

Programa de Pós-Graduação  
Mestrado em Radioproteção e Dosimetria  
Instituto de Radioproteção e Dosimetria  
Autoridade Nacional de Segurança Nuclear

Luciano Lucas Bruno

Estudo por Simulação de Monte Carlo do Retroespalhamento em Água para a Dose de  
Nêutrons em uma Embarcação Nuclear Submersa

Rio de Janeiro – RJ

2026

Folha de rosto

T

539.72

B898e Bruno, Luciano Lucas

Estudo por simulação de Monte Carlo do retroespalhamento em água para  
a dose de nêutrons em uma embarcação nuclear submersa/Luciano Lucas

Bruno

- Rio de Janeiro, IRD, 2026.

123f., 29,7 cm: il. tab.

Orientador: Dr. Denison de Souza Santos

Dissertação de mestrado – Instituto de Radioproteção e Dosimetria, Rio  
de Janeiro, 2026

Referência bibliográfica: f. 88-90

1. Nêutrons. 2. Dosimetria. 3. Simulação Monte Carlo. 4. Geant4.  
5. Retroespalhamento de nêutrons. I. Título

LUCIANO LUCAS BRUNO

"ESTUDO POR SIMULAÇÃO DE MONTE CARLO DO RETROESPALHAMENTO EM ÁGUA  
PARA A DOSE DE NÊUTRONS EM UMA EMBARCAÇÃO NUCLEAR SUBMERSA".

Rio de Janeiro, 07 de abril de 2026.



Documento assinado digitalmente  
**DENISON DE SOUZA SANTOS**  
Data: 10/04/2026 08:42:45-0300  
Verifique em <https://validar.iti.gov.br>

Prof. Dr. Denison de Souza Santos  
(PPG/ANSN/IRD)



Documento assinado digitalmente  
**PAULO ALEXANDRE COSTA ROCHA**  
Data: 09/04/2026 11:56:08-0300  
Verifique em <https://validar.iti.gov.br>

Prof. Dr. Paulo Alexandre Costa Rocha  
(UFC)



Documento assinado digitalmente  
**FRANCISCO CESAR AUGUSTO DA SILVA**  
Data: 01/05/2026 12:57:15-0300  
Verifique em <https://validar.iti.gov.br>

Prof. Dr. Francisco Cesar Augusto da Silva  
(PPG/ANSN/IRD)



Documento assinado digitalmente  
**WALSAN WAGNER PEREIRA**  
Data: 06/05/2026 18:12:21-0300  
Verifique em <https://validar.iti.gov.br>

Prof. Dr. Walsan Wagner Pereira  
(PPG/ANSN/IRD)



Documento assinado digitalmente  
**TADEU AUGUSTO DE ALMEIDA SILVA**  
Data: 15/05/2026 09:55:00-0300  
Verifique em <https://validar.iti.gov.br>

Prof. Dr. Tadeu Augusto de Almeida Silva  
(PPG/ANSN/IRD)

Dedico este trabalho à minha Esposa e ao meu Filho,  
razões de ir mais longe e de ter que voltar.

## Agradecimentos

À minha amada esposa, Leuriane Rocha, por todos os anos de companheirismo, renúncias e compreensão; pelo apoio incondicional ao longo deste trabalho, sendo ela o alicerce que me sustentou nos momentos difíceis e me ajudou a persistir. Àquela que compartilha os mesmos rumos e é protagonista de nossas conquistas.

À minha mãe, que me deu à luz e à vida; àquela a quem posso amar, mas consciente de que jamais poderei fazê-lo na mesma medida de que sou amado.

Ao meu pai, que por tantos anos se esforçou para que eu pudesse ter o que ele não pôde.

Aos meus irmãos, por todos os momentos de infância e aprendizado juntos.

Aos meus avós, pela coragem de abandonar o semiárido sem saber o que a vida lhes apresentaria.

Ao Eng. Mecânico Eduardo Pires Mendes, amigo, companheiro de turma de Engenharia Mecânica, de CIAW e de vida, a quem considero como irmão.

À CC (EN) Rafaela Imamura, amiga, companheira de trabalho e de vida, a quem considero como irmã.

Ao Prof. Hilder Lucas, amigo, por ter me apresentado à Física, ciência que me fascina e que me basta.

À Marinha do Brasil, por ser o braço forte que me acolheu como profissional.

Ao CMG (RM1-EN) Osmar Conceição Júnior, pela paciência e ensinamentos profissionais.

Ao CMG (RM1) Rabello e ao CC (EN) Marcos William, aos quais agradeço, estendendo minha menção a toda a SecNSNQ, que me receberam e foram o braço forte que me acolheu na hora mais escura.

Ao Prof. Denison Souza-Santos, pela amizade, por tantas horas dedicadas, paciência e por me ajudar nesta jornada.

Ao Prof. Dr. Paulo Costa Rocha, pela amizade, por me abrir as portas da UFC novamente, lugar do qual tanto me orgulho de ser egresso, e pelas horas dedicadas e colaborações prestadas para o aperfeiçoamento deste trabalho.

À Profa. Mariza, à qual agradeço, estendendo minha menção a toda equipe IRD, que se excedeu de sua missão, tornando-se força amiga nos momentos de dificuldade.

Aos Drs. Francisco César, Walsan Wagner e Tadeu Augusto, banca e revisor, pelas horas dedicadas e colaborações prestadas para o aperfeiçoamento deste trabalho.

“A doença é um obstáculo para o corpo, mas não para a vontade.”

— Epiteto, *Encheiridion*, 11.

## Resumo

Este trabalho apresenta um estudo de simulação computacional destinado a analisar as modificações induzidas no campo interno de radiação em uma seção circular de casco de uma embarcação nuclear hipotética, decorrentes da presença de uma camada externa de água. O estudo utiliza modelagem numérica baseada no Método de Monte Carlo (MMC), implementada por meio do código de transporte de partículas Geant4, com o objetivo de quantificar possíveis alterações na dosimetria interior à geometria de interesse quando comparados cenários com água ou ar no ambiente externo da estrutura. Inicialmente, é desenvolvida uma metodologia computacional para geração da geometria, definição da fonte de nêutrons e registro da energia depositada em uma esfera de tecido equivalente padronizado pela Comissão Internacional de Unidades e Medidas de Radiação (do inglês, *International Commission on Radiation Measurements and Units* – ICRU) posicionada na região de interesse. Em seguida, é realizada uma simulação de validação com campos monoenergéticos de nêutrons, visando verificar a capacidade do modelo em reproduzir resultados de referência disponíveis. As simulações de validação demonstram boa concordância com os dados de referência, reproduzindo o comportamento esperado da dose absorvida ao longo do espectro energético. Após a validação do elemento sensor e da biblioteca de física, é conduzida a simulação principal, na qual são analisados cenários com campos monoenergéticos de nêutrons em diferentes faixas do espectro energético para avaliar a influência da presença de água no exterior da geometria. Os resultados indicam que, para energias muito baixas, as diferenças entre os cenários com água e com ar permanecem dentro das incertezas estatísticas do estudo, enquanto para energias intermediárias do espectro observa-se aumento significativo da dose absorvida no caso em que a estrutura se encontra imersa em água. Esse efeito é associado principalmente à moderação de nêutrons promovida pelo hidrogênio presente na água, que favorece a ocorrência de interações nucleares e a produção de radiação secundária capaz de contribuir para a deposição de energia no volume sensível. Na etapa final do trabalho é realizada uma simulação utilizando um espectro de nêutrons representativo da região de *container* de um reator de água pressurizada de terra (do inglês, *Pressurized Water Reactor* – PWR), permitindo avaliar o comportamento da dosimetria interior à geometria de interesse em uma condição mais próxima de um cenário operacional real. A análise estatística das distribuições de energia depositada demonstra que a presença de água no exterior da estrutura resulta em aumento médio aproximado de 10,2% na dose absorvida na esfera de tecido equivalente quando comparado ao cenário com ar. Conclui-se que o ambiente externo pode influenciar o campo de radiação no interior de estruturas confinadas, principalmente devido aos efeitos combinados de moderação de nêutrons, produção de fótons secundários e reflexão parcial do fluxo de partículas, demonstrando que a metodologia desenvolvida constitui uma ferramenta adequada para estudos de dosimetria e análise de campos de radiação em sistemas nucleares embarcados.

Palavras-chave: nêutrons. dosimetria. simulação Monte Carlo. Geant4. retroespalhamento de nêutrons.

## Abstract

This work presents a computational simulation study intended to analyze the modifications induced in the internal radiation field within a circular hull section of a hypothetical nuclear vessel, resulting from the presence of an external water layer. The study uses numerical modelling based on the Monte Carlo Method (MCM), implemented through the Geant4 particle transport code, with the objective of quantifying possible changes in the dosimetry inside the geometry of interest when scenarios with water or air in the external environment of the structure are compared. Initially, a computational methodology is developed for geometry generation, definition of the neutron source, and recording of the energy deposited in a tissue-equivalent sphere standardized by the International Commission on Radiation Measurements and Units (ICRU), positioned in the region of interest. Subsequently, a validation simulation with monoenergetic neutron fields is performed in order to verify the model's ability to reproduce available reference results. The validation simulations demonstrate good agreement with the reference data, reproducing the expected behaviour of the absorbed dose throughout the energy spectrum. After validation of the sensing element and the physics library, the main simulation is conducted, in which scenarios with monoenergetic neutron fields in different ranges of the energy spectrum are analyzed to evaluate the influence of the presence of water outside the geometry. The results indicate that, for very low energies, the differences between the scenarios with water and with air remain within the statistical uncertainties of the study, whereas for intermediate energies of the spectrum a significant increase in absorbed dose is observed in the case in which the structure is immersed in water. This effect is mainly associated with neutron moderation promoted by the hydrogen present in water, which promotes the occurrence of nuclear interactions and the production of secondary radiation capable of contributing to energy deposition in the sensitive volume. In the final stage of the work, a simulation is performed using a neutron spectrum representative of the containment region of a land-based Pressurized Water Reactor (PWR), allowing evaluation of the behaviour of the dosimetry inside the geometry of interest under a condition closer to a real operational scenario. The statistical analysis of the deposited energy distributions demonstrates that the presence of water outside the structure results in an approximate average increase of 10.2% in the absorbed dose in the tissue-equivalent sphere when compared with the scenario with air. It is concluded that the external environment may influence the radiation field inside confined structures, mainly due to the combined effects of neutron moderation, production of secondary photons, and partial reflection of the particle flux, demonstrating that the developed methodology constitutes an appropriate tool for dosimetry studies and radiation field analysis in shipboard nuclear systems.

Keywords: neutrons. dosimetry. Monte Carlo simulation. Geant4. neutron scattering.

## Índice de figuras

Figura 1: Ilustração do SN-BR Álvaro Alberto.....	14
Figura 2: Laboratório de Geração Nucleoelétrica (LABGENE) – Iperó-SP. ....	15
Figura 3: Simulação Computacional para determinação de $H^*(10)$ (RIBEIRO <i>et al.</i> , 2017). ....	23
Figura 4: Fatores de Conversão de Fluência para Dose Ambiente de Ribeiro <i>et al.</i> (2017). ....	24
Figura 5: Definição Intuitiva da Seção de Choque Microscópica.....	26
Figura 6: Composição da seção de choque total a partir de suas componentes. ....	28
Figura 7: Representação gráfica da tabela de radionuclídeos. ....	34
Figura 8: Curva de Densidade de Probabilidade para o Espectro de Energia de Fissão. ....	38
Figura 9: Fluxo para um reator PWR. ....	39
Figura 10: Simulação de campo de nêutrons em reatores tipo PWR.....	40
Figura 11: Vista Ortográfica da Simulação de Validação (a), e Elemento Sensor (b).....	45
Figura 12: Hierarquia de Volumes para a Simulação de Validação. ....	46
Figura 13: Região circular de emissão de partículas. ....	49
Figura 14: Fluxograma do processo de rastreamento ( <i>tracking</i> ). ....	50
Figura 15: Representação Geométrica do Estudo Principal. ....	54
Figura 16: Vista Ortográfica da Simulação Principal (a), e Esfera ICRU (b). ....	55
Figura 17: Hierarquia de Volumes para a Simulação Principal. ....	56
Figura 18: Diagrama de Metodologia de Análise. ....	62
Figura 19: Distribuição dos arquivos de saída conforme categoria de energia. ....	63
Figura 20: Planilha de Tratamento Estatístico (a) e Histograma e Curvas de Frequência (b). ...	64
Figura 21: Fatores de Conversão de Fluência para Dose Ambiente obtidos via Simulação.....	70
Figura 22: Resposta em Kerma do Tecido Equivalente ICRU.....	71
Figura 23: Seções de choque para espalhamento elástico – H C N O. ....	72
Figura 24: Seções de choque para captura radiativa (HCNO) e produção de prótons (N). ....	72
Figura 25: Gráfico Comparativo dos Fatores de Conversão para Dose Ambiente. ....	74
Figura 26: Dose Absorvida Média na Esfera ICRU – Campos Monoenergéticos. ....	77
Figura 27: Diferença Percentual de Dose Absorvida. ....	78
Figura 28: Curvas Normais de Comparação.....	80

## Índice de tabelas

Tabela 1: Tabela de Grandeza – Seção de Choque Microscópica. ....	27
Tabela 2: Tabela de Grandeza – Seção de Choque Macroscópica. ....	27
Tabela 3: Tabela de Grandeza – Fluência. ....	28
Tabela 4: Tabela de Grandeza – Taxa de Fluência. ....	29
Tabela 5: Tabela de Grandeza – Fluência de Energia. ....	29
Tabela 6: Tabela de Grandeza – Energia Total Depositada. ....	30
Tabela 7: Tabela de Grandeza – Dose Absorvida. ....	30
Tabela 8: Tabela de Grandeza – Kerma. ....	31
Tabela 9: Tabela de Grandeza – Dose Equivalente. ....	32
Tabela 10: Tabela de Grandeza – Dose Efetiva. ....	32
Tabela 11: Tabela de Grandeza – Equivalente de Dose Ambiente. ....	33
Tabela 12: Principais reações para reatores PWR. ....	36
Tabela 13: Classificação dos Nêutrons quanto a faixa do Espectro de Energia. ....	37
Tabela 14: Condições de Contorno – Simulação de Validação. ....	47
Tabela 15: Condições de Contorno – Simulação Principal. ....	59
Tabela 16: Exemplo de tabela de Energia x Probabilidade de Emissão. ....	60
Tabela 17: Energia Depositada no Elemento Sensor da Esfera ICRU. ....	70
Tabela 18: Desvios Percentuais Máximos – Campos Monoenergéticos. ....	75
Tabela 19: Sumário de resultados da simulação principal – Campos Monoenergéticos. ....	76
Tabela 20: Energia Depositada no Elemento Sensor da Esfera ICRU – Espectro PWR. ....	79
Tabela 21: Dose Absorvida Média na Esfera ICRU – Espectro PWR. ....	81

## Sumário

Índice de figuras .....	9
Índice de tabelas .....	10
1. Introdução .....	13
1.1. Contextualização e Justificativa.....	13
1.2. Objetivos .....	20
1.2.1. Objetivo Geral .....	20
1.2.2. Objetivos Específicos.....	20
1.3. Revisão Bibliográfica .....	20
1.3.1. O Espalhamento dos Nêutrons .....	21
1.3.2. Reflexão e o Aumento de Dose.....	22
2. Fundamentação teórica .....	26
2.1. Grandezas Físicas:.....	26
2.1.1. Seções de Choque.....	26
2.1.2. Fluência .....	28
2.1.3. Taxa de Fluência.....	29
2.1.4. Fluência de Energia .....	29
2.1.5. Energia Total Depositada.....	29
2.1.6. Dose Absorvida.....	30
2.1.7. Kerma .....	30
2.1.8. Dose Equivalente.....	31
2.1.9. Dose Efetiva.....	32
2.1.10. Equivalente de Dose Ambiente.....	32
2.2. Conceitos Fundamentais: .....	33
2.2.1. O Papel dos Nêutrons na composição da Matéria.....	33
2.2.2. Interação dos nêutrons com a matéria .....	35
2.2.3. Classificação dos Nêutrons e Espectro de Fissão.....	37
3. Materiais e Métodos .....	41
3.1. Materiais.....	41
3.1.1. Infraestrutura Computacional: .....	41
3.1.2. Ambiente Computacional: .....	41
3.1.3. Geant4:.....	41
3.2. Método de Síntese de Resultados .....	42
3.3. Simulação de Validação .....	44
3.3.1. Geometria: .....	44
3.3.2. Material .....	46
3.3.3. Fonte e Condições Iniciais: .....	47

3.3.4.	Processos Físicos .....	49
3.3.5.	Rastreamento .....	50
3.3.6.	Sensores.....	52
3.3.7.	Ações de usuário .....	52
3.3.8.	Saída de Dados: .....	52
3.4.	Simulação Principal .....	54
3.4.1.	Geometria: .....	54
3.4.2.	Material .....	56
3.4.3.	Fonte e Condições Iniciais: .....	58
3.4.4.	Processos Físicos .....	60
3.4.5.	Rastreamento .....	60
3.4.6.	Sensores.....	60
3.4.7.	Ações de usuário .....	61
3.4.8.	Saída de Dados: .....	61
3.5.	Método de Análise de Resultados .....	61
3.5.1.	Simulação de Validação.....	62
3.5.2.	Simulação Principal.....	66
4.	Resultados e Discussão .....	69
4.1.	Simulação de Validação .....	69
4.2.	Simulação Principal .....	75
5.	Conclusão .....	82
	Referências Bibliográficas .....	88

# 1. Introdução

O presente texto visa apresentar uma metodologia e uma análise de um caso representativo simplificado de aplicação para estimar a significância do retroespalhamento de nêutrons e aumento de dose em compartimentos adjacentes ao compartimento de uma planta nuclear embarcada, e seu impacto no contexto de radioproteção e dosimetria para a tripulação de embarcações nucleares submersas, através de uma ferramenta de simulação numérica computacional. A geometria e o espectro de energia utilizados no trabalho são intencionalmente simplificados, uma vez que este trabalho foca no processo de solução em si e na robustez metodológica. A abordagem escolhida ocorre pelo fato de que dados mais próximos da realidade são sigilosos. Entretanto, o trabalho foi desenvolvido de maneira modular, permitindo facilmente a substituição destas características por outras mais realistas.

