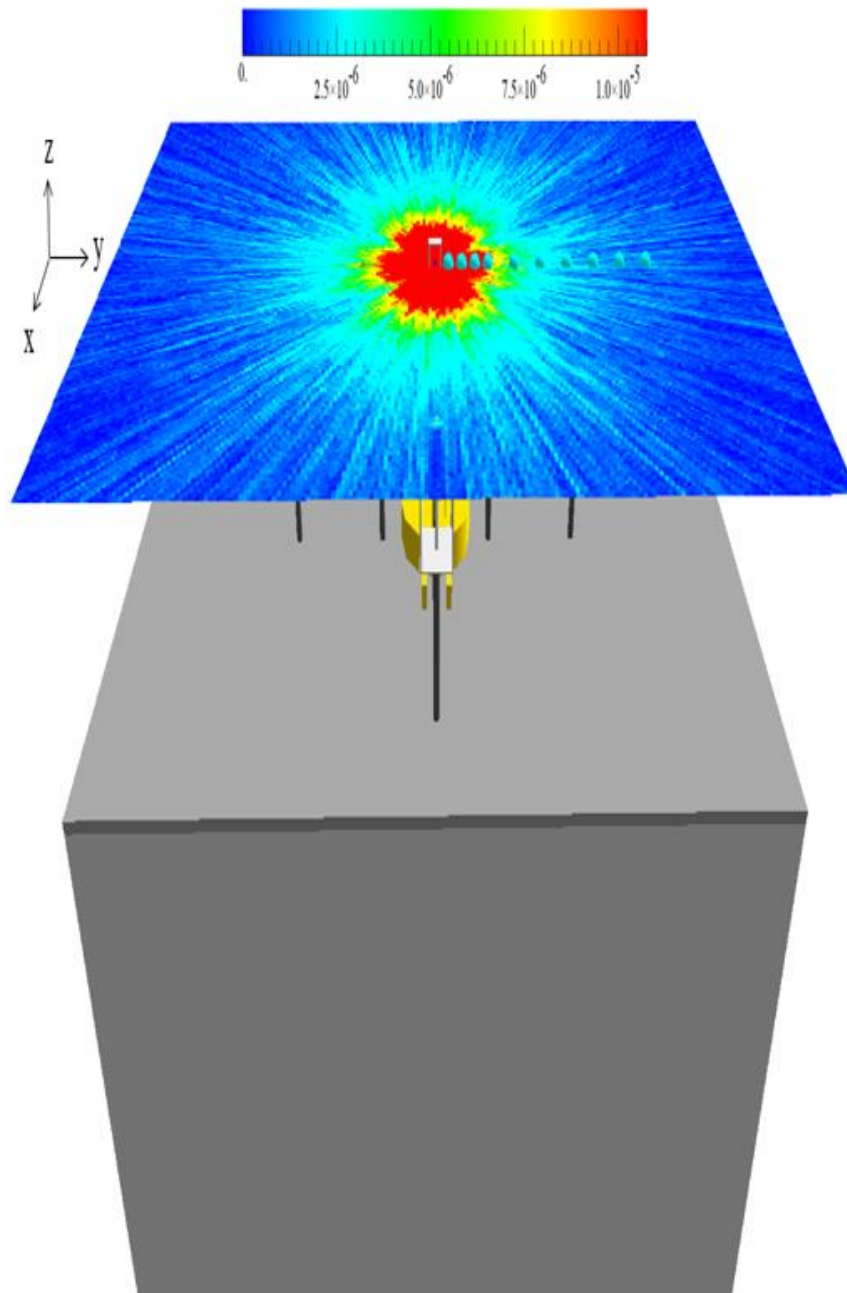


Figura 4.5. Distribuição da fluência de nêutrons ($\text{n}/\text{cm}^2\cdot\text{sp}$) em um plano horizontal, em $z = 2,73 \text{ m}$.

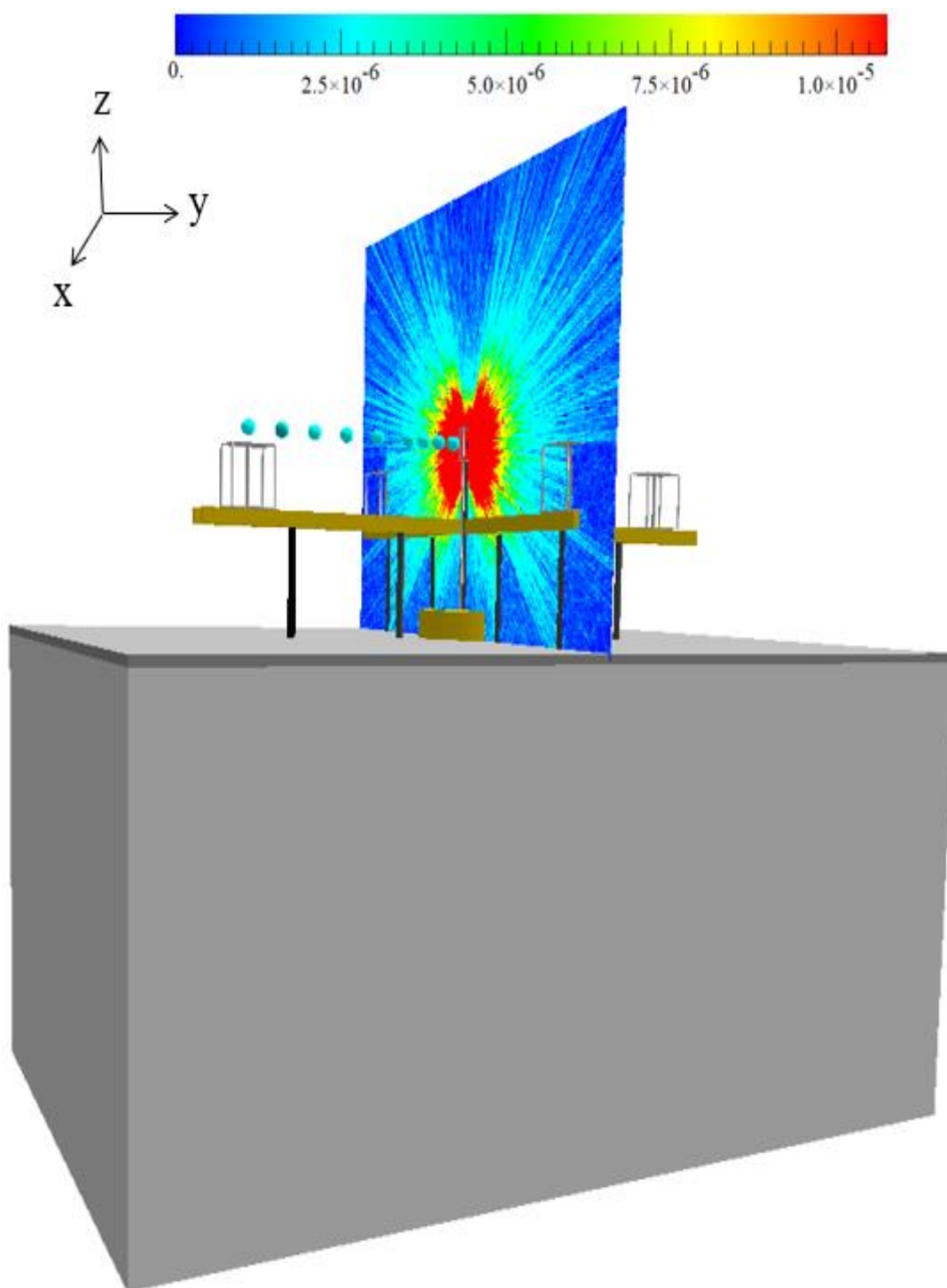


Figura 4.6. Distribuição da fluência de nêutrons ($\text{n}/\text{cm}^2\text{sp}$) em um plano vertical, ortogonal ao eixo de distância X, em $y = 0$ m.