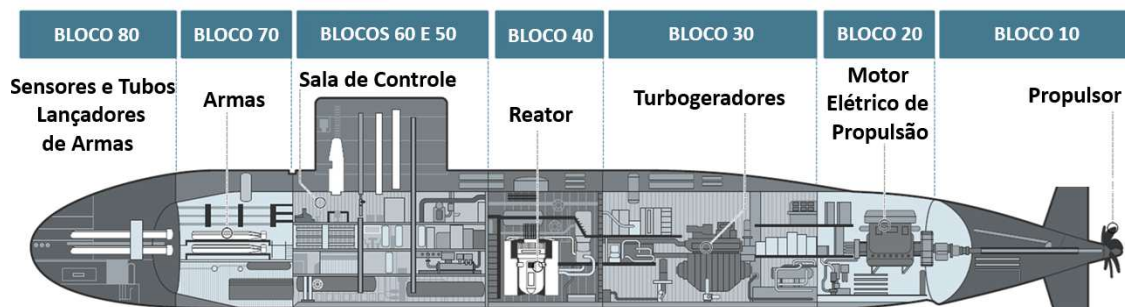
## 1.1. Contextualização e Justificativa

Embarcações dotadas de propulsão nuclear experimentam diferentes fases de vida no contexto de projeto de meios navais ([WORLD NUCLEAR ASSOCIATION, 2025](#)). De maneira básica, as seguintes fases de vida são verificadas: concepção, construção, licenciamento, operação e descomissionamento ([MARINHA DO BRASIL, 2025](#)).

É principalmente durante a fase de concepção que diversas variáveis competem entre si por relevância. Entre as mais significativas estão: desempenho, eficiência, custo, peso, volume, autonomia, segurança, performance militar, discricção operacional, manobrabilidade, flutuabilidade, tecnologia embarcada, disponibilidade e manutenibilidade ([PUNG \*et al.\*, 2008](#)). Estas variáveis influenciam diretamente as características finais do submarino. As decisões tomadas nesta etapa impactam todos os demais ciclos de vida do meio naval, tornando a concepção uma fase fundamental para os objetivos do projeto como um todo.

A Figura 1 é uma representação ilustrativa do SN-BR, o primeiro submarino de propulsão nuclear brasileiro, Álvaro Alberto. Este submarino encontra-se em fase de licenciamento e construção no estaleiro naval localizado na Ilha da Madeira – Itaguaí/RJ.

Figura 1: Ilustração do SN-BR Álvaro Alberto.



Adaptado de Vasconcelos (2025).

Através do Programa Nuclear da Marinha (PNM), o Brasil insere-se no grupo seleto de nações que possui um programa nuclear ativo, e possui intenção de obter embarcações nucleares. Um dos marcos recentes no projeto do SN-BR é a montagem eletromecânica do bloco 40 da instalação de terra que abrigará o protótipo de seu reator nuclear. Este protótipo está sendo construído no interior de São Paulo, município de Iperó, no Centro Industrial Nuclear de Aramar (CINA), exibido na Figura 2. Esta planta será responsável por conduzir uma série de testes necessários para garantir a performance e segurança do reator que será construído para o SN-BR (VASCONCELOS, 2025).

O SN-BR utiliza uma tecnologia de reator conhecida como Reator a Água Pressurizada (do Inglês *Pressurized Water Reactor* – PWR). Este tipo de reator emprega a água sob pressão como fluido de arrefecimento do núcleo, transferindo o calor deste para geradores de vapor que então disponibilizam este vapor para turbina de geração elétrica. Esta energia tanto é armazenada como utilizada para o sistema de propulsão e sistemas auxiliares do navio. Este tipo de tecnologia permite à embarcação ficar submersa por longos períodos, visto que sua fonte de energia não necessita retornar à superfície para coletar ar atmosférico para a queima de combustíveis fósseis. Esta capacidade de ocultação representa uma vantagem estratégica de grande valor para meios militares (VASCONCELOS, 2025).

Figura 2: Laboratório de Geração Nucleoelétrica (LABGENE) – Iperó-SP.



Fonte: Marinha do Brasil.

O domínio sobre a tecnologia de embarcações nucleares não está restrito apenas ao meio em si, mas contempla também o domínio tecnológico sobre o ciclo do combustível nuclear, desde a extração do urânio bruto, beneficiamento, reconversão e enriquecimento a fim de aumentar o teor de seu isótopo físsil, o U-235, a um valor de 19%, por meio de cascatas ultracentrífugas. Esta tecnologia é dominada por um grupo pequeno de países e não é divulgada, pois representa domínio estratégico, compartilhando os mesmos princípios tecnológicos associados a produção de armamentos nucleares. O Brasil é signatário do Tratado de Não Proliferação de Armas Nucleares, utilizando seu conhecimento apenas para fins pacíficos, como a produção de energia elétrica por meio das usinas de Angra I e Angra II, em Angra dos Reis-RJ, e para a propulsão do SN-BR apenas, não dispondo esse meio de armamentos nucleares (VASCONCELOS, 2025).

Submarinos em geral carecem de espaço interno. A tripulação compete em espaço com o maquinário, consoles, armamentos, tanques, suprimentos e consigo mesma. Tal fato decorre do compromisso de se atingir um bom equilíbrio dentre as inúmeras variáveis de projeto. Estas embarcações precisam ser cada vez menores, mais leves e, portanto, mais confinadas. Em submarinos nucleares, o confinamento acentua o desafio de engenharia, tanto quanto a respeito da performance militar do meio, como também quanto sua segurança naval e nuclear.

As simulações computacionais se inserem como peças importantes, nesse contexto de projetos complexos, como ferramentas imprescindíveis em projetos modernos de engenharia naval (SERANI *et al.*, 2024). Por meio das simulações, engenheiros podem analisar e identificar questões relevantes a engenharia de projeto a custos significativamente inferiores aos do produto real. Simulações possuem ampla gama de aplicações, e, nos setores nuclear e de engenharia naval, possuem expressiva importância, sendo capazes de estimar, com razoável precisão, especificidades das variáveis supracitadas.

Reatores nucleares tipo PWR são importantes fontes de radiação ionizante. Sob condições de operação normal, estes equipamentos apresentam baixo risco de exposição externa, principalmente a radiação por raios gama e nêutrons. Os fundamentos básicos de proteção radiológica, dentro do princípio Tão Baixo Quanto Racionalmente Exequível (do Inglês *As Low As Reasonably Achievable* – ALARA), estabelecem três principais meios de controle operacional para exposição externa às radiações ionizantes (ANSN, 2024).

- Distância: As radiações ionizantes estão sujeitas a lei do inverso do quadrado da distância. Sua intensidade cai inversamente proporcional ao quadrado da distância até a fonte.
- Tempo de exposição: As doses de radiação são diretamente proporcionais ao tempo de exposição.
- Blindagem: Quando não é possível atuar de forma segura trabalhando apenas com distância e tempo de exposição, deve-se proceder a blindagem da fonte.

Para submarinos nucleares, distância e tempo de exposição não são suficientes para controle da dosimetria de seus tripulantes. Para se manterem dentro dos limites internacionalmente recomendados (INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2014) e, no caso do Brasil, ratificados pela norma da Autoridade Nacional de Segurança Nuclear, ANSN 3.01 (2025), estes meios devem ser dotados de blindagem. Entretanto, a estratégia de blindagem é uma característica única de cada projeto, e possui impacto significativo no meio construído, uma vez que materiais de blindagem podem ocupar grandes volumes, adicionar peso, requerer rotinas complexas de manutenção, e/ou, sob certas condições, apresentar riscos à saúde da tripulação ou a integridade da embarcação.

Submarinos de propulsão nuclear se utilizam de diferentes materiais, às vezes compósitos, para chegar em uma solução viável de blindagem para seus reatores (LAMARSH *et al.*, 2001). Tais soluções visam garantir o nível de blindagem adequado

para as diferentes configurações operacionais, e com o mínimo de impacto possível na performance militar do meio.

Porém, assim como em uma planta nuclear de terra, a estratégia de blindagem não decorre apenas das características do meio em si, mas também é fruto de seu ambiente operacional.

Para uma planta nuclear de terra, por exemplo, características como presença/ausência de rotas de aviação comercial ou militar, presença/ausência de terremotos/maremotos, clima, entre outras, inserem no projeto modificações necessárias para lidar com os efeitos adversos do ambiente. Tais modificações impactam, também, o projeto da blindagem, que pode sofrer alterações para se tornar resistente ou estável na presença de determinado fenômeno, por exemplo. Submarinos nucleares, embora muito diferentes em termos conceituais, são similares a plantas de terra em termos de filosofia de projeto. Submarinos estão sujeitos a cargas de ambiente naval, como: ações do ambiente salino, cargas estruturais por ação do mar na superfície e em profundidades elevadas, alteração da atitude de plataforma<sup>1</sup> do meio, cargas de choque civil e militar, entre outras.

Peso e volume são pontos chave de projeto de meios navais com plantas nucleares embarcadas ([LAMARSH et al., 2001](#)).

Peso – Interfere diretamente na performance militar do meio. Quanto mais pesado é o meio, mais potência ele exigirá para elevar sua manobrabilidade. Além disso, exigirá mais robustez estrutural, elevando assim seu próprio peso.

Volume – O volume do meio impacta diretamente em sua performance militar. Meios militares devem ser o mais compactos possível, para serem menos vulneráveis. Além disso, ao lidar com esforços estruturais característicos de ambientes marinhos, quanto mais volumoso é o meio, mais robusto ele precisa ser, pois maior deslocamento<sup>2</sup> ele possuirá, impactando novamente em seu peso.

A utilização da água como blindagem e fluido de arrefecimento em submarinos nucleares insere-se naturalmente nesse contexto de compromisso entre variáveis de projeto. Além de desempenhar papel termohidráulico essencial na remoção de calor do

---

<sup>1</sup> Atitude de plataforma é um termo utilizado para referir-se ao comportamento dinâmico da plataforma do navio em relação ao mar. Trata-se dos movimentos realizados pelo navio devido a ação de sua propulsão e lemes ou devido a ação do mar. Um submarino está sujeito a movimentos dinâmicos de superfície e inclinações em seus eixos axial, vertical transversal em navegação submersa.

<sup>2</sup> Deslocamento refere-se a massa de água que ocuparia a parte submersa do volume do navio, normalmente medido em toneladas (t).

núcleo, a água apresenta propriedades nucleares particularmente favoráveis. Substâncias ricas em hidrogênio são excelentes moderadoras, pois promovem elevada perda de energia por colisões elásticas com nêutrons rápidos. Do ponto de vista de engenharia, a água reúne características estratégicas: é abundante, de baixo custo, relativamente leve quando comparada a blindagens metálicas maciças e altamente eficiente na moderação de nêutrons (LAMARSH *et al.*, 2001).

Em reatores tipo PWR embarcados, onde peso e volume são restrições críticas, a presença de grandes massas de água no circuito primário e em tanques adjacentes contribui significativamente para a atenuação do campo neutrônico. Assim, parte da blindagem é inerentemente incorporada ao próprio sistema de refrigeração e a tanques dedicados. Essa solução é particularmente atrativa para meios navais, pois reduz a necessidade de volumes adicionais dedicados exclusivamente à proteção radiológica.

Entretanto, a moderação neutrônica não representa apenas benefícios. Ao desacelerar nêutrons rápidos, a água aumenta a probabilidade de captura radiativa pelo hidrogênio, resultando na emissão de fótons gama (por exemplo, da reação  $(n,\gamma)$  com formação do deutério ligado à água). Além disso, o fenômeno de reflexão pode causar o aumento do fluxo de nêutrons em compartimentos adjacentes, elevando a contribuição de dose equivalente para a tripulação e dose absorvida para os materiais por este mecanismo. Dessa forma, a água pode simultaneamente reduzir a energia média do espectro neutrônico e intensificar componentes secundárias do campo de radiação. Esse efeito combinado impõe a necessidade de estratégias complementares de blindagem. Após a moderação eficiente promovida por materiais hidrogenados, torna-se desejável a utilização de materiais de maior número atômico (alto Z), capazes de atenuar a radiação gama produzida. Aços estruturais espessos, ligas especiais e, em alguns projetos, inserções de chumbo podem compor sistemas multicamadas de blindagem. Tal arranjo explora o princípio físico de desacoplar funções para moderar, absorver, refletir ou atenuar, conforme a necessidade (LAMARSH *et al.*, 2001).

A simulação pelo MMC consolidou-se como uma ferramenta importante na radioproteção moderna, desempenhando um papel crucial nas atividades regulatórias e licenciadoras de instalações nucleares e radiológicas. Os métodos MMC permitem simular o transporte de radiações ionizantes (fótons, nêutrons, elétrons) de forma estocástica, modelando a interação da radiação com a matéria com alta precisão. O MMC possui aceitação como referência, por exemplo, pela IAEA (2014).

Para além de seu propósito técnico, o desenvolvimento de competência local em simulações de Monte Carlo, como o domínio de códigos abertos e a criação de modelos

próprios, contribui para a formação de capital intelectual, que impulsiona a ciência nacional e garante que o Brasil possa operar sua frota nuclear com independência, não sendo necessário submeter assuntos estratégicos e de segurança nacional à dependência tecnológica de outras nações.

O uso de ferramentas consolidadas como o Geant4 permite que as Forças Armadas apresentem dados robustos e auditáveis aos órgãos reguladores do setor nuclear e à sociedade civil, promovendo um ambiente de diálogo baseado em fatos, aumentando a confiança pública e internacional nas instituições de defesa e nos programas nucleares do país.

Este trabalho propõe uma investigação, realizada por meio de simulações computacionais e modelagem física, sobre a diferença na dosimetria no interior de uma geometria de interesse com e sem a presença da camada de água externa. A análise visa quantificar o impacto da reflexão de nêutrons e reações nucleares resultantes de suas interações com o corpo de água externo de uma estrutura naval, no campo de radiação interno à estrutura estudada e discutir suas implicações para a proteção radiológica da tripulação, contribuindo para o aprimoramento dos projetos de futuras embarcações nucleares brasileiras. O conhecimento mais aprofundado da significância do fenômeno e de sua sensibilidade ao espectro de energia das partículas incidentes constitui informação relevante dentro do contexto de estudos de proteção radiológica da tripulação e da estratégia de blindagem do meio.

A busca por trabalhos de cunho científico sobre embarcações nucleares normalmente retorna poucas referências dada a natureza sigilosa das informações ligadas a projetos deste tipo de meio. Foram realizadas pesquisas entre os meses de maio e junho de 2025 sobre o tema. Não foram identificados estudos que abordassem especificamente a possível variação ou incremento de dose radiológica associado ao ambiente marinho em sistemas navais com propulsão nuclear. Tal lacuna evidencia a dificuldade de acesso a informações técnicas detalhadas nessa área, frequentemente classificadas por razões de segurança nacional.

Optou-se por não utilizar documentos de caráter restrito produzidos no âmbito da Marinha do Brasil, em respeito à natureza sensível do tema e às diretrizes institucionais relativas ao tratamento de informações estratégicas. Dessa forma, o presente trabalho fundamenta-se exclusivamente em fontes de domínio público e literatura científica aberta.

## 1.2. Objetivos

### 1.2.1. Objetivo Geral

Este trabalho tem por objetivo desenvolver e aplicar um método de análise capaz de simular e quantificar as modificações induzidas no campo interno de radiação em uma seção circular hipotética de casco, decorrentes da presença da camada de água externa ao casco, considerando uma geometria na qual a fonte de radiação encontra-se confinada em uma seção adjacente à região de interesse.

### 1.2.2. Objetivos Específicos

As simulações foram desenvolvidas de modo a observar os seguintes objetivos específicos:

- Desenvolvimento de metodologia para estudo comparativo de resultados;
- Desenvolvimento do código computacional em Geant4;
- Verificação da existência e escala, e estimação da importância do aumento de dose causado pela presença do corpo d'água em diferentes faixas do espectro de energia de nêutrons;
- Verificação da existência e escala, e estimação da importância do aumento de dose causado para um espectro de nêutrons típico para container de uma planta nuclear PWR.

## 1.3. Revisão Bibliográfica

A literatura especializada apresenta ampla discussão sobre grandezas dosimétricas, fatores de ponderação de radiação e metodologias de cálculo, com recomendações internacionais consolidadas nas últimas décadas. Entretanto, observa-se que aplicações específicas em ambientes embarcados e cenários operacionais particulares ainda são pouco disponíveis. Nesse contexto, esta revisão bibliográfica busca abordar os principais conceitos, recomendações normativas e abordagens metodológicas relevantes ao tema, fornecendo o embasamento necessário para as análises desenvolvidas nos capítulos seguintes. Entretanto, este trabalho deliberadamente não incorpora evidências aplicadas diretamente a projetos de embarcações nucleares. Tal escolha prioriza a não divulgação de dados sigilosos pertencentes à Marinha do Brasil.

### 1.3.1. O Espalhamento dos Nêutrons

Logo após a descoberta dos nêutrons, em 1932 por James Chadwick, Enrico Fermi focou seus estudos no núcleo atômico, conduzindo uma série de experimentos em 1934, levando a explicação do decaimento beta e a descoberta de nêutrons lentos e espalhamento, e, posteriormente, da própria fissão em 1939, por Hahn e Strassmann. Fermi também foi o responsável pelo controle da reação em cadeia da fissão nuclear, e da construção do primeiro reator nuclear, em Chicago, em 1942 ([THE NOBEL FOUNDATION, 2026](#)).

Logo após estas descobertas, nas décadas de 40 e 50, os nêutrons e seus efeitos de espalhamento e reflexão continuaram a ser estudados. Muito do que foi desenvolvido neste período enfrentava a dificuldade da carência de dados, principalmente de seções de choque, para os diferentes elementos ([BERGER \*et al.\*, 1959](#)).

Atualmente, o espalhamento e reflexão de nêutrons e o aumento de dose continuam sendo alvo de pesquisas para a correta determinação do campo de nêutrons em diferentes áreas de conhecimento, como aplicações médicas, de potência ou de pesquisa. Os objetivos podem estar relacionados a caracterização do campo em si ([MOFFITT \*et al.\*, 2020](#)), efeitos do campo nos materiais ([REMEC \*et al.\*, 2016](#)) ou no organismo, ou estudos de blindagem ([CHAIYOT \*et al.\*, 2020](#)).

Berger ([1959](#)) traz um estudo sobre reflexão dos nêutrons rápidos em um meio infinito feito de água. Este estabelece parâmetros de controle considerados importantes para a reflexão que são o ângulo de incidência, de reflexão, a energia inicial, e a energia pós-reflexão. O autor chama a razão entre os nêutrons refletidos e os incidentes de albedo diferencial. Então propõem uma metodologia de estimativa das seções de choque diferenciais, e aplica-as em uma função de espalhamento. Os passos realizados visam determinar a probabilidade isolada dos tipos de interações possíveis, e aplicá-las a uma função dependente destas probabilidades. Para solucionar o problema, o autor aplica o Método de Monte Carlo (MMC), que é uma solução puramente numérica que se utiliza dos dados de probabilidade e de sorteios de números aleatórios para simular uma realidade randômica da física. Em média, após muitas interações, o fenômeno numérico aproxima-se dos resultados físicos reais se a física do problema e as seções de choque estiverem bem modeladas. Neste estudo, o autor manifesta sua visão da academia científica à época quanto a aceitação do MMC como método de solução, visto que não é um método puramente físico.

Chaiyot (2020) traz uma aplicação direta do MMC, sem a preocupação expressa por Berger (1959) com relação a aceitação, visto que o MMC é atualmente amplamente aceito desde que sua verificação e validação seja bem documentada. Chaiyot (2020) está focado em reproduzir resultados coerentes de doses associadas a campos de nêutrons com e sem a presença de determinada blindagem. Seu objetivo é obter coerência com medições previamente realizadas do Equivalente de Dose Ambiente  $H^*(10)$  em uma região de interesse da geometria estudada, e a reprodução destes resultados com o software MCNP, que é uma aplicação largamente utilizada na simulação de campos de nêutrons.

### 1.3.2. Reflexão e o Aumento de Dose

Tomando como ponto de partida os textos de Berger (1959) e Chaiyot (2020), as seguintes questões são formuladas:

- A água que circunda o casco de uma embarcação nuclear pode representar alguma influência no campo interno de radiação?
- Em termos de quantificação qual a contribuição relativa à dose absorvida nominal sem o corpo d'água?
- Que faixa do espectro de energia de nêutrons é mais susceptível?

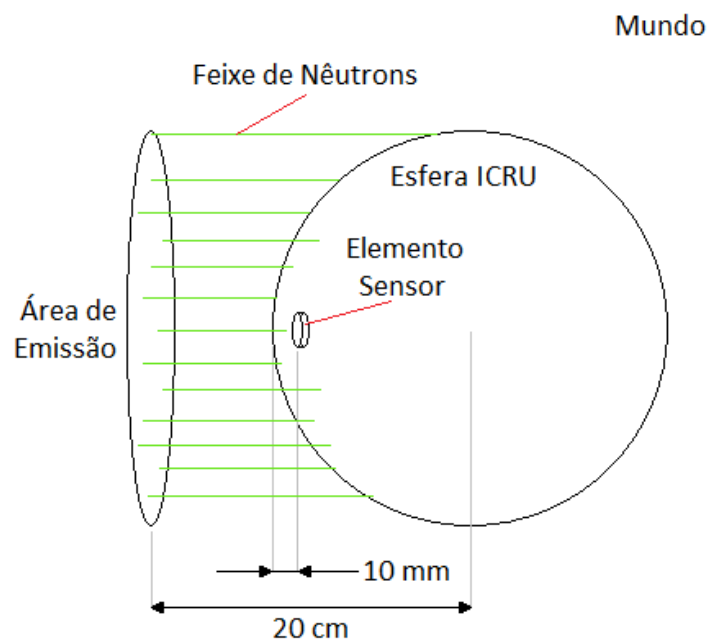
Para que estas perguntas possam ser respondidas, fez-se necessária a seleção da ferramenta para estimá-las. O Geant4 é um toolkit de simulação que utiliza o MMC, amplamente empregado para o transporte de partículas através da matéria, com aplicações consolidadas em física nuclear, física de altas energias, dosimetria, proteção radiológica e engenharia de detectores. O projeto teve origem no CERN, no início da década de 1990, a partir da colaboração RD44, cujo objetivo era desenvolver uma nova geração de ferramentas de simulação orientadas a objetos para substituir códigos legados como o GEANT3. Desde sua primeira versão oficial, lançada em 1998, o Geant4 evoluiu continuamente por meio de uma colaboração internacional envolvendo laboratórios, universidades e centros de pesquisa. Desenvolvido com base em C++ e estruturado de forma modular, o toolkit oferece grande flexibilidade na definição de geometrias complexas, materiais, fontes e modelos físicos (AGOSTINELLI et al., 2020).

A seleção do elemento sensor é uma etapa fundamental, visto que, simultaneamente, também necessita de validação dos resultados obtidos. Os parágrafos a seguir focam no estudo proposto por Ribeiro et al. (2017) e nas razões para sua escolha para servir como ponto de partida para a validação deste trabalho.

O trabalho de Ribeiro et al. traz uma avaliação de diferentes bibliotecas de física, da base de dados do Geant4, chamadas de listas de física, que são os modelos físicos que a aplicação utiliza para resolver a geometria de interesse utilizando o MMC. A análise de diferentes modelos ocorreu com base na publicação da Comissão Internacional de Proteção Radiológica (do Inglês, *International Commission on Radiological Protection – ICRP*) (1996), que recomenda os trabalhos de Leuthold (1992) e Veinot (2005) como sendo as referências para Fatores de Conversão de Fluência de Nêutrons para Dose Ambiente  $D^*(10)/\Phi$  e do Equivalente de Dose Ambiente  $H^*(10)/\Phi$ .

O presente estudo recriou a geometria adotada em Leuthold (1992) e Veinot (2005), expondo uma esfera composta de tecido mole equivalente ICRU, a um campo monoenergético colimado e uniforme de nêutrons. A esfera conta com um elemento sensor posicionado a 10 mm da superfície da face exposta ao feixe. A Figura 3 traz um esquema da simulação computacional realizado por Ribeiro et al. (2017), Leuthold (1992) e Veinot (2005), e reproduzido no presente trabalho com diferentes configurações.

Figura 3: Simulação Computacional para determinação de  $H^*(10)$  (RIBEIRO et al., 2017).



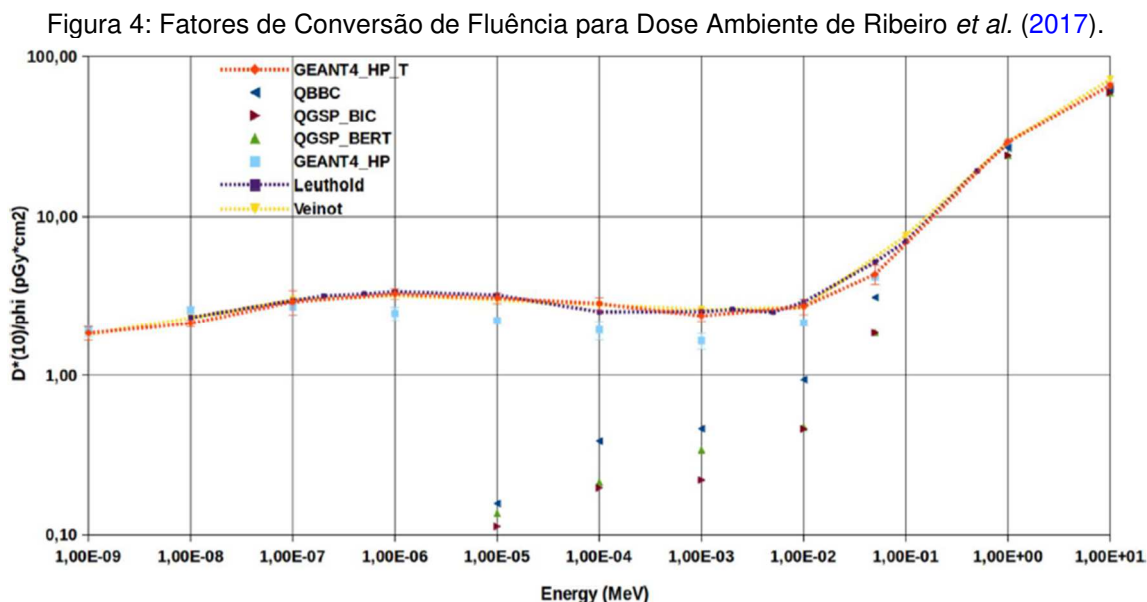
Fonte: Autor (2026).

Através deste arranjo e da fluência de partículas, Ribeiro et al. (2017) calculou a dose ambiente  $D^*(10)$  como sendo a energia total depositada  $E_{dep}$  dividida pela massa do elemento sensor  $m_{sensor}$ . Em seguida dividiu este valor pela fluência  $\Phi$  para obter o fator de conversão de fluência para dose ambiente  $D^*(10)/\Phi$ . Ribeiro et al. (2017) ainda

prosseguiu para a etapa de cálculo de  $H^*(10)$  e do fator de conversão de fluência para equivalente de dose ambiente  $H^*(10)/\Phi$ . Esta última, bem como sua metodologia de cálculo estão fora do escopo deste texto. Maiores detalhes podem ser obtidos na respectiva referência (RIBEIRO *et al.*, 2017).

O presente estudo focou na definição de dose absorvida média  $\bar{D}$  para responder suas perguntas fundamentais, conforme apresentadas no tópico 1.3.2. A razão para esta escolha decorre do fato desta grandeza ser diretamente derivada de uma grandeza física fundamental, não levando em conta ainda os aspectos radiológicos, biológicos e químicos associados a  $H^*(10)$ . Portanto ela responde às questões fundamentais formuladas sem ir adiante em outras questões também pertinentes a estudos de radioproteção.

A análise de Ribeiro *et al.* (2017) processou oito diferentes bibliotecas de física, das quais, somente as bibliotecas de alta precisão (do Inglês, *High Precision* – HP) conseguem modelar bem os nêutrons abaixo de 1 MeV. O estudo conta com uma biblioteca autoral chamada *GEANT4\_HP\_T*. Esta biblioteca foi inserida manualmente e seus dados não constam como anexos desta referência (RIBEIRO *et al.*, 2017), e foi a qual melhor aproximou os resultados de Veinot (2005) e Leuthold (1992). A Figura 4 traz o gráfico publicado por Ribeiro (2017) contendo o fator de conversão fluência para dose ambiente  $D^*(10)/\Phi$  para cada faixa de energia simulada.



Extraído de Ribeiro *et al.* (2017, p. 182).

Entretanto, o presente estudo foi desenvolvido com a versão 11.3.2 do Geant4. Esta versão conta com uma biblioteca, chamada *Shielding*, que não estava disponível na v10.1 utilizada por Ribeiro *et al.* (2017), sendo desenvolvida especialmente para radiações penetrantes, adicionando vários passos de simulação com os modelos de alta precisão já presentes nas bibliotecas HP. Isto resulta em uma alta precisão para finalidades de dosimetria, embora adicione considerável tempo de simulação computacional. O manual do Geant4 deixa como recomendação a utilização desta biblioteca para finalidades de cálculo de blindagem, radioproteção e dosimetria (GEANT4 COLLABORATION, 2024).

Este texto apoia-se em (GEANT4, 2024) para definir a biblioteca de física *Shielding* como sendo a escolhida para as simulações realizadas. A esfera ICRU foi inicialmente validada por comparação com dados de referência e modelada na simulação principal. O trabalho foi então dividido em duas etapas, sendo uma de validação da biblioteca *Shielding* e do material *G4\_SOFT\_TISSUE\_ICRU-4* para a esfera padrão da Comissão Internacional de *International Commission on Radiation Units and Measurements*, e outra de simulação da geometria de interesse com e sem o corpo d'água externo.

Este texto executou testes com uma das bibliotecas utilizadas por Ribeiro *et al.* (2017), chamada *QGSP\_HP*. Assim como a biblioteca *QGSP\_HP*, a biblioteca *Shielding* utiliza os mesmos processos para nêutrons abaixo de 10 MeV (GEANT4, 2017). São eles:

- *NeutronHPElastic*;
- *NeutronHPInelastic*;
- *NeutronHPCapture*; e
- *NeutronHPFission*.

Porém, testes prévios indicaram que existem diferenças internas entre as duas bibliotecas, causando *Shielding* ser mais coerente com os resultados de Veinot (2005) e Leuthold (1992). As discussões sobre as diferenças internas físicas e computacionais entre as bibliotecas de física estão fora do escopo deste texto. Mais informações estão disponíveis nos manuais de usuário (GEANT4, 2024) e de referência de física (GEANT4, 2024) do software.

A validação da biblioteca escolhida, demais escolhas deste texto e justificações são conteúdo do capítulo 3, Materiais e Métodos.

## 2. Fundamentação teórica

Embora muitos dos fenômenos que acontecem na física de partículas apenas conseguem ser explicados com o uso da mecânica quântica, a abordagem clássica da física de partículas é suficientemente precisa, fundamentando adequadamente significativa parte dos fenômenos importantes para o estudo de proteção radiológica e dosimetria (REUSS, 2008). Este texto apresentará devida fundamentação baseada no conceito clássico da definição da estrutura da matéria e de física de partículas.

### 2.1. Grandezas Físicas:

#### 2.1.1. Seções de Choque

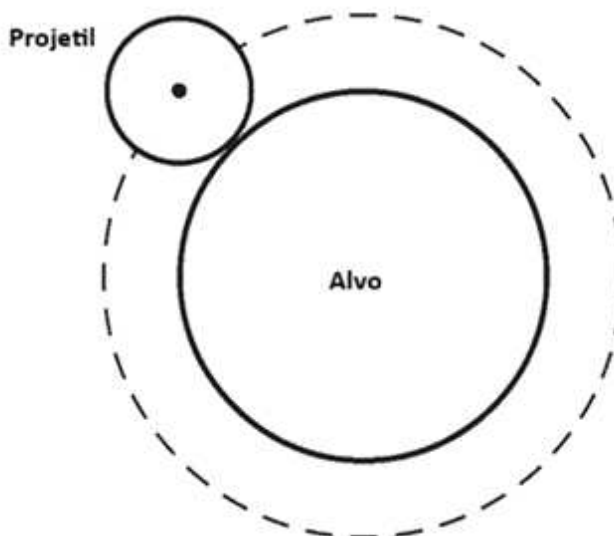
De acordo com Reuss (2008), a seção de choque é uma grandeza física definida com o propósito de quantificar a probabilidade de haver uma interação nuclear. Ela não é a medida da probabilidade em si, mas possui impacto direto nesta.

São definidos dois tipos principais de seções de choque (REUSS, 2008):

- Seção de choque microscópica:

Esta grandeza mede a seção de choque para interações a nível de alvo. Ela se refere a relação individual entre o projétil e o alvo. A definição intuitiva da seção de choque microscópica é apresentada na Figura 5:

Figura 5: Definição Intuitiva da Seção de Choque Microscópica.



Adaptado de Reuss (2008, p. 49).

A seção de choque é definida como sendo a área  $\sigma$  do círculo pontilhado. Embora possa ser medida em metro quadrado ( $m^2$ ), a unidade mais frequente é o *barn*.

Tabela 1: Tabela de Grandeza – Seção de Choque Microscópica.

Descrição	Símbolo	Unidade	Definição
Seção de Choque Microscópica	$\sigma$	barn ( $10^{-24} \text{ cm}^2$ )	$\mathcal{P} = \frac{n \cdot \sigma}{S}$

Onde:

- $\mathcal{P}$  = Probabilidade de interação nuclear;
- $n$  = número de alvos; e
- $S$  = Área total onde os alvos encontram-se distribuídos.

Esta visão é apenas mecanicamente intuitiva. Como qualquer partícula subatômica, o nêutron pode possuir comportamento associado a corpo livre e onda. A seção de choque pode ser influenciada por outros parâmetros como energia e regiões de ressonância. A definição estatística de seção de choque microscópica não faz parte do escopo deste texto, e mais detalhes podem ser obtidos em Reuss (2008).

- Seção de choque macroscópica:

Esta grandeza mede a seção de choque relacionada ao material tendo em vista seu comportamento macroscópico. Ela se refere a relação coletiva entre os projéteis e o material alvo.

Tabela 2: Tabela de Grandeza – Seção de Choque Macroscópica.

Descrição	Símbolo	Unidade	Definição
Seção de Choque Macroscópica	$\Sigma$	$m^{-1}$	$\Sigma = N \cdot \sigma$

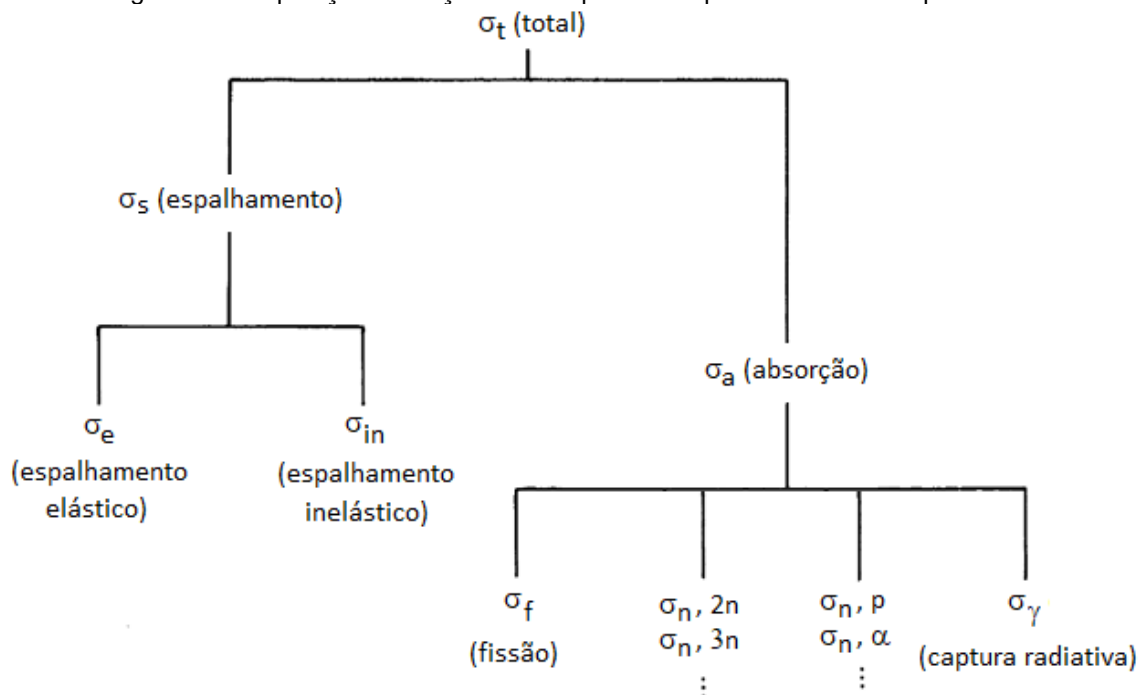
Onde:

- $N$  = número de núcleos por unidade de volume;

Dados de seção de choque macroscópica são geralmente apresentados em  $\text{cm}^{-1}$  por possuírem ordem de grandeza mais próxima do centímetro.