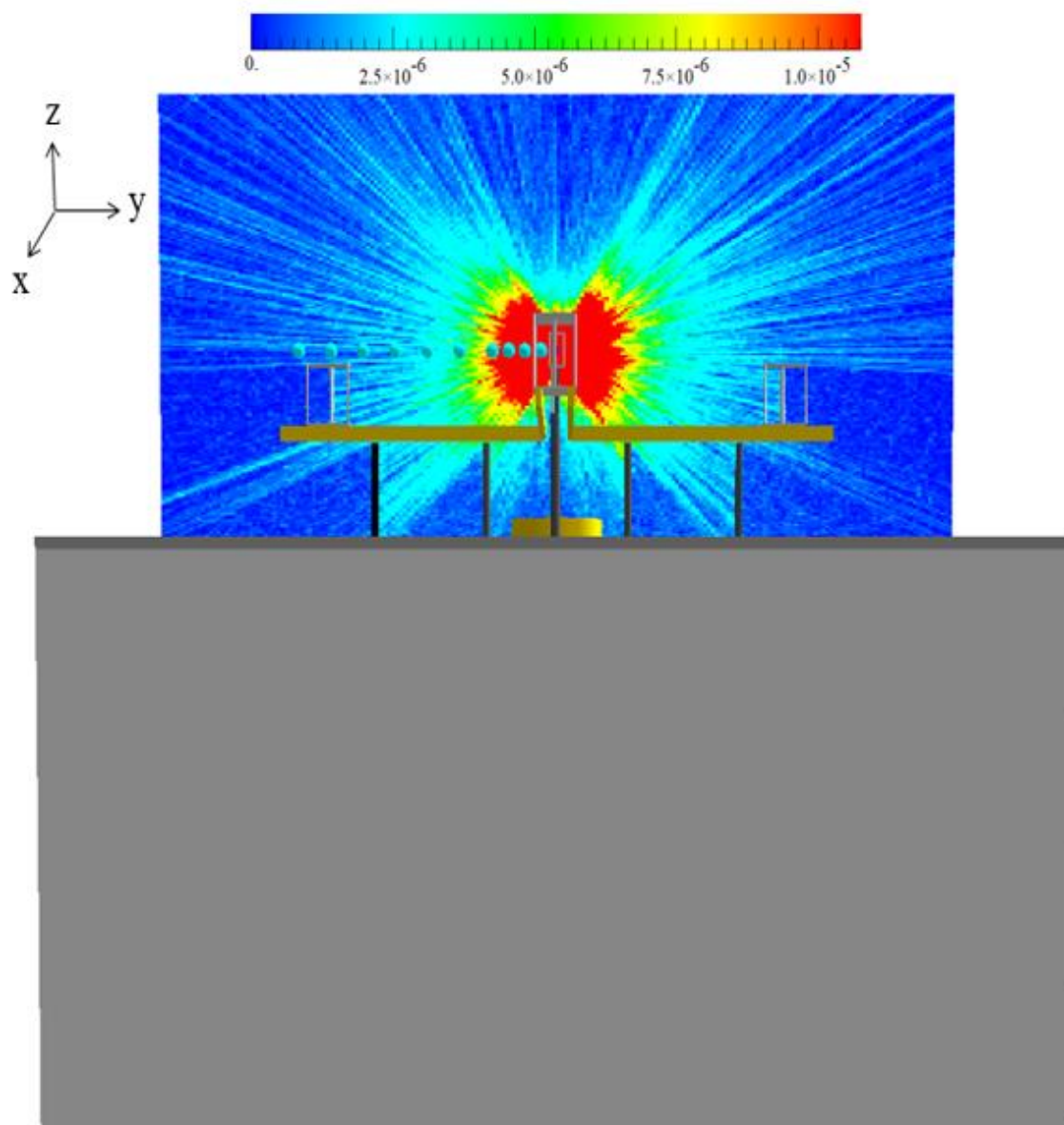


Figura 4.7. Distribuição da fluência de nêutrons ($\text{n/cm}^2\text{sp}$) em um plano vertical ortogonal ao eixo X, em $x = 0$.

As fluências de nêutrons (Figuras 4.5, 4.6 e 4.7) diminuem abruptamente, atingindo valores mínimos nos limites do laboratório. Embora essa redução apresente uma simetria geralmente esférica, ela é afetada pelas interações com os componentes estruturais do laboratório. Devido à complexidade dessas interações, que envolvem diversos materiais, tais mapas só podem ser calculados com precisão utilizando um código de transporte Monte Carlo, como o MCNP6.3.