A seção de choque total é uma composição de cada uma de suas componentes conforme a Figura 6, e está definida para a seção de choque microscópica.

Figura 6: Composição da seção de choque total a partir de suas componentes.



Adaptado de Duderstadt et al. (1976, p. 19).

Assim como a seção de choque microscópica, a seção de choque macroscópica é influenciada por fatores pertinentes a física quântica e qualidades do material, como níveis quânticos de energia e composição isotópica. Tais detalhes não fazem parte do escopo deste texto e mais informações podem ser obtidas em Reuss (2008).

### 2.1.2. Fluência

A fluência de partículas é uma grandeza física fundamental para dosimetria e radioproteção e é determinada pelo número total de partículas que cruza determinada área (ATTIX, 1986). A unidade de medida é em partícula por metro quadrado ( $1/m^2$ ).

Tabela 3: Tabela de Grandeza – Fluência.

Descrição	Símbolo	Unidade	Definição
Fluência	$\phi$	$m^{-2}$	$\phi = \frac{dN_e}{da}$

Onde:

- $N_e$  = número de partículas que cruza uma determinada área; e
- $da$  = elemento de área;

### 2.1.3. Taxa de Fluência ou Fluxo

A taxa de fluência é uma grandeza física que se refere à variação temporal da fluência (ATTIX, 1986).

Tabela 4: Tabela de Grandeza – Taxa de Fluência

Descrição	Símbolo	Unidade	Definição
Taxa de Fluência	$\phi$	$\text{m}^{-2} \text{s}^{-1}$	$\frac{d\phi}{dt} = \frac{d}{dt} \left( \frac{dN_e}{da} \right)$

### 2.1.4. Fluência de Energia

Fluência de Energia é uma grandeza física cuja definição é fundamental para radioproteção e dosimetria. Fluência de energia leva em conta não só o número de partículas que cruzam uma determinada área, mas a energia que possuíam ao cruzar tal área (ATTIX, 1986). A unidade de medida é o Joule por metro quadrado ( $\text{J}/\text{m}^2$ ).

Tabela 5: Tabela de Grandeza – Fluência de Energia.

Descrição	Símbolo	Unidade	Definição
Fluência de Energia	$\psi$	$\text{Jm}^{-2}$	$\psi = \frac{dR}{da}$

Onde:

- $R$  = A soma da energia total de todos os  $N_e$  (excluindo a energia de repouso das partículas) que cruzaram o elemento área  $da$ .

Para feixes monoenergéticos, por exemplo,  $R$  pode ser reduzido a  $E \cdot N_e$ , onde  $E$  é a energia do feixe. Portanto a Fluência de Energia poderia ser escrita como  $\psi = E \cdot \phi$ .

### 2.1.5. Energia Total Depositada

A Energia Total Depositada é a soma da energia que entra e permanece em determinado volume, tanto pela partícula originadora, quanto por suas partículas secundárias (filhas) (ICRU, 1993). A unidade de medida é o elétron-volt (eV) ou Joule (J).

Tabela 6: Tabela de Grandeza – Energia Total Depositada.

Descrição	Símbolo	Unidade	Definição
Energia Total Depositada	$E_{dep}$	eV ou J	$E_{dep} = \sum E_{dep_i}$

Onde:

- $E_{dep_i}$  = A energia total depositada por uma partícula que entra ou é gerada no interior do volume de referência, e neste volume permanece.

#### 2.1.6. Dose Absorvida

A dose absorvida é uma grandeza física definida como sendo a energia total depositada em um volume, dividido por sua massa (ICRU, 1993). É importante observar que, dependendo da região onde a análise ocorre, a condição de equilíbrio de cargas (EPC) pode não estar garantida, sendo a dose absorvida diferente do kerma em regiões de desequilíbrio de carga (ATTIX, 1986).

A unidade de medida é o Gray (Gy), que é dimensionalmente equivalente ao Joule por quilograma (J/kg).

Tabela 7: Tabela de Grandeza – Dose Absorvida.

Descrição	Símbolo	Unidade	Definição
Dose Absorvida	$D$	Gy (J/kg)	$D_{abs} = \frac{dE_{dep}}{dm}$

Onde:

- $m$  = A massa do volume onde ocorre o depósito de energia.

#### 2.1.7. Kerma

O kerma é a grandeza física que mede o quanto de energia cinética foi transferida para as cargas no meio ionizado por unidade de massa do meio (ICRU, 1993). Esta grandeza é de particular importância para radiações indiretamente ionizantes, como fótons e nêutrons, uma vez que estes não ionizam o meio diretamente, mas transferem sua energia para as cargas do meio (OKUNO *et al.*, 2010). Para EPC,

este valor é muito próximo da dose absorvida  $D_{abs}$ . A unidade de medida é o Gray (Gy), que é dimensionalmente equivalente ao Joule por quilograma (J/kg) (ICRU, 1993).

Considera-se, na definição de kerma, a energia transferida  $\epsilon_{tr}$  às cargas no interior do volume V:

$$\epsilon_{tr} = (R_{in})_u - (R_{out})_u^{nonr} + \sum Q \quad \text{Equação (1)}$$

Onde:

- $\epsilon_{tr}$  = A energia transferida para cargas dentro do volume V;
- $(R_{in})_u$  = A soma da energia de partículas não carregadas que entram no volume V;
- $(R_{out})_u^{nonr}$  = A soma da energia de partículas não carregadas que saem do volume, excetuando aquelas geradas no interior do volume por perdas radiativas (raios-x característicos, radiações de bremsstrahlung e energia cinética restante de aniquilações em vôo); e
- $\sum Q$  = soma das variações na energia de repouso dentro do volume.

Tabela 8: Tabela de Grandeza – Kerma

Descrição	Símbolo	Unidade	Definição
Kerma	$K$	Gy (J/kg)	$K = \frac{d\epsilon_{tr}}{dm}$

Onde:

- $dm$  = é o elemento de massa.

#### 2.1.8. Dose Equivalente

A Dose Equivalente é uma grandeza de radioproteção que leva em consideração os fatores de peso das radiações ionizantes. Estes fatores de peso são definidos com base em fatores físicos, químicos e biológicos para cada tipo de radiação, e são tabelados conforme a ICRP (2007). A unidade de medida é o Sievert (Sv), e é dimensionalmente equivalente ao Gray (Gy).

Tabela 9: Tabela de Grandeza – Dose Equivalente.

Descrição	Símbolo	Unidade	Definição
Dose Equivalente	$H_T$	Sv	$H_T = \sum_R w_R \cdot D_{T,R}$

Onde:

- $w_R$  = é o fator de peso da radiação R; e
- $D_{T,R}$  = é a dose absorvida no tecido T devido a exposição à radiação R.

### 2.1.9. Dose Efetiva

É uma grandeza de radioproteção que leva em conta a sensibilidade dos órgãos ou tecidos quanto a efeitos estocásticos da radiação ionizante. Os fatores de peso do tecido  $w_T$  são tabelados para cada tecido ou órgão (ANSN, 2024).

Tabela 10: Tabela de Grandeza – Dose Efetiva.

Descrição	Símbolo	Unidade	Definição
Dose Efetiva	$E$	Sv	$E = \sum_T w_T \cdot H_T$

Onde:

- $w_T$  = é o fator de peso do tecido T; e
- $H_T$  = é a Dose Equivalente no tecido T devido a exposição à radiação R.

### 2.1.10. Equivalente de Dose Ambiente

É uma grandeza operacional externa que estima a dose efetiva com base em medidas de instrumentos calibráveis e experimentos reproduzíveis. Pode ser definida com base em um experimento específico, por exemplo, no qual um campo colimado monoenergético incide sobre uma esfera de tecido equivalente e um elemento sensor é posicionado na face exposta da esfera, na profundidade  $d$ , sendo, a dose absorvida neste sensor, multiplicada pelo fator de qualidade da radiação  $Q$  (ICRP, 1991). A unidade de medida é o Sievert (Sv), e é dimensionalmente equivalente ao Gray (Gy).

Tabela 11: Tabela de Grandeza – Equivalente de Dose Ambiente

Descrição	Símbolo	Unidade	Definição
Equivalente de Dose Ambiente	$H^*(d)$	Sv	$H^*(d) = D \cdot Q(L)$

Onde:

- $Q$  = Fator de Qualidade da radiação;

Os fatores de qualidade  $Q$  são dependentes da Transferência Linear de Energia (do Inglês *Linear Energy Transfer* – LET) (ICRP, 1991):

$$Q(L) = \begin{cases} 1 & L < 10 \text{ keV}/\mu\text{m} \\ 0.32L - 2.2 & 10 \leq L \leq 100 \text{ keV}/\mu\text{m} \\ 300/\sqrt{L} & L > 100 \text{ keV}/\mu\text{m} \end{cases} \quad \text{Equação (2)}$$

Para nêutrons de energia desconhecida, utiliza-se  $Q = 20$  (ICRP, 1991).

## 2.2. Conceitos Fundamentais:

### 2.2.1. O Papel dos Nêutrons na composição da Matéria

O átomo, componente fundamental dos elementos químicos, é composto por um núcleo, onde ficam os hádrons (prótons, de carga positiva +1, ou  $1,6022 \times 10^{-19}$  C) e nêutrons, e uma eletrosfera onde ficam léptons (elétrons de carga negativa -1) (REUSS, 2008).

A massa de repouso dos elétrons é tão menor que a dos nucleons ( $m_0$  elétron =  $m_0$  próton/ $\sim 1800$ ) que pode ser negligenciada para fins de comparações. Portanto, massa do átomo está concentrada quase em sua totalidade no núcleo, sendo este extremamente denso ( $\sim 10^{17}$  kg/m<sup>3</sup>) (REUSS, 2008).

Os átomos possuem dimensão na ordem de  $\sim 10^{-10}$  m enquanto o núcleo possui sua dimensão na ordem de  $\sim 10^{-15}$  m a  $\sim 10^{-14}$  m. A proporção volumétrica é de especial relevância, uma vez que o núcleo é 10.000 a 100.000 vezes menor que os orbitais eletrônicos mais externos, fazendo com que o átomo seja muito mais vazio do que preenchido por matéria (REUSS, 2008).

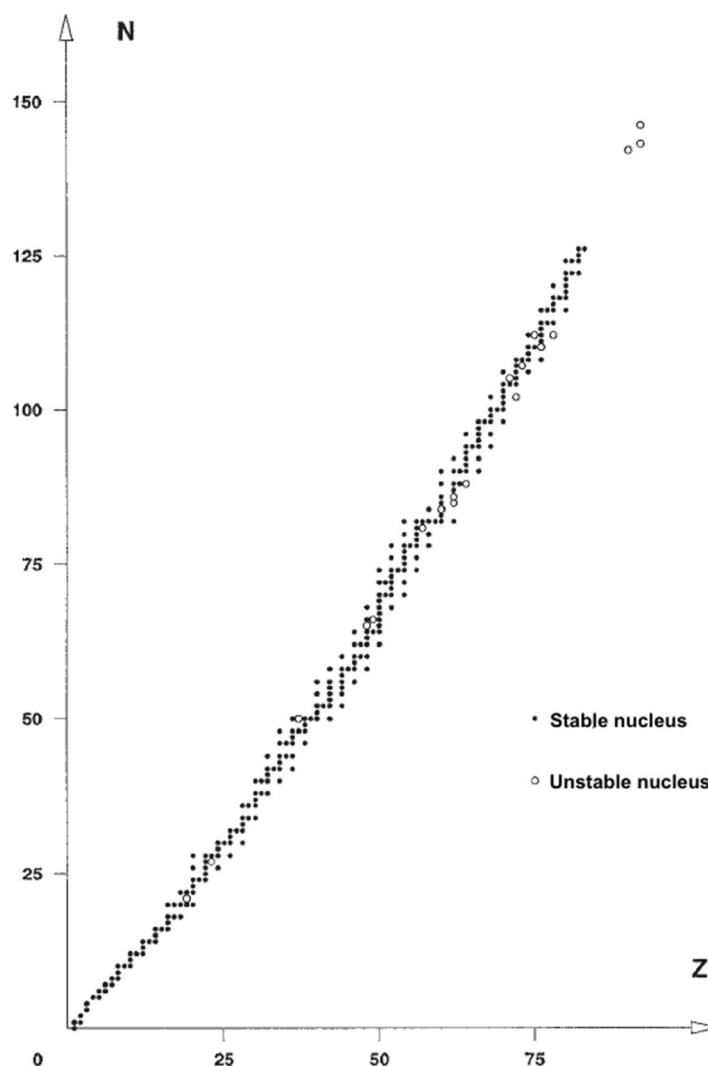
Elementos químicos são classificados pelo número  $Z$  de prótons em seu núcleo, que é numericamente igual ao número de elétrons em seus orbitais, para estados não iônicos.

Os elementos, mesmo na sua forma estável, podem possuir diferentes isótopos, que são átomos com mesmo número de prótons, porém com diferentes números de nêutrons.

A Tabela dos Radionuclídeos, ou Carta de Radionuclídeos, é uma tabela que exhibe a distribuição dos elementos e de seus isótopos conhecidos em um gráfico  $Z \times N$ , onde  $Z$  é o número de prótons e  $N$  é o número de nêutrons (OKUNO *et al.*, 2010).

A tabela de radionuclídeos é representada graficamente na Figura 7:

Figura 7: Representação gráfica da tabela de radionuclídeos.



Extraído de: REUSS (2008, p. 28).

É possível observar que, para átomos de baixo  $Z$  ( $Z \leq 20$ ), o número de prótons é aproximado do número de nêutrons seguindo a tendência da reta  $N = Z$ , na forma mais estável. Para átomos maiores (maior  $Z$ ) este número é um pouco maior para a

forma estável. Este fato se deve a necessidade de nêutrons para manter prótons numerosos mais afastados entre si. Como os nêutrons não possuem carga, eles estão sujeitos apenas as interações fortes.

Portanto, o nêutron possui importante papel na estabilidade atômica, desempenhando a tarefa de equilibrador entre a força repulsiva eletrostática e a força nuclear forte.

Modelos atuais explicam a relação entre os nucleons através de sua composição. Nestes modelos, as interações que ocorrem entre os nucleons são fruto de interações de subpartículas componentes de cada um, chamados quarks, através de glúons, que são os mediadores das interações fortes (REUSS, 2008).

### 2.2.2. Interação dos nêutrons com a matéria

Nêutrons são classificados como radiações indiretamente ionizantes. Ao penetrar na matéria, o nêutron em si não promove ionização por ser uma partícula sem carga. À medida que vai interagindo com as partículas fundamentais do meio, o nêutron transfere sua energia para cargas, ou para outras partículas capazes de depositar energia longe do ponto de interação (OKUNO *et al.*, 2010).

Dentro de um reator tipo PWR, aproximadamente 99% dos nêutrons são provenientes do processo de fissão (LAMARSH *et al.*, 2001). Este texto foca em reações de nêutrons que ocorrem até 20 MeV, pois, conforme será apresentado mais adiante no tópico 2.2.3, o espectro de energia de nêutrons de fissão está dentro desse limite (LAMARSH *et al.*, 2001) (SCHAEFFER, 1973).

A Tabela 12 exhibe as principais reações esperadas em um reator PWR, seja em seu núcleo ou com os materiais em sua vizinhança (LAMARSH *et al.*, 2001). A terceira coluna traz a descrição clássica do fenômeno.

A água possui um papel significativo na moderação de nêutrons por transferência de energia por colisões elásticas (LAMARSH *et al.*, 2001). De fato, assim como ocorre na mecânica clássica, a melhor forma de um objeto perder energia cinética por colisão elástica é colidindo com um objeto de massa próxima ou similar.

Tabela 12: Principais reações para reatores PWR.

Interação	Fórmula	Descrição do fenômeno
<b>Espalhamento elástico</b>	(n,n)	O nêutron colide com o núcleo e transfere parte de sua energia cinética sem provocar excitação nuclear. A moderação ( $n + {}^1\text{H} \rightarrow n + {}^1\text{H}$ ), é um caso particular de espalhamento elástico com alto decréscimo logarítmico de energia por colisão. Este é o principal mecanismo de termalização no núcleo do PWR.
<b>Espalhamento inelástico</b>	(n,n')	O nêutron colide com o núcleo e o deixa em estado excitado. Parte da energia cinética é convertida em energia de excitação nuclear, seguida geralmente de emissão gama.
<b>Captura radiativa</b>	(n, $\gamma$ )	O núcleo absorve o nêutron e emite um ou mais gamas. Não há emissão de partículas carregadas.
<b>Fissão nuclear induzida</b>	(n,f)	O núcleo pesado absorve um nêutron e se divide em dois fragmentos de fissão, liberando energia, nêutrons secundários (~2-3 por evento) e radiação gama. Processo fundamental da reação em cadeia (ex.: U-235).
<b>Reação Multiplicativa ou de Produção</b>	(n,2n) (n,3n)	Um nêutron incidente ejeta outro(s) nêutron(s) do núcleo alvo. Requer energias acima do limiar (~MeV). Pode ocorrer em materiais estruturais do vaso e da contenção sob espectro rápido.
<b>Reação com Partículas Carregadas</b>	(n,p) (n, $\alpha$ )	O nêutron é absorvido e um próton ou núcleo de hélio é emitido. Contribui para ativação de materiais estruturais e do ar na contenção.

Adaptado de Lamarsh *et al.*, (2001).

A perda média fracional de energia de um nêutron após uma colisão é dada pela Equação (3) (LAMARSH *et al.*, 2001).

$$\frac{\overline{\Delta E}}{E} = \frac{1}{2}(1 - \alpha) \therefore \alpha = \left(\frac{1 - A}{1 + A}\right)^2 \quad \text{Equação (3)}$$

Onde:

- $\overline{\Delta E}$  = variação média de energia;
- $E$  = energia de incidência (inicial);
- $\alpha$  = parâmetro de colisão; e
- $A$  = Número de massa.

Ao substituir  $A$  pela massa atômica do H-1, tem-se que a perda média será metade da energia inicial. À medida que  $A$  cresce,  $\alpha$  se aproxima de 1, fazendo com que a variação de energia do nêutron tenda a zero. Adicionalmente, o H-1 possui grande seção de choque para nêutrons. Estas características, e outras dos pontos de vista de

termohidráulica de reatores e econômico, fazem da água um moderador eficaz, frequentemente empregado em projetos de reatores (LAMARSH *et al.*, 2001).

### 2.2.3. Classificação dos Nêutrons e Espectro de Fissão

Nêutrons podem ser classificados quanto a sua energia conforme a Tabela 13:

Tabela 13: Classificação dos Nêutrons quanto a faixa do Espectro de Energia

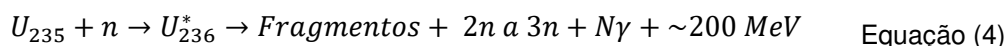
Faixa de energia	Classificação		Faixa de Energia para
	Física Nuclear	Espalhamento de Nêutrons	Espalhamento
E < 1 keV	Lentos	Ultracold (ultrafrios)	< 0,1 meV
		Muito frios	0,1 – 0,5 meV
		Frios	0,5 – 5 meV
		Térmicos	5 – 100 meV
		Epitérmicos (ou quentes)	0,1 – 1 eV
		Região de ressonância	1 – 100 eV
1 keV ≤ E < 0,5 MeV	Intermediários	—	—
0,5 MeV ≤ E < 10 MeV	Rápidos	—	—
10 MeV ≤ E < 50 MeV	Muito rápidos	—	—
50 MeV ≤ E < 10 GeV	Alta energia / ultrarrápidos	—	—
E > 10 GeV	Relativísticos	—	—

Adaptado de Lamarsh *et al.* (2001).

Conforme salientado em 2.1.1, a seção de choque é uma função dependente da energia. Um reator PWR produz nêutrons que cobrem ampla faixa do espectro de energia de nêutrons, produzindo desde nêutrons lentos ( $E < 10^2$  eV), até nêutrons rápidos ( $E \sim 10$  MeV) (LAMARSH *et al.*, 2001).

Em embarcações nucleares, bem como em reatores de potência em geral, nêutrons são fruto das reações que ocorrem no núcleo do reator e, no caso de reatores PWR, concentram-se dentro do vaso de contenção em maior proporção.

Em um reator PWR, a reação de fissão do urânio-235 é a reação mais importante em termos de geração de calor e de nêutrons (LAMARSH *et al.*, 2001).



Após absorver o nêutron, o  $U^*$ -236, que é um isótopo instável do urânio, particiona-se em núcleos fragmentados, liberando nêutrons, raios gama e energia. Cerca de 85% do calor gerado vem do recuo dos fragmentos dentro da matriz do material combustível (LAMARSH *et al.*, 2001). Tanto do ponto de vista de produção energética quanto do ponto de vista de proteção radiológica, é primordial que os

nêutrons permaneçam dentro do núcleo ou sejam completamente atenuados ao máximo até o escudo biológico. Entretanto, por não possuírem carga, nêutrons são partículas de grande penetração, de forma que podem ser encontrados em ambientes fora do núcleo, em frações muito inferiores.

O espectro de energia de nêutrons de fissão, ou nêutrons prontos, é bem descrito pela Equação (5) (LAMARSH *et al.*, 2001).

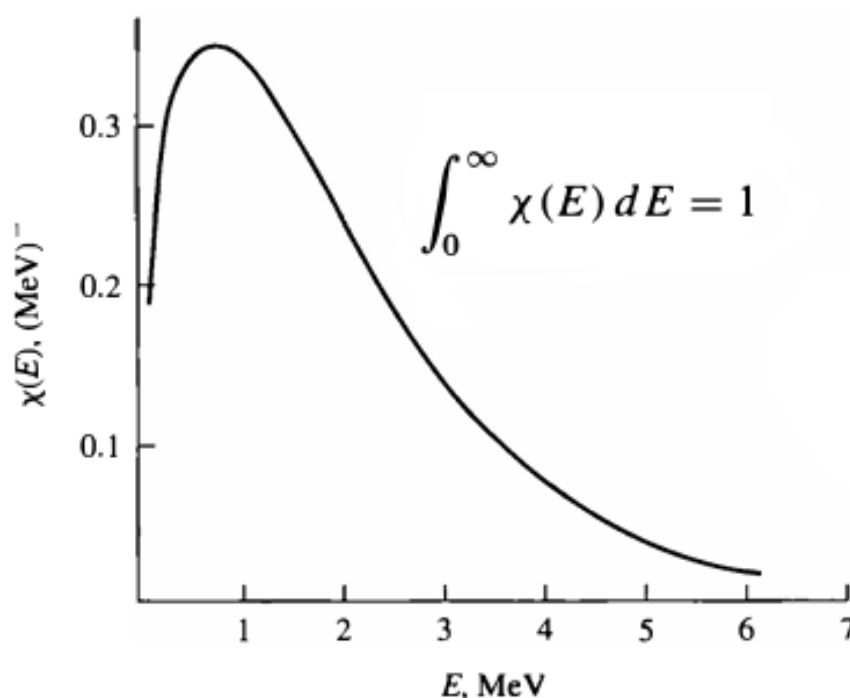
$$\chi(E) = 0,453 \cdot e^{-1,036 \cdot E} \cdot \operatorname{senh} \sqrt{2,29 \cdot E} \quad \text{Equação (5)}$$

Onde:

- $\chi(E)$  = Probabilidade de emissão de um nêutron com energia  $E$ ;

A Figura 8 exibe o espectro de fissão de nêutrons prontos.

Figura 8: Curva de Densidade de Probabilidade para o Espectro de Energia de Fissão.



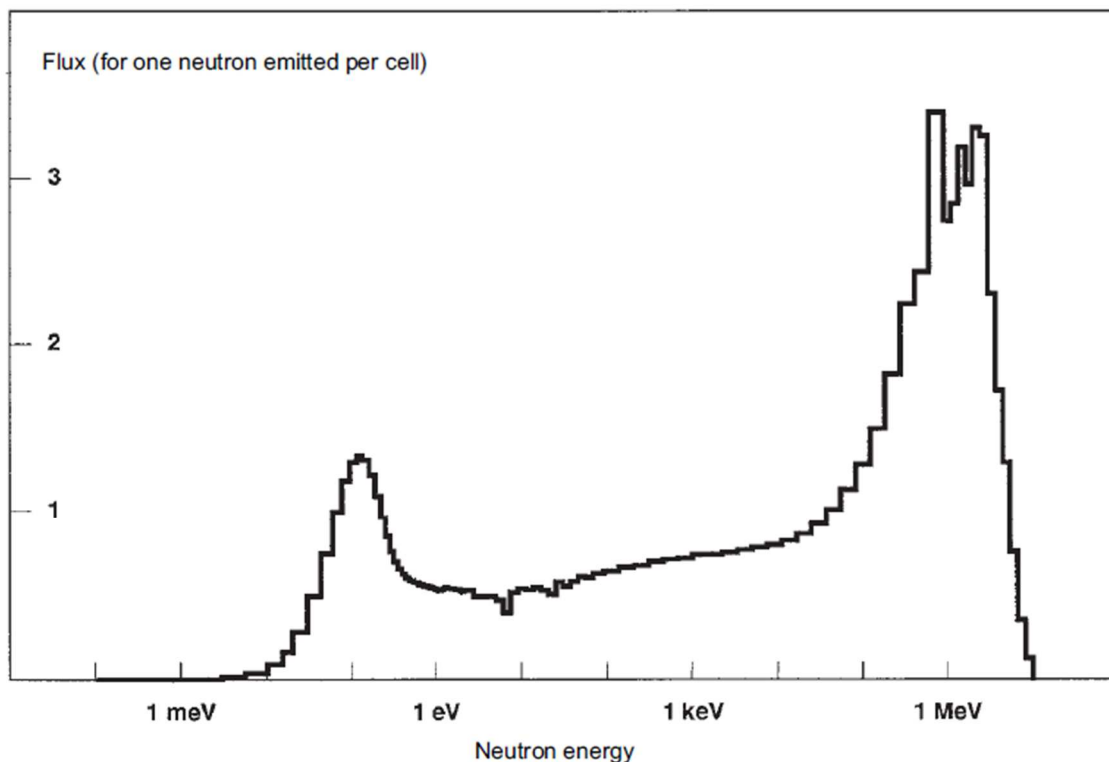
Adaptado de Lamarsh (2001, p.87).

Ao integrar a função até o valor de 20 MeV, obtém-se aproximadamente 100% da área prevista pela Equação (5). De fato, ao analisar um espectro real de núcleo, não se encontram nêutrons com energias acima de 20 MeV (LAMARSH *et al.*, 2001).

Após interagir com o fluido moderador e com as estruturas que compõem o núcleo, o espectro de núcleo degrada, causando uma alteração do espectro inicial

(REUSS, 2008). A Figura 9 exibe um espectro de núcleo, com uma cauda de degradação dos valores com picos antes em 1 MeV com uma cauda para valores maiores, agora exibindo uma cauda moderada para valores menores que este valor.

Figura 9: Fluxo para um reator PWR.

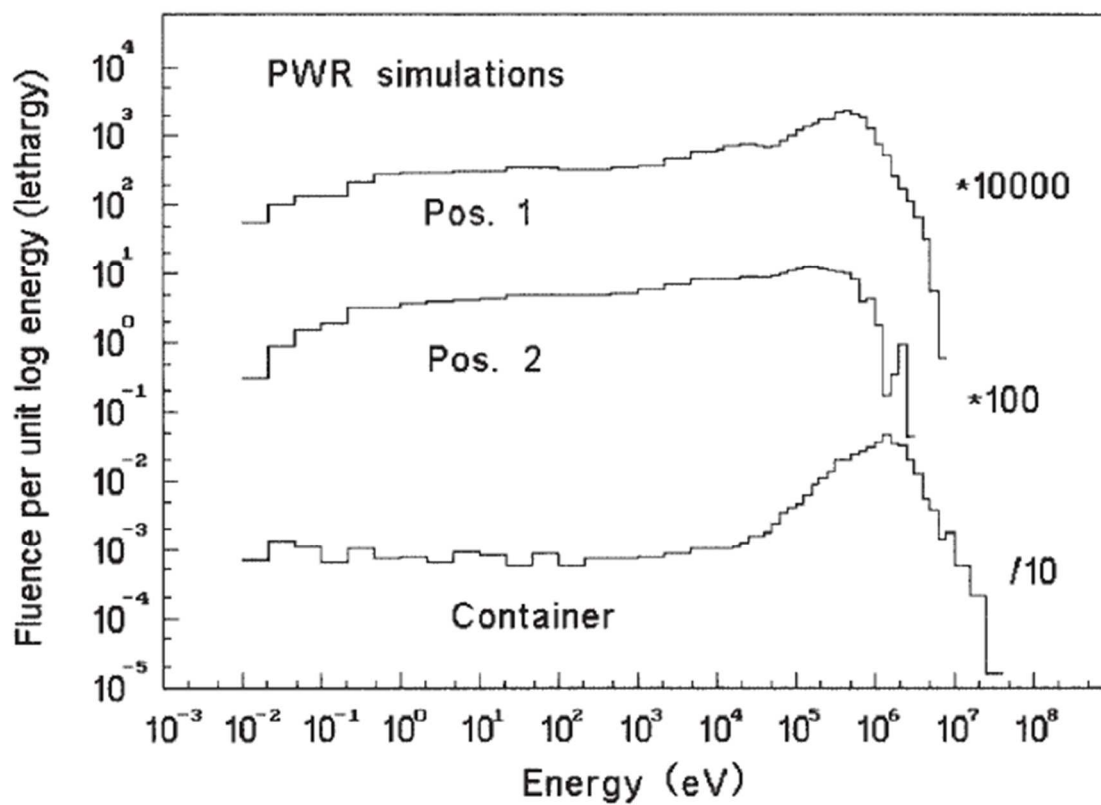


Extraído de Reuss (2008, p. 108).

Após interagir com componentes estruturais do reator, tais como o vaso de pressão, os materiais de blindagem e demais sistemas externos ao vaso, o espectro de nêutrons da Figura 9 sofre modificações adicionais. Os processos de espalhamento e absorção promovem uma degradação progressiva da energia dos nêutrons iniciais, tornando cada vez mais significativa a cauda espectral em baixas energias, e reduzindo a contribuição relativa das componentes mais energéticas do espectro inicial.

O espectro da Figura 10, é um exemplo de espectro de PWR sugerido pela IAEA (2003). Com relação ao espectro marcado como *container*, observa-se um platô de fluência entre  $10^{-8}$  e  $10^{-1}$  MeV. Este efeito de queda de energia é importante por aumentar a seção de choque de interação dos nêutrons por outros mecanismos, como por exemplo por absorção, e assim ocasionar a formação de fótons. Tal efeito propicia a deposição de dose longe do ponto de interação. Este fato é de fundamental importância para entender a análise que foi realizada e é apresentada no capítulo 4. Resultados e Discussão.

Figura 10: Simulação de campo de nêutrons em reatores tipo PWR.



Extraído de: IAEA (2001, p. 147).

## 3. Materiais e Métodos

### 3.1. Materiais

#### 3.1.1. Infraestrutura Computacional:

As simulações foram realizadas em dois locais, sendo divididas entre duas estações de trabalho (*workstations*) para obtenção de resultados mais rapidamente.

A primeira estação utilizada está disponível no Laboratório de Hidrogênio e Máquinas Térmicas (LHMT), Bloco 718, Departamento de Engenharia Mecânica da Universidade Federal do Ceará, Campus do Pici, Av. Eng. Humberto Monte, Fortaleza, CE, 60455-760. A segunda workstation pertence ao estudante, e as simulações foram realizadas em sua própria residência.

#### 3.1.2. Ambiente Computacional:

Hardware e Sistemas Operacionais:

##### ❖ Estação de trabalho 1:

- Intel Xeon W3-2535, 10 núcleos – NVIDIA RTX 4000 Ada Generation – 16 GB RAM DDR5 ECC – SSD de 1TB PCIe NVMe M.2; e
- Sistema Operacional: Windows 11 Pro com *Windows Subsystem for Linux* (WSL) Ubuntu 24.04.4 LTS.

##### ❖ Estação de trabalho 2:

- Intel Xeon E5 2680 V4, 14 núcleos – NVIDIA GeForce GTX 1650 – 64GB RAM DDR4 – SSD de 480GB PCIe SATA3; e
- Sistema Operacional: Kubuntu 24.04.3 LTS.

#### 3.1.3. Geant4:

Conforme o capítulo 1. Introdução, o software escolhido para simular o campo de radiação e obter os resultados de interesse foi o Geant4. A versão da aplicação utilizada no desenvolvimento do estudo foi o Geant4 v11.3.2, obtida em <https://geant4.web.cern.ch/> na data 08/05/2025.

Foram realizadas um total de 3500 simulações variando entre  $10^6$  e  $10^7$  emissões, totalizando aproximadamente 220 horas de simulações que foram divididas entre as duas estações de trabalho.

### 3.2. Método de Síntese de Resultados

Conforme objetivo, o estudo desenvolvido consistiu em detectar a entrada de partículas em uma esfera constituída de tecido mole equivalente ICRU, e registrar a energia total depositada por estas partículas, bem como pelas criadas no interior deste volume por ação das partículas incidentes, em uma geometria específica de interesse. Este estudo foi desenvolvido com foco em detectar e mensurar a diferença do campo de radiação com e sem a presença de água circundante na geometria de interesse, conforme objetivos deste trabalho. Entretanto, simulações computacionais em Geant4 ainda não são capazes de autovalidação. Um estudo computacional em Geant4, sem auxílio de um método comparativo, está fadado ao termo em inglês, amplamente conhecido no contexto de simulações computacionais multifísicas, *garbage-in-garbage-out* (GIGO), que significa lixo-entra-lixo-sai. Este fenômeno é esperado, uma vez que o método utilizado não dispõe de cognição, banco de dados abrangentes suficientes, nem algoritmos para refletir sobre a qualidade da entrada ou saída do código. Para que um estudo computacional possua validade, necessita de verificação e validação (V&V).

A etapa de verificação é executada pela própria instituição criadora do código, e tem como objetivo confirmar se o código implementa corretamente os modelos e algoritmos propostos, avaliando aspectos como consistência numérica, conservação de grandezas físicas e ausência de erros de implementação. O Geant4 é uma ferramenta verificada de amplo uso internacional com documentação e código fonte disponíveis sob licença GNU.

A validação faz parte do escopo de quem utiliza o código, sendo necessária para avaliar o grau de concordância entre o modelo computacional e o fenômeno físico real que está sendo reproduzido. Para fins deste estudo, a validação foi feita por meio de comparação de resultados em situações de referência, conhecido na literatura computacional como *benchmark*. Trata-se de comparação dos resultados de um estudo, utilizando-se testes e referências a fim de reproduzir resultados esperados.