CAPÍTULO 5

CONCLUSÕES

Os resultados para taxa de fluência de nêutrons (ΦE) e de taxa de dose equivalente ambiente ($\dot{H}^*(10)$) indicam uma diminuição com o aumento da distância da fonte, enfatizando a natureza crítica das medições em distâncias pequenas (até 100 cm) onde ocorre a atenuação mais significativa. Notavelmente, o espectro de nêutrons a 50 cm da fonte de $^{241}\text{AmBe}$ alinha-se estreitamente com o espectro de referência ISO 8529-1. Essas descobertas são consistentes com dados de outros laboratórios sob condições de irradiação semelhantes, reforçando a validade das medições.

As principais conclusões do estudo destacam que o modelo computacional para caracterizar campos de nêutrons no LCDNM demonstrou que a estrutura do laboratório foi bem projetada para medições de nêutrons. Os resultados também mostraram que a fluência de nêutrons varia com base no meio (com ar, vácuo ou presença/ausência de paredes), embora a tendência geral e a forma de distribuição permaneçam consistentes. Esses dados são essenciais para o desenvolvimento de sistemas eficazes de proteção radiológica, considerando a distribuição de energia e a fluência sob condições e distâncias variadas. Além disso, cada fonte de nêutrons tem um espectro de energia característico que deve ser considerado em avaliações de risco e estratégias de proteção.

As simulações de Monte Carlo usando MCNP6.3 provaram ser uma ferramenta valiosa para investigar cenários que são desafiadores de se medir experimentalmente. No geral, o estudo valida a metodologia computacional e confirma que o LCDNM pode operar efetivamente como um laboratório de calibração para detectores de nêutrons.

Com base nos resultados apresentados, diversas direções podem ser exploradas para aprofundar e expandir os achados deste estudo. Futuras investigações podem focar na caracterização de campos de nêutrons em diferentes configurações geométricas e ambientais, incluindo estudos com barreiras adicionais, materiais de blindagem e geometrias mais complexas, a fim de avaliar o impacto desses fatores nas medições e na proteção radiológica. Embora as simulações Monte Carlo tenham demonstrado alta confiabilidade, estudos experimentais complementares podem ser conduzidos para validar ainda mais os modelos computacionais em condições práticas variadas, refinando os parâmetros de entrada e fortalecendo as conclusões relacionadas à precisão das medições.

Adicionalmente, o LCDNM pode ampliar sua atuação como laboratório de calibração, incorporando novos tipos de fontes de radiação e equipamentos de medição, beneficiando não apenas estudos acadêmicos, mas também aplicações industriais e de proteção ocupacional. O desenvolvimento de modelos avançados, como o uso de inteligência artificial integrada às simulações Monte Carlo, poderia melhorar ainda mais a modelagem dos espectros de nêutrons e prever com maior precisão a fluência em diferentes condições. Essa metodologia também pode ser aplicada para investigar cenários reais de exposição ocupacional e ambiental, contribuindo para a formulação de estratégias mais eficazes de proteção radiológica em ambientes de trabalho e locais expostos a nêutrons.

Por fim, uma perspectiva relevante é a capacitação de novos profissionais e pesquisadores na utilização de ferramentas computacionais, como o MCNP, e na operação de laboratórios de calibração. Essa iniciativa fortalece a comunidade científica e amplia o impacto do LCDNM no avanço da radioproteção, consolidando os resultados obtidos e abrindo novas oportunidades para inovação e impacto na área de dosimetria e proteção radiológica.

REFERÊNCIAS

ABNT. Associação Brasileira de Normas Técnicas. **Campos de radiação de referência: Campos de nêutrons simulados de local de trabalho – Parte 1: Características e métodos de produção.** ABNT/CEE-135, Parte 1, Brasil, 2013.

ABNT. Associação Brasileira de Normas Técnicas. **Radiações de nêutrons de referência – Parte 2: Fundamentos de calibração de dispositivos de radioproteção relacionados às grandezas básicas que caracterizam o campo de radiação.** ABNT/CCE-135, Parte 2, Brasil, 2012.

Alvarenga, T.S. **Estabelecimento e Caracterização de um Laboratório de Calibração com Campos Neutrônicos de Referência com Rastreabilidade ao Sistema Metrológico Internacional** (Tese de Doutorado). Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Paulo, 2018. <http://dx.doi.org/10.11606/T.85.2018.tde-11092018-144644>.

Blanco, C.X., Villafane, M.R., Segura, E.M., Veja-Carrillo, R. H., Gozalo, S.F. **Characterization on the storage pool of the Neutron Standards Laboratory of CIEMAT, using Monte Carlo techniques.** In: Proceedings of the XIV International Symposium on Solid State Dosimetry, ISSD Congress, Cusco, Peru, 2014.

Gallego, E., Amgarou, K., Bedogni, R., Domingo, C., Esposito, A., Lorente, A., Méndez, R., Vega-Carrillo, H.R. **Characterization of an $^{241}\text{AmBe}$ neutron irradiation facility by different spectrometric techniques.** In: The 13th International Congress of the International Radiation Protection Association, IRPA Congress, Glasgow, Escócia, 2012.

Gallego, E., Lorente, A., Vega-Carrillo, H.R. Characteristics of the neutron field of the facility at DIN-upm. **Radiat. Prot. Dosim.** 110, 1 - 4, 73–79, 2004. <http://dx.doi.org/10.1093/rpd/nch199>.

Gonçalves, A.S., Silva, F.S., Patrão, K.C.S., da Fonseca, E.S., Pereira, W.W. **Caracterização de espectros neutrônicos com fontes de $^{241}\text{AmBe}$ e ^{252}Cf moderados em água.** Congresso Brasileiro de Metrologia das Radiações Ionizantes, Remoto, CBMRI, 2020.

ICRP. International Commission on Radiological Protection. **Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures.** The 2010 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. Publication 116 Ann. ICRP, 2010. doi: 10.1016/j.icrp.2011.10.001.

ICRP. International Commission on Radiological Protection. **Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation.** ICRP Publication 74. Ann. ICRP 26, 3-4, 1996. [https://doi.org/10.1016/S0146-6453\(96\)90003-2](https://doi.org/10.1016/S0146-6453(96)90003-2)

ICRU. International Commission on Radiation Units and Measurements. **Quantities and Units and Radiation Protection Dosimetry.** ICRU Publication 51, Bethesda, 1993.

ISO 17025. International Organization for Standardization. **General requirements for the competence of testing and calibration laboratories**. Technical Report, Switzerland, ISO 17025, 2005.

ISO 8529-1. International Organization for Standardization. **Reference Neutron Radiations — Part 1: Characteristics and methods of production**. Technical Report, Switzerland, ISO 8529-1, 2001.

ISO 8529-2. International Organization for Standardization. **Reference Neutron Radiations — Part 2: Calibration Fundamentals of Radiation Protection Devices Related to the Basic Quantities Characterizing the Radiation Field**. Technical Report, Switzerland, ISO 8529-2, 2000.

Knoll, G.F. **Radiation Detection and Measurement**. John Wiley & Sons, 4. Ed., New York, 2010.

Kulesza, J. A. *et al.* **MCNP® Code Version 6.3.0 Theory & User Manual**. Los Alamos National Laboratory, Tech. Rep. LA-UR-22-30006, Rev. 1, Los Alamos, NM, USA. Sep. 2022. <https://doi.org/10.2172/1889957>

Le, T.N., Tran, H.N., Nguyen, K.T., Trinh, G.V. Neutron calibration field of a bare ^{252}Cf source in Vietnam. **Nucl. Eng. Technol.**, 49, 277–284, 2017. <http://dx.doi.org/10.1016/j.net.2016.07.011>.

Magalhães, S. da C., Da Silva, S. M., Leocadio, J. C., Da Silva, F. C. A. Um panorama da monitoração individual de nêutrons no Brasil de IOEs na área de perfilagem de poços de petróleo no Brasil. **Braz. J. Radiat. Sci.**, 8, 1-14, 2020. <https://doi.org/10.15392/bjrs.v8i1B.1036>.

McConn, R.J., Gesh, C.J., Pagh, R.T., Rucker, R.A., Williams, III, R. **Compendium of material composition data for radiation transport modeling**. Pac. Northw. Natl. Lab., 2011. <http://dx.doi.org/10.2172/1023125>.

Mill, A. J., Wellis, J., Hall, S. C., & Butler, A. Micronucleus induction in human lymphocytes: Comparative effects of X rays, alpha particles, beta particles and neutrons and implications for biological dosimetry. **Radiat. Res.**, 145, 575-585, 1996. <https://doi.org/10.2307/3579276>.