A rastreabilidade de uma simulação em Geant4 pode ser estabelecida por meio da documentação completa das condições de execução do código, incluindo a versão do Geant4 utilizada, os modelos e listas físicas selecionados, as bases de dados associadas, os parâmetros geométricos e de materiais, bem como as sementes dos geradores de números aleatórios e a infraestrutura computacional utilizada. Essas informações, registradas de forma sistemática na saída da simulação, em seus arquivos de configuração, e apresentadas dentro de um contexto de projeto com devida documentação e procedimentos de qualidade associados, permitem a obtenção da

rastreabilidade. Entretanto, este estudo foi realizado no contexto da obtenção de um grau de Mestre em Radioproteção e Dosimetria e não deve ser utilizado em contexto profissional. Trata-se de uma metodologia que pode ser referenciada e executada dentro de um projeto, sob devidos procedimentos de qualidade associados, mas não possui rastreabilidade em seu sentido amplo no estudo desenvolvido neste texto. Os códigos utilizados e suas saídas completas estão disponibilizados nos anexos B ao D de forma a fornecer subsídios para uma rastreabilidade parcial.

A repetitividade e reprodutibilidade são garantidas também por meio da disponibilização completa do código computacional utilizado, anexos B ao D, e de suas saídas, contendo as sementes de geração de números aleatórios, para cada simulação executada, e integram o conteúdo digital deste trabalho. A precisão e exatidão dos resultados obtidos com a presente metodologia serão discutidas no capítulo 4. Resultados e Discussão.

Os anexos B ao D, portanto, são ferramentas importantes para futuros estudos da Marinha do Brasil, servindo de ponto de partida para introdução a metodologia e ao aprendizado do Geant4. Este código também estará disponível aos alunos do Instituto de Radioproteção e Dosimetria, servindo como ponto de partida para estudos de mesma natureza ou de trabalhos diferentes graças a maneira modular que foi desenvolvido.

Para validação deste estudo, simulações prévias foram desenvolvidas a fim de obter dados de dose ambiente  $D^*(10)$  na esfera ICRU e comparados (*benchmark*) com experimentos realizados por Leuthold (1992) e Veinot (2005). A seguir, serão apresentados os passos de desenvolvimento tanto da simulação de validação, quanto das simulações principais.

A metodologia foi construída conforme metodologia comum à construção de simulações multifísicas. O texto a seguir explica como o modelo computacional foi criado a partir da idealização do modelo físico a ser simulado. Em uma simulação computacional em Geant4, adotando o padrão utilizado na documentação da aplicação, os elementos básicos são (GEANT4, 2024):

- Geometria (*Geometry*) – definição do mundo físico da simulação, incluindo volumes, formas, posicionamento e hierarquia dos objetos;
- Materiais (*Materials*)– especificação das propriedades físicas e químicas dos meios (ex: elementos, compostos, densidade, estado físico etc.);
- Fontes / Condições iniciais (*Primary Generator*) – descrição das partículas primárias: tipo, energia, posição, direção e distribuição espacial/energética;

- Processos físicos (*Physics List*) – modelos que descrevem as interações das partículas com a matéria, organizados em listas que contém os processos de interesse para a simulação a ser realizada;
- Rastreamento (*Tracking*) – controle do transporte das partículas através da geometria, passo a passo, considerando campos e interações com os materiais;
- Sensores e respostas (*Sensitive Detectors, Hits*) – definição de regiões sensíveis e registro das interações relevantes;
- Ação do usuário (User Actions) – métodos aplicados para controle da simulação em diferentes níveis (*run, event, track, step*). Determina quando e o que o geant4 irá registrar, como captura de dados; e
- Saída de dados (*Output / Scoring e*) –armazenamento dos resultados físicos de interesse. Define o formato de saída dos dados, incluindo tipos de arquivo, o que será impresso e formato de apresentação.

Este estudo seguiu este mesmo roteiro para apresentar as características das simulações computacionais realizadas.

### 3.3. Simulação de Validação

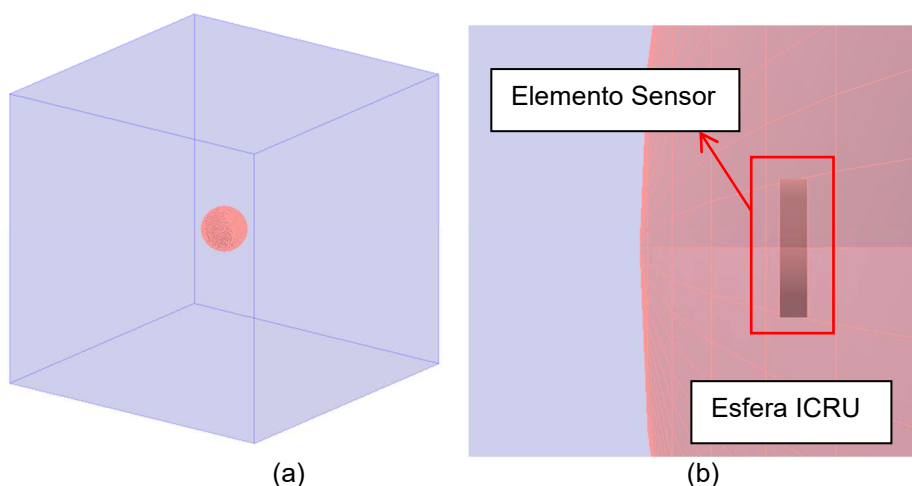
#### 3.3.1. Geometria:

Conforme descrito no tópico 3.2, existem duas geometrias que foram criadas em Geant4. Uma para a validação da obtenção de dose absorvida no elemento sensor e outra para avaliar a influência da camada de água na dosimetria interior à geometria principal. Vale ressaltar que a suposta geometria de interesse aqui mencionada é apenas uma aproximação, sendo extremamente simplificada. Isto configura o caráter de metodologia adotada neste trabalho, não correspondendo com a realidade de projeto neste momento.

Uma esfera ICRU, de 15 cm de raio, é posicionada no centro de um mundo, um cubo de 1 m de lado, feito de hidrogênio rarefeito. A fonte de nêutrons é posicionada a 20 cm do centro da esfera, e é constituída de uma superfície circular de raio 15 cm. A Figura 3 representa um esquema da geometria da simulação de validação.

A Figura 11 (a) é uma representação geométrica da simulação de validação obtida através da Interface Gráfica de Usuário (do inglês *Graphical User Interface* - GUI) do Geant4. A fonte não é visualizável na figura pois trata-se de uma região circular com probabilidade de emissão, e não um sólido. O elemento sensor é exibido na Figura 11 (b).

Figura 11: Vista Ortográfica da Simulação de Validação (a), e Elemento Sensor (b).



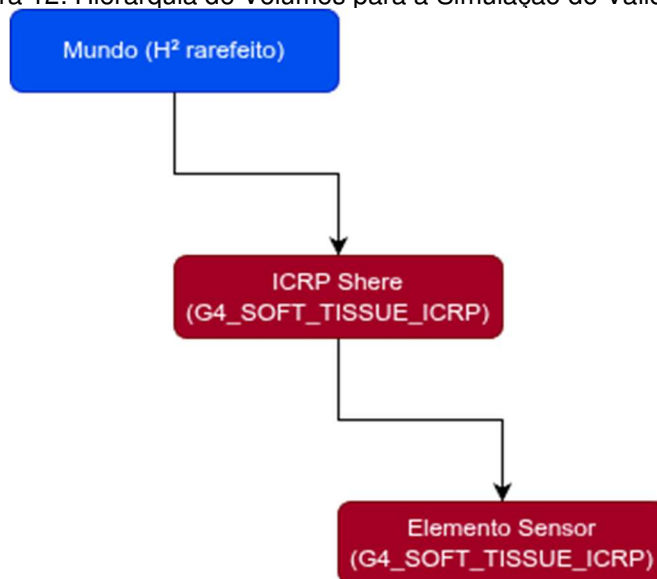
Fonte: Autor (2026).

A solução geométrica representa um campo de radiação colimado, monoenergético e homogêneo sobre a face exposta da esfera ICRU. Um pequeno cilindro, de 5 mm de raio e 2 mm de altura, é posicionado com sua face circular a 10 mm da superfície exposta da esfera, ou seja, com seu eixo axial alinhado paralelamente à direção do momento das partículas. Este pequeno cilindro é o elemento sensor de interesse, conforme simulações computacionais homologados pela ICRP (1996). O cilindro é feito do mesmo material da esfera e é capaz de registrar a energia total depositada em seu volume.

O Geant4 trabalha com hierarquia de volumes, o que significa que cada sólido ou volume lógico deve estar inserido em um volume mãe. O volume inicial é chamado mundo (*world*). A partir deste volume zero, todos os outros podem ser construídos. A melhor técnica para construção é indicar a hierarquia de volumes, com os volumes contidos sendo filhas<sup>3</sup> do volume mãe, prevenindo problemas de interface de sólidos (GEANT4, 2024). A Figura 12 exibe como a hierarquia de volumes é construída para a geometria da simulação de validação.

<sup>3</sup> As palavras “filhas” e “mãe” são utilizadas exatamente da forma que são enunciadas no manual do Geant4. Estes termos foram assim mantidos por serem usadas desta forma no contexto da documentação e nas publicações de referência disponíveis em <https://geant4.web.cern.ch/>, embora sua concordância possa ser inadequadas em certos trechos deste texto.

Figura 12: Hierarquia de Volumes para a Simulação de Validação.



Fonte: Autor (2026).

### 3.3.2. Material

O mundo é constituído do material *G4\_Galactic*, e possui as seguintes propriedades:

- Descrição: Hidrogênio monoatômico em baixa concentração;
- Densidade:  $10^{-25}$  g/cm<sup>3</sup>;
- Potencial Médio de Excitação I: 21.8 eV; e
- Número de Componentes: 1;
- Composição Química:
  - H: 1.

A escolha deste material ocorre por ser próximo ao vácuo absoluto, gerando o mínimo de interferência nos nêutrons a caminho do alvo.

A esfera está posicionada na origem do sistema de coordenadas (centro do mundo) e é composta de *G4\_TISSUE\_SOFT\_ICRU-4* com as seguintes propriedades:

- Descrição: Tecido mole equivalente ICRU;
- Número de Componentes: 4;
- Densidade: 1,0 g/cm<sup>3</sup>;
- Potencial Médio de Excitação I: 74,9 eV; e
- Número de Componentes: 4;
- Composição Química (fração mássica):
  - H: 0,101;

- C: 0,111;
- N: 0,026; e
- O: 0,762.

A escolha deste material mantém coerência com os estudos de referência de Veinot *et al.* (2005) e Leuthold (1992) em termos de composição química e fração mássica dos componentes. No entanto, nestes estudos não são fornecidos detalhes específicos sobre a forma como esse material foi definido no código. Em Geant4, os materiais podem ser criados tanto a partir de seus componentes básicos quanto instanciado diretamente, por meio de uma tabela de referência. Ou seja, instanciado diretamente da tabela do Instituto Nacional de Padrões e Tecnologia (do inglês, *National Institute of Standards and Technology* – NIST), disponível na base de dados do Geant4. Neste estudo, a abordagem via *singleton* (instanciado direto da base de dados da aplicação) é adotada, pois testes curtos preliminares indicaram maior dispersão nos dados de saída quando o material é construído a partir de seus componentes básicos. Como o foco deste estudo não é o de avaliar as causas desta dispersão, este fenômeno é explorado e suas causas não são no presente trabalho identificadas.

### 3.3.3. Fonte e Condições Iniciais:

O simulação computacional de validação foi realizado conforme dados da Tabela 14:

Tabela 14: Condições de Contorno – Simulação de Validação

Dados das Simulações Computacionais de Validação											
ID do Experimento	VLD_1	VLD_2	VLD_3	VLD_4	VLD_5	VLD_6	VLD_7	VLD_8	VLD_9	VLD_10	VLD_11
Energias do Feixe Simuladas (MeV)	1E-09	1E-08	1E-07	1E-06	1E-05	1E-04	1E-03	1E-02	1E-01	1E+00	1E+01
Número de Simulações por experimento	100										
Número de Partículas por Experimento	1.E+07										
Partícula	Nêutron										
Número Total de Experimentos	1100										

A escolha das energias para os feixes monoenergéticos é de acordo com os estudos de Veinot *et al.* (2005) e Leuthold (1992).

O número de partículas escolhido visa garantir um baixo valor de dispersão, ou seja, baixo desvio padrão, assim como manter a coerência com o número de partículas escolhido por Ribeiro *et al.* (2017) em sua população de partículas. Ao executar 100 simulações de  $10^7$  partículas cada, tem-se  $10^9$  partículas na população. Mais

justificativas para esta escolha estão apresentadas no capítulo 4. Resultados e Discussão.

❖ Controle da emissão de nêutrons:

Na simulação de validação, a emissão é de nêutrons monoenergéticos apenas, e pode ser configurada diretamente no arquivo de definição da fonte *MyPrimaryGenerator.cpp*.

O campo deve ser colimado e homogêneo na face exposta da esfera, conforme Veinot *et al.* (2005) e Leuthold (1992).

Os nêutrons possuem distribuição aleatória de densidade de probabilidade constante sobre a superfície do círculo emissor. Para obter tal solução, utiliza-se de um método do Geant4 chamado *G4UniformRand()* capaz de gerar números aleatórios uniformes entre zero e um. Este número é utilizado para determinar uma coordenada circular e um raio aleatórios. O seguinte procedimento matemático é utilizado:

Gerar ângulo  $\theta$  aleatório:

$$\theta \sim k \cdot 2\pi$$

$$\theta = k[0,1] \cdot 2\pi \quad \text{Equação (6)}$$

Onde:

$k$  = número aleatório no intervalo  $[0,1]$  gerado por “G4UniformRand()”; e  
 $\theta$  = ângulo coordenada polar.

Gerar ponto aleatório em uma área circular:

$$\pi r^2 \sim k \cdot \pi R^2$$

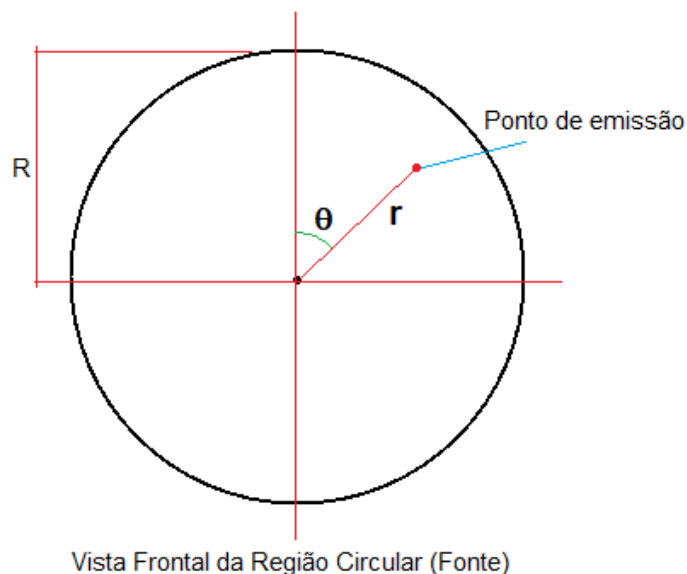
$$r = \sqrt{k[0,1]} \cdot R \quad \text{Equação (7)}$$

Onde:

$k$  = número aleatório no intervalo  $[0,1]$  gerado por “G4UniformRand()”;  
 $r$  = raio coordenada polar; e  
 $R$  = raio máximo (o mesmo da esfera ICRU).

A Figura 13 representa a área de emissão e como o ângulo  $\theta$  e o raio  $r$  são capazes de distribuir pontos de emissão na superfície.

Figura 13: Região circular de emissão de partículas.



Fonte: Autor (2026).

#### 3.3.4. Processos Físicos

A implementação de processos físicos no Geant4 é um passo fundamental para garantir a correta simulação da interação da radiação com a matéria. Esses processos são organizados por meio das chamadas listas de física, que definem quais modelos teóricos e dados nucleares serão utilizados durante a simulação. Neste trabalho, foram previamente avaliadas duas listas: *QGSP\_BERT\_HP* e *Shielding*. A escolha inicial das listas de física se deu com base no trabalho de Ribeiro *et al.* (2017).

A lista *QGSP\_BERT\_HP* combina o modelo *Quark–Gluon String* (QGS) para altas energias, o modelo *Bertini* para energias intermediárias e modelo de alta precisão HP para nêutrons de baixa energia. Ela é recomendada principalmente para estudos em aceleradores e aplicações envolvendo raios (GEANT4, 2024).

A lista *Shielding* utiliza o modelo Fritiof (FTF) para altas energias e a cascata intranuclear de Bertini para energias intermediárias. Para nêutrons de baixa energia, ela também emprega modelo HP. No entanto, esta lista foi desenvolvida com foco específico em problemas de blindagem e transporte detalhado de nêutrons. Seu escopo de utilização é mais direcionado a cálculos de dose, ambientes complexos de blindagem, transporte profundo de nêutron, onde a precisão na descrição das interações é essencial (GEANT4, 2024).

Conforme salientado no capítulo 1. Introdução, e embora ambas as listas sejam robustas suficiente para o estudo em questão, optou-se por utilizar os dados obtidos

com a lista *Shielding* como sendo o resultado principal deste texto, uma vez que ela é explicitamente recomendada para estudos de transporte de nêutrons e fornece menor desvio nos resultados relacionados à avaliação de dose absorvida em campos de nêutrons, conforme testes previamente realizados. O resultado destes testes está disponibilizado no conteúdo digital deste trabalho.

### 3.3.5. Rastreamento

Em Geant4 cada partícula contém uma história. O código resolve cada história individualmente (exceto para partículas simultâneas no mesmo evento, ex. pares), considerando todas as interações que esta faz com o material até seu decaimento/parada. As histórias são independentes entre si, mas são estocásticas com relação aos efeitos. Ao concluir, o código organiza todas as histórias em forma de árvore de gerações a partir de uma partícula zero ( $\text{partID} = 0$ ) e suas filhas recebem um endereço ( $\text{parentID}=0$ ) correspondente ao  $\text{partID} = 0$  de sua mãe, e uma identificação (ex.  $\text{partID} = 1, 2, \dots$ ), formando assim uma árvore de eventos (GEANT4, 2024), conforme Figura 14.

Figura 14: Fluxograma do processo de rastreamento (*tracking*).