Morero, L.D., Pereira, W.W., Borges, J.C., Nicolucci, P. Simulation of a new neutron calibration laboratory in Brazil using MCNP5. **Appl. Radiat. Isot.**, 186, 110289, 2022. <https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2022.110289>.

NRCP. National Council on Radiation Protection and Measurements. **Report N° 038 – Protection Against Neutron Radiation**, MD, NCRP, 1971.

Okuno E., Yoshimura, E.M. **Física das Radiações**. São Paulo: Oficina de Textos, 2010.

Pelowitz, D.B. **MCNPX User's Manual, version 2.7.0**. Report LA-CP-11-00438. Los Alamos National Laboratory, 2011.

Pereira, M., Salgado, A.P., Filho, A.S., Pereira, W.W., Patrão, K.C., Fonseca, E.S. Neutron metrology laboratory facility simulation. **Radiat. Prot. Dosim.** 161, 153–156, 2014. <http://dx.doi.org/10.1093/rpd/ncu164>.

Pereira, W.W., Estrada, J.J.S., Patrão, K.C.S., Alves, C.F.E., Magalhães, L.A.G., Leite, S.P. $^{241}\text{Am}-\text{Be}(\alpha, n)$ characterization for a new laboratory facility in Brazil. **Radiat. Prot. Dosim.**, 180, 29–32, 2018. <http://dx.doi.org/10.1093/rpd/ncx238>.

Peruzzo, J. **Física e Energia Nuclear**. 1ª ed. São Paulo: Livraria da Física, 2012.

PNNL. **Pacific North West National Laboratory. Calculation of Ambient ($H^*(10)$) and Personal ($H_p(10)$) Dose Equivalent from a ^{252}Cf Neutron Source**. PNNL – 19273, 2010.

Porras, I., Praena, J., Arias de Saavedra, F., Pedrosa-Rivera, M., Torres-Sánchez, P., Sabariego, M.P., Expósito-Hernández, J., Llamas-Elvira, J.M., Ramírez-Navarro, A., Rodríguez-Fernández, A., Osorio-Ceballos, J.M., Ruiz-Ruiz, C., Ruiz-Magaña, M.J. BNCT research activities at the Granada Group and the project NeMeSis: Neutrons for medicine and sciences, towards an accelerator-based facility for new BNCT therapies, medical isotope production and other scientific neutron applications. **Appl. Radiat. Isot.** 165, 109247, 2020. <http://dx.doi.org/10.1016/j.apradiso.2020.109247>.

Souza, L.R., Fonseca, E.S., Patrao, K.C., Pereira, W.W., Dantas, M.L. **Ambient dose equivalent for neutron survey meters calibration: implementation in neutron Lab from LNMRI/IRD**. International Nuclear Atlantic Conference. Santos, SP; Brasil, 2007.

Thiem, N. L., Hoai-Nam, T., Quynh, N.N., Giap, V.T., Khai, T.N. Characterization of a neutron calibration field with $^{241}\text{Am}-\text{Be}$ source using Bonner sphere spectrometer. **Appl. Radiat. Isot.**, 133, 68-74, 2018. <https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2017.12.012>.

Vega-Carrillo, H.R., Ortiz-Rodrigues, M.J., Marínez-Blando, M.R. NSDUAZ unfolding package for neutron spectrometry and dosimetry with Bonner spheres. **Appl. Radiat. Isot.**, 71, 87-91, 2012. <https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2012.04.020>.

Vega-Carrillo, R. H., Mèndez-Villafaine, R., Gusmàn-García, K.A. **Análisis Monte Carlo del Laboratorio de Patrones Neutrónicos del CIEMAT**. In: XXV Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana XIII. Congreso Nacional de la Sociedad Mexicana de Seguridad Radiológica, Congress. Boca del Rio, México, 2014.

Werner, C. J. **MCNP User's Manual-Code Version 6.2**. Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, 2017.

Yoriyaz, H. Método Monte Carlo: Princípio e Aplicações em Física Médica. **Rev. Bras. Fís. Méd.**, 141-149, 2009. <https://doi.org/10.29384/RBFM.2009.V3.N1.P141-149>.