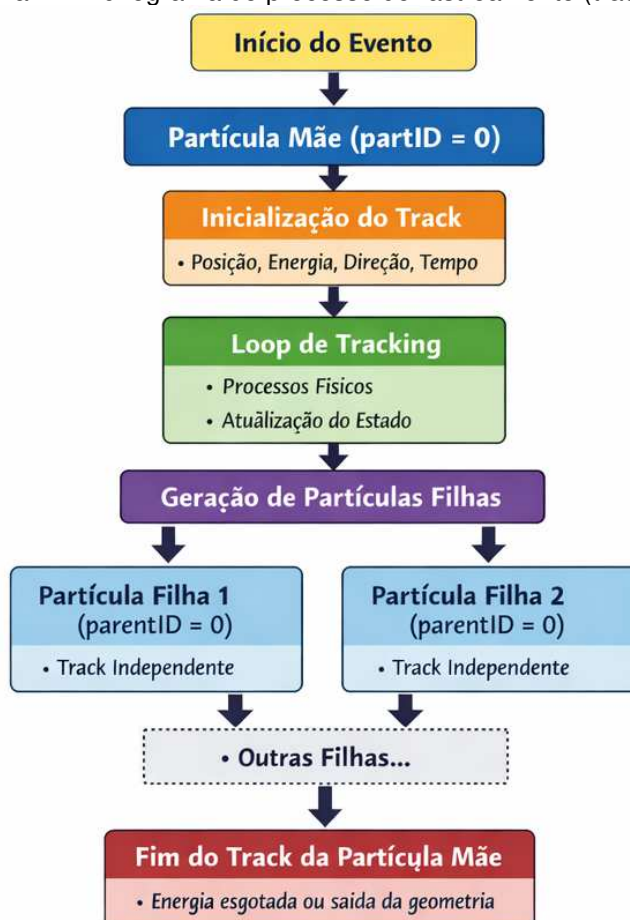


Imagem criada por Inteligência Artificial (IA) generativa e adaptada para este texto.

A árvore de eventos pode ser diretamente impressa em arquivos em Geant4 através de uma instrução a ser adicionada no arquivo de controle da simulação “\*.mac”.

O código a seguir é um pequeno exemplo do modo como o Geant4 imprime o *tracking* de partículas mãe e duas de suas filhas, passos de simulação, processos físicos, posição, energia, comprimento do trajeto e modo de interação.

```

*****
Geant4 version Name: geant4-11-03-patch-02 [MT] (25-April-2025)
<< in Multi-threaded mode >>
      Copyright : Geant4 Collaboration
References : NIM A 506 (2003), 250-303
            : IEEE-TNS 53 (2006), 270-278
            : NIM A 835 (2016), 186-225
      WWW : http://geant4.org/
*****
...
* G4Track Information:      Particle = neutron,      Track ID = 1,      Parent ID = 0      *
*****

Step#   X(mm)   Y(mm)   Z(mm) KinE(MeV)  dE(MeV) StepLeng TrackLeng  NextVolume ProcName
0      -16.2   -21.9    200    1e-05        0         0         0   physWorld  initStep
1      -16.2   -21.9    148    1e-05        0        52.5      52.5  physSphere Transportation
2      -16.2   -21.9    130    5.06e-06     0        17.2      69.7  physSphere hadElastic
3      -16.9   -23.3    129    4.59e-06     0         2.26     71.9  physSphere hadElastic
4      -11.1   -30.3    131    4.05e-06     0         9.37     81.3  physSphere hadElastic
5      -4.82   -33.9    132    3.53e-06     0         7.28     88.6  physSphere hadElastic
6      -2.19   -35.8    134    2.87e-06     0         3.83     92.4  physSphere hadElastic
7      -0.298  -40      139    6.17e-08     0         6.52     98.9  physSphere hadElastic
8       3.49  -39.6    139    8.76e-08     0         3.81    103   physSphere hadElastic
9       5.24  -37.3    140    1.33e-08     0         3.02    106   physSphere hadElastic
10      6.24   -35.6    138    4.6e-08      0         2.4     108   physSphere hadElastic
11     -6.29  -31.2    145    9.31e-09     0         14.8    123   physSphere hadElastic
12     -6.26  -31.8    145    2.67e-08     0         0.687   124   physSphere hadElastic
13     -5.92  -31.4    147    2.67e-08     0         1.43    125   physWorld  Transportation
14      213    256     1e+03  2.67e-08     0         927     1.05e+03 OutOfWorld Transportation

*****
* G4Track Information:      Particle = proton,      Track ID = 2,      Parent ID = 1      *
*****

Step#   X(mm)   Y(mm)   Z(mm) KinE(MeV)  dE(MeV) StepLeng TrackLeng  NextVolume ProcName
0      -16.2   -21.9    130    4.94e-06     0         0         0   physSphere  initStep
1      -16.2   -21.9    130    0 4.94e-06  8.14e-06  8.14e-06  physSphere  hIoni

*****
* G4Track Information:      Particle = O16,      Track ID = 3,      Parent ID = 1      *
*****

Step#   X(mm)   Y(mm)   Z(mm) KinE(MeV)  dE(MeV) StepLeng TrackLeng  NextVolume ProcName
0      -16.9   -23.3    129    5.09e-07     0         0         0   physSphere  initStep
1      -16.9   -23.3    129    0 5.09e-07  1.6e-06   1.6e-06   physSphere  ionIoni
2      -16.9   -23.3    129    0           0         0         1.6e-06   physSphere  NoProcess

```

No entanto, ao optar por realizar tal escrita, o Geant4 adiciona camadas de processamento para transpor os dados binários para linguagem escrita (muito uso do método *std::cout*), podendo ser necessário interagir com os discos de armazenamento para esvaziamento de *buffer*, que é um container temporário de memória. Este procedimento pode ser utilizado para simulações de poucas partículas, mas inseri-lo em simulações com muitas partículas torna-se inviável. Os resultados seriam excessivamente lentos e os arquivos de saída inviavelmente extensos. Como as árvores

de eventos não fazem parte do escopo dos resultados a serem obtidos, elas não foram requisitadas ao código.

### 3.3.6. Sensores

O elemento sensor foi configurado como um volume capaz de armazenar a energia total depositada das partículas que entram em seu volume e as que são geradas em seu volume. A aplicação faz este registro por meio de dois métodos:

- *G4\_ProcessHits*: que é capaz de detectar quando uma partícula entra no volume e disparar um evento ([GEANT4, 2024](#)). Exemplo: chame o método detector em caso de interação dentro do volume; e
- *G4\_Run*: que é capaz de executar ações dentro de uma rodada de uma partícula ([GEANT4, 2024](#)). Exemplo: armazene a energia em caso de interação dentro do volume.

Desta forma o código detecta uma partícula quando ela entra no volume pelo método *G4\_ProcessHits*, em seguida aciona ações de usuário.

O método acima retorna um valor booleano que pode ser usado para acionar as Ações de Usuário ([GEANT4, 2024](#)).

### 3.3.7. Ações de usuário

Para o presente estudo, a seguinte ação de usuário foi inserida:

Toda vez que uma partícula se movimenta dentro do volume do elemento sensor, o código checa se houve depósito de energia em cada passo da partícula. Caso positivo, o valor de depósito é armazenado e posteriormente somado com os obtidos para as estórias seguintes, registrando a energia total depositada de cada partícula que cruzou o elemento sensor ou foi criada em seu volume.

### 3.3.8. Saída de Dados:

O Geant4 trabalha de forma simultânea, usando tantos processadores quanto disponíveis ou determinados no corpo principal do código *ICRP\_Sphere\_SERVER/main.cpp*. Para cada processador lógico, o Geant4 adiciona um agente denominado *WORKER*, e seleciona um deles para ser o *MASTER*. Após

cada simulação, o *MASTER* é responsável por realizar a soma dos resultados de cada *WORKER* e escrever as instruções do usuário, evitando assim ambiguidades (GEANT4, 2024).

No código desenvolvido, os resultados do *MASTER* foram disponibilizados dentro de arquivos `ICRP_Sphere_SERVER/data/outputX_1eP_MeV_validation.dat`, onde **X** é o número do arquivo e **P** é a potência de dez simulada. Os arquivos de saída *output* estão disponibilizados no conteúdo digital deste trabalho.

Para cada energia, 100 resultados de energia total depositada  $E_{dep}$  no elemento sensor da esfera foram disponibilizadas e foram utilizadas para a análise estatística das simulações.

A justificativa de se gerar  $100^4$  resultados de  $10^7$  partículas foram:

- Particionar os resultados como uma amostra de 100 elementos, possibilitando análises estatísticas como obtenção de média, desvio padrão amostral e testes estatísticos, como o Kolmogorov-Smirnov (KS);
- Particionar os resultados em vários arquivos de saída, para possibilitar continuidade do trabalho após interrupções indesejadas (ex: quedas de energia, necessidade de disponibilização do servidor, erros, etc);
- Gerar um bom número de amostras para uma curva normal ( $n > 30$ ) (DIEZ *et al.*, 2026);
- Limitar a quantidade de arquivos de saída a um número razoável de arquivos, de forma a tornar possível seu armazenamento e manipulação; e
- Limitar o uso de `std::cout`.<sup>5</sup>

---

<sup>4</sup> Em física de partículas, exceto para alguns fenômenos muito específicos, os eventos relacionados a diferentes histórias são considerados completamente independentes uns dos outros. Isso ocorre por sua natureza rápida e probabilidades muito pequenas de ocorrência. Portanto, estratificar resultados não afeta o resultado, pois a deposição de dose de uma partícula é independente de outra. Fenômenos não independentes, como por exemplo formação de pares, não são particionados pela técnica escolhida, uma vez que o particionamento de resultados só ocorre no *Parent ID = 0*, que é a raiz da árvore de eventos que será desenvolvida, e não durante seu desenvolvimento.

<sup>5</sup> A função `std::cout` do C++ é responsável por transcrever os resultados binários em impressões de tela (*c-out*, ou seja, c-saída). O uso frequente desta função, por exemplo para registrar a energia depositada em cada história de cada nêutron gerado pela fonte, implica em traduções frequentes e operações contínuas de escrita em disco (por exemplo, em arquivos \*.dat). Esse tipo de operação de entrada/saída (I/O) é significativamente mais lento do que as operações realizadas em nível de CPU, cache e memória RAM, devido à elevada latência e ao custo de sincronização associados ao acesso ao sistema de arquivos. Como consequência, a execução do código pode sofrer uma degradação substancial de desempenho, tornando a simulação consideravelmente mais lenta (GEANT4, 2024).

### 3.4. Simulação Principal

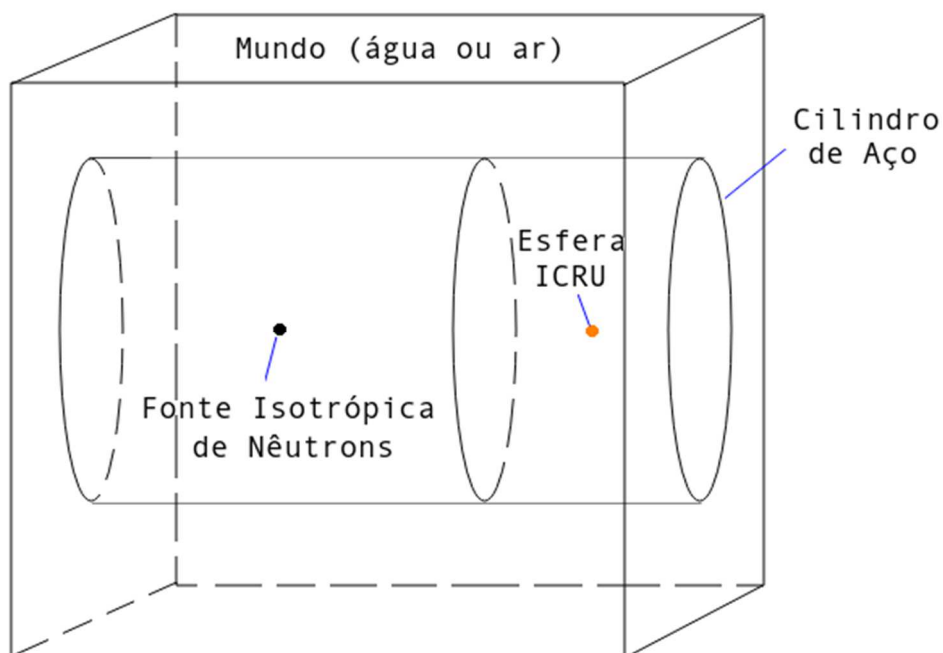
#### 3.4.1. Geometria:

A simulação principal visou avaliar a influência da camada de água na dosimetria interior de sua geometria, sendo também dividido em duas simulações com uma mesma geometria. Sua geometria simplificada é intencional e visa a não divulgação de dados sigilosos, No entanto o código foi desenvolvido de maneira modular, permitindo facilmente a alteração desta geometria para um problema realista.

O mundo é um cubo de 20 m de aresta, que pode ser feito de água ou de ar, a depender dos parâmetros iniciais da simulação. Esta mudança foi realizada através de um booleano no arquivo `/src/MyDetector.cpp`.

A Geometria criada trata de um cilindro de 10 m de diâmetro e 20 m de comprimento com uma fonte de nêutrons dentro. O cilindro de aço possui uma espessura de parede de 5 cm, e foi dividido em dois compartimentos por uma anteparada de 5 cm de espessura, sendo um com 12 m e outro com 8 m de comprimento. Uma fonte isotrópica de nêutrons pontual foi posicionada no centro do maior cilindro. O elemento sensor é uma esfera ICRU, de 15 cm de raio, conforme a utilizada na simulação de validação, e foi posicionada no centro do compartimento de menor tamanho.

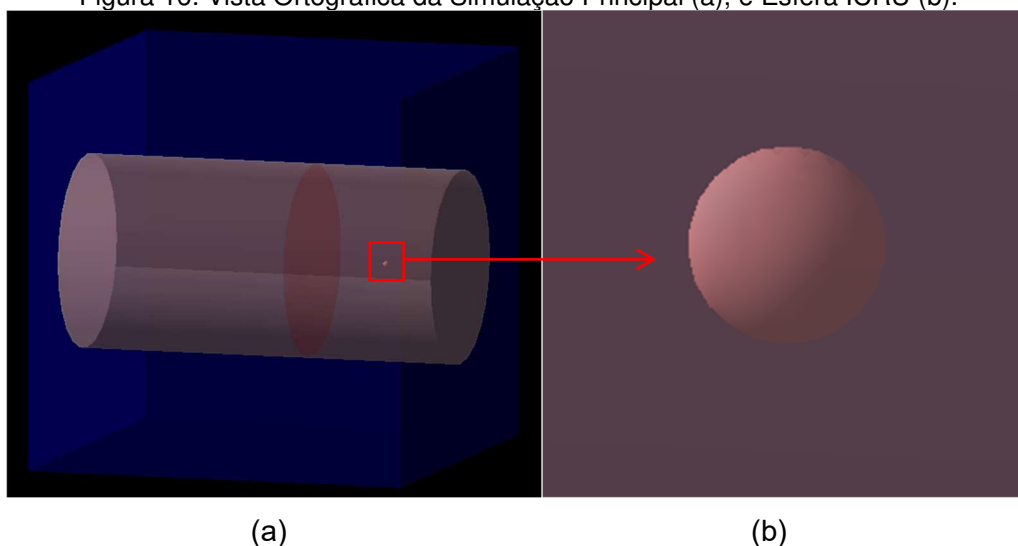
Figura 15: Representação Geométrica do Estudo Principal.



Fonte: Autor (2026).

A Figura 16 (a) é uma representação geométrica da simulação principal obtida através da Interface Gráfica de Usuário (do inglês *Graphical User Interface* - GUI) do Geant4. A fonte não é visível, pois não é um sólido, mas um ponto no centro do maior compartimento. O elemento sensor é exibido em Figura 16 (b), sendo este a esfera feita de tecido mole equivalente ICRU.

Figura 16: Vista Ortográfica da Simulação Principal (a), e Esfera ICRU (b).



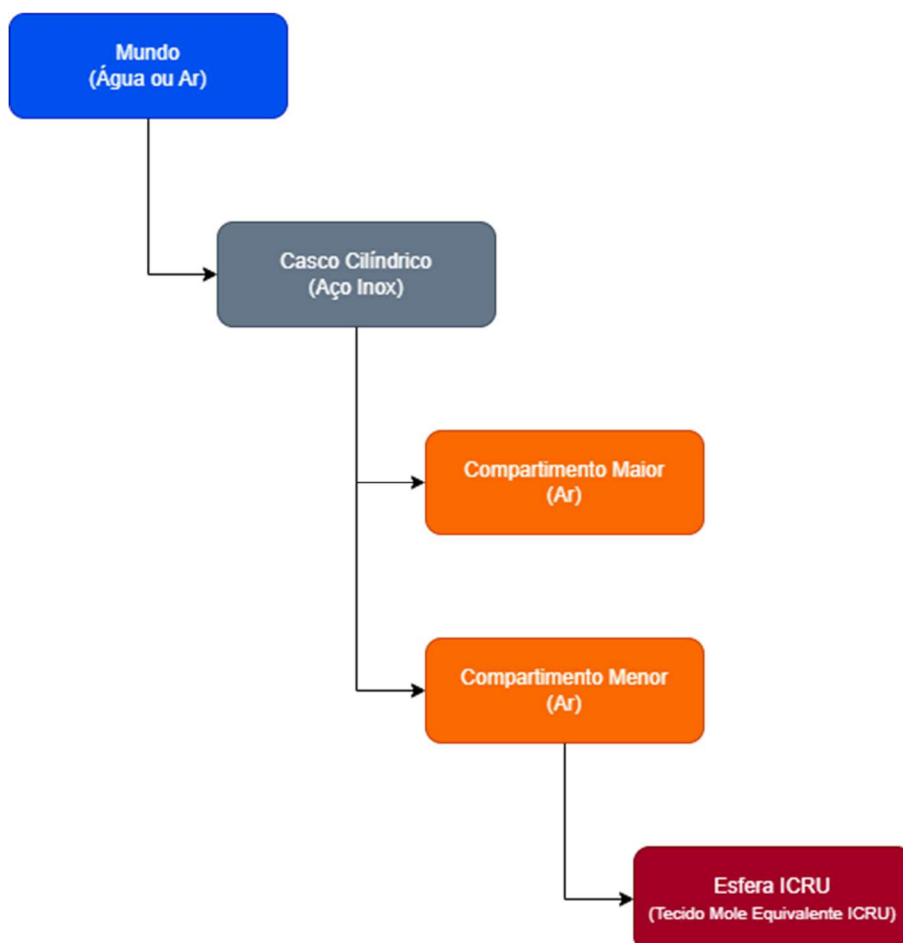
Fonte: Autor (2026).

A solução geométrica representa um campo de radiação inicialmente isotrópico, monoenergético que incidirá e interagirá com os materiais em seu entorno. A esfera está exposta ao campo de radiação formado dentro do compartimento menor. Este campo pode ser resultado de exposição direta da fonte, ou de partículas geradas nos materiais que compõem o estudo.

O raio foi escolhido como sendo o arredondamento do valor contido na reportagem de Vasconcelos (2025). Dois volumes filhas do casco cilíndrico que são dois cilindros de ar com raio 4,95 m, deixando o cilindro de aço oco com uma espessura de parede de 5 cm. Esta espessura foi escolhida com base na especificação de Chauvym *et al.* (2015), desenvolvida no contexto do projeto e fabricação dos submarinos brasileiros. O material do cilindro escolhido para o casco foi o aço inox, sendo a melhor opção disponível na base de dados do Geant4 para aproximar para o material em Chauvym *et al.* (2015).

A hierarquia de volumes para a geometria da simulação principal pode ser vista na Figura 17. Ela mostra um volume mãe principal, contendo o mundo, que pode ser feito de água ou ar. Um volume filha do mundo que é o cilindro de aço inox.

Figura 17: Hierarquia de Volumes para a Simulação Principal.



Fonte: Autor (2026), gerado com draw.io.

### 3.4.2. Material

O mundo pode ser constituído de material de ar (*G4\_AIR*) ou água (*G4\_WATER*) conforme escolha adequada para a simulação, que possuem as seguintes propriedades:

Ar:

- Descrição: Ar padrão;
- Densidade: 0,0012 g/cm<sup>3</sup>;
- Potencial Médio de Excitação I: 85.7 eV; e
- Número de Componentes: 4;

- Composição Química:
  - C: 0,000124;
  - N: 0,755268;
  - O: 0,231781; e
  - Ar: 0,012827.

#### Água:

- Descrição: Água padrão;
- Densidade: 1,00 g/cm<sup>3</sup>;
- Potencial Médio de Excitação I: 78 eV; e
- Número de Componentes: 2;
- Composição Química:
  - H: 2
  - O: 1

A escolha destes materiais refletiu o objetivo principal do trabalho, que era o de obter a diferença esperada de dosimetria na esfera ICRU por conta da presença do corpo d'água externo ao casco.

O casco cilíndrico é feito de aço inox (*G4\_STAINLESS\_STEEL*).

- Descrição: Aço inoxidável;
- Número de Componentes: 3;
- Densidade: 8 g/cm<sup>3</sup>;
- Potencial Médio de Excitação I: 0 eV; e
- Número de Componentes: 3;
- Composição Química (fração mássica):
  - Fe: 0,74;
  - Cr: 0,18; e
  - Ni: 0,8.

Conforme mencionado, a escolha deste material se refere a uma aproximação ao aço inox HLES 60-80, comumente utilizado na fabricação de partes estruturais de submarinos ([CHAUVYM et al., 2015](#)).

A esfera ICRU está posicionada no centro do volume menor, e é composta de “G4\_TISSUE\_SOFT\_ICRU”, conforme o estudo de validação de referência (RIBEIRO *et al.*, 2017).

Não há elemento sensor no interior desta esfera. Uma vez que a irradiação desta é difusa, o estudo focará em obter a energia total depositada e dividir pela massa da esfera, para obter a dose absorvida, conforme justificado no tópico 1.3.2. É fato que diferentes camadas da esfera experimentaram diferentes doses (ATTIX, 1986). Entretanto, o objetivo é determinar quão mais intenso se torna o campo de radiação no interior do casco cilíndrico se torna ao adicionar a camada de água, de modo a qualificá-lo e quantificá-lo. Para este propósito, uma avaliação da dose total absorvida consegue indicar uma relação de intensidade entre os dois casos (com água e com ar circundante).

#### 3.4.3. Fonte e Condições Iniciais:

A simulação computacional principal foi realizado em duas etapas: uma com água e outra com ar circundante ao casco.

A fonte foi configurada para emitir nêutrons monoenergéticos com energias selecionadas com base em faixas de interesse específicas.

A faixa de nêutrons de fissão está entre poucos eV até 18 MeV (SCHAEFER, 1973), sendo o espectro até 10 MeV a maioria absoluta do espectro (REUSS, 2008). O espectro de *container* mostra que ocorre degradação significativa do espectro da Figura 8, resultando num espectro mais parecido com o da Figura 10. A normalização do gráfico da Figura 10 sugere que a máxima energia medida foi

Este trabalho fixou os dados que foram obtidos a partir da normalização do gráfico de *container* como sendo os valores mínimo e máximo de energia, sendo:

- $E_{\min} = 2,68 \times 10^{-8} \text{ MeV}$ ; e
- $E_{\max} = 27,07 \text{ MeV}$ .

Estes valores receberam probabilidade de emissão 0 e 0,28% respectivamente, e uma interpolação linear foi feita entre os demais pontos do gráfico.

Os pontos de energia escolhidos para a avaliação dos resultados do estudo principal com nêutrons monoenergéticos foram os mesmos do estudo de validação, de modo que uma comparação direta possa ser estabelecida.

Tabela 15: Condições de Contorno – Simulação Principal

Dados das Simulações Computacionais de Validação												
ID do Experimento	PRCP_1	PRCP_2	PRCP_3	PRCP_4	PRCP_5	PRCP_6	PRCP_7	PRCP_8	PRCP_9	PRCP_10	PRCP_11	SPCT_1
Energias do Feixe Simuladas (MeV)	1E-09	1E-08	1E-07	1E-06	1E-05	1E-04	1E-03	1E-02	1E-01	1E+00	1E+01	Espectro
Número de Simulações por experimento	100											
Número de Partículas por Experimento	1.E+06											
Partícula	Nêutron											
Número Total de Experimentos	1200											

❖ Controle da emissão de nêutrons:

A emissão é de nêutrons monoenergéticos apenas nas simulações marcadas com PRCP e um espectro na simulação marcada com SPCT, e esta pode ser configurada respectivamente nos arquivos de controle da simulação */neutron.mac*.

A intenção de realizar simulações com campos monoenergéticos foi a de avaliar que faixa do espectro é mais sensível a presença do corpo d'água externo, conforme objetivos específicos deste trabalho.

A intenção de incluir um espectro foi a de se obter a resposta com uma fonte aproximada da realidade, conforme objetivos específicos deste trabalho.

A fonte é pontual e possui emissão isotrópica com probabilidade de direção de emissão uniforme. O Geant4 já incorpora uma fonte pontual isotrópica em seus métodos, dispensando assim um método matemático específico para criá-la. A escolha da fonte pontual decorre do caráter hipotético do estudo, simulando um caso geométrico simples sem entrar em detalhes que podem estar protegidos por grau de sigilo. A geometria pode ser facilmente adaptada para um caso mais real sem comprometimento do restante do código, uma vez que o código foi produzido de maneira modular.

Para a seleção do espectro de energia, o texto teve de ser adaptado a uma planta nuclear de terra. Tal abordagem visa a não divulgação de dados sigilosos neste texto. Dados e espectro de nêutrons em container de uma planta nuclear embarcada não estão disponíveis na literatura por sua criticidade e grau de sigilo. Entretanto, dada a natureza modular do código desenvolvido, este espectro pode ser ajustado no arquivo */neutron.mac*, sem necessidade de adaptação dos demais parâmetros do código.

Para esta simulação hipotética, o espectro escolhido para simular um campo de nêutrons dentro de um *container* foi o presente em IAEA (2001), que é a Figura 10 deste texto. Trata-se de um espectro de reator PWR, que possui um gráfico de fluência por unidade de *lethargy*, ou seja, fluência por  $\ln(E_0/E)$  onde  $E_0$  é uma energia de referência.

O modelo PWR possui grande aplicação em plantas nucleares embarcadas e é o modelo escolhido para o LABGENE e para o primeiro submarino de propulsão nuclear do Brasil, o SN-BR. Portanto, este espectro de *container* foi escolhido como aproximação para o problema hipotético deste trabalho.

Este espectro foi normalizado em sua área, tomando como nível de referência de energia a região mais baixa do gráfico, entre  $10^7$  e  $10^8$  eV. A normalização em área adotou *bins* de largura  $2.65 \cdot 10^{-1}$  eV, gerando a tabela de pontos de energia e valor de probabilidade de emissão conforme exemplo da Tabela 16.

Tabela 16: Exemplo de tabela de Energia x Probabilidade de Emissão.

Energia	Probabilidade
E_min	0
...	...
2.14E+01	0.017209844
2.85E+01	0.016197173
3.81E+01	0.0151536
5.07E+01	0.013965931
6.76E+01	0.012676749
9.02E+01	0.011087813
1.20E+02	0.009318357
...	...
E_max	0

Relembra-se que a probabilidade de emissão de um nêutron com mais de 18 MeV é quase zero, e este valor de 27 MeV apenas segue o espectro sugerido (IAEA, 2001), mas na prática, apresenta uma probabilidade de emissão baixa, de 0,29%.

#### 3.4.4. Processos Físicos

A implementação de processos físicos na simulação principal seguiu o mesmo método adotado para a simulação de validação, sendo a lista de física *Shielding* a lista implementada, conforme explicações fornecidas no tópico 3.3.4.

#### 3.4.5. Rastreamento

As diretrizes de rastreamento seguiram o adotado para simulação de validação, conforme tópico 3.3.5.

#### 3.4.6. Sensores

Na simulação principal, a própria esfera ICRU foi configurada como elemento sensor, sendo capaz de detectar e armazenar qualquer partícula que cruze sua fronteira de depósito de energia dentro de seu volume.

#### 3.4.7. Ações de usuário

Para a simulação principal, toda vez que uma partícula se movimentava dentro do volume da esfera ICRU, o código checava se houve depósito de energia em cada step da partícula. Caso positivo, o valor de depósito foi armazenado e posteriormente somado, registrando a energia total depositada de cada estória.

#### 3.4.8. Saída de Dados:

No código desenvolvido, os resultados do *MASTER* foram disponibilizados dentro de arquivos *Neutron\_SERVER\_YYYY/data/outputX\_1eP\_MeV\_water.dat* ou *ICRP\_Sphere\_YYYY/data/outputX\_1eP\_MeV\_air.dat*, onde **X** é o número do arquivo e **P** é a potência de dez simulada e o sufixo *water* ou *air* indica a composição do mundo. As letras *YYYY* podem ser *MONO* ou *SPEC*, conforme a simulação seja monoenergética ou spectral respectivamente. Os arquivos de saída *output* estão disponibilizados no conteúdo digital anexo a este trabalho.

Para cada energia escolhida, 100 resultados de Energia Total Depositada no elemento sensor da esfera foram disponibilizados, e foram utilizados para a análise da simulação principal, a ser descrita a seguir neste texto.

### 3.5. Método de Análise de Resultados

O método de análise de resultados pode ser descrito de forma geral com base no diagrama da Figura 18:

Figura 18: Diagrama de Metodologia de Análise.



Fonte: Autor (2026).

As particularidades entre a simulação de validação e o estudo principal serão descritas nos tópicos seguintes.

### 3.5.1. Simulação de Validação

Para os estudos de validação, toda a saída do Geant4 foi gravada nos arquivos \*.dat, que são um formato aberto universal para a gravação de dados. O arquivo "dat" é suportado pela maioria dos editores de texto e de fácil manipulação. Cada arquivo

contém cabeçalhos, resumo das tabelas de dados, modelo utilizado, parâmetros de decaimento, intervalos de energia de validade, entre outras informações.

Conforme citado no tópico 3.3.8, a aplicação desenvolvida gerou 100 arquivos de saída \*.dat. Estes arquivos possuem uma estrutura padronizada pelo próprio Geant4, porém são passíveis de manipulação, pelo código da aplicação em desenvolvimento, que permitem a adição de informações desejadas pelo usuário. A saída foi então editada para que cada arquivo de saída apresentasse a energia total depositada  $E_{dep_i}$  no elemento sensor após a incidência dos  $10^7$  nêutrons na esfera ICRU, e, portanto, 100 dados de  $E_{dep_i}$ , onde  $i$  representa um número de 1 a 100 pertinente a rodada que o código executou.

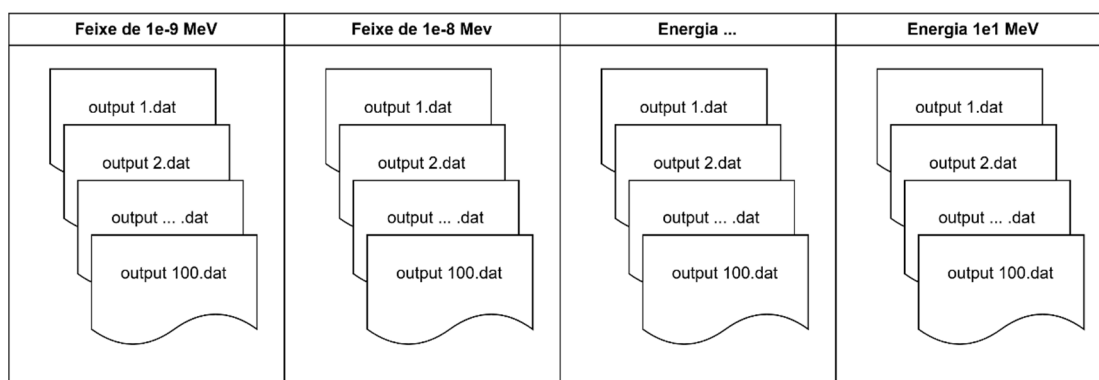
Para o desenvolvimento do estudo de validação, a seguinte expressão foi introduzida no arquivo de saída, com a finalidade de imprimir um texto que possa ser reconhecido e buscado por rotinas de comparação de texto.

Expressão de saída de resultado introduzida nos arquivos *output.dat*:

[RunAction][MASTER] Energia total depositada no detector: XXXX MeV

Onde XXXX representa o valor em MeV da energia total depositada no elemento sensor na rodada  $i$ . A Figura 19 apresenta um diagrama de como os dados foram categorizados:

Figura 19: Distribuição dos arquivos de saída conforme categoria de energia.



Fonte: Autor (2026).

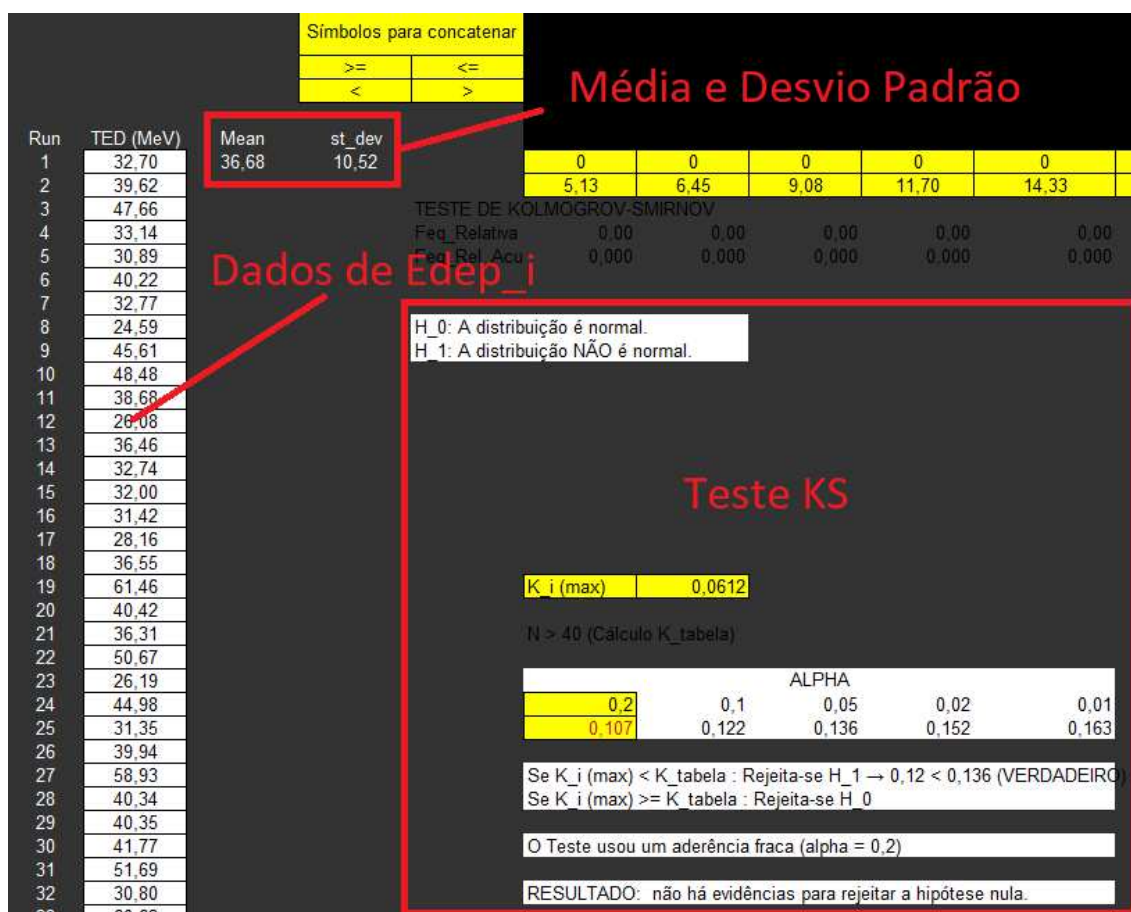
Para extrair este valor de cada arquivo *output.dat* (1100 no total), foi necessária uma rotina em C++ que lê cada um dos arquivos, procura o padrão de texto mencionado e registra, na unidade do S.I. adequada, o valor de energia. Este arquivo foi então salvo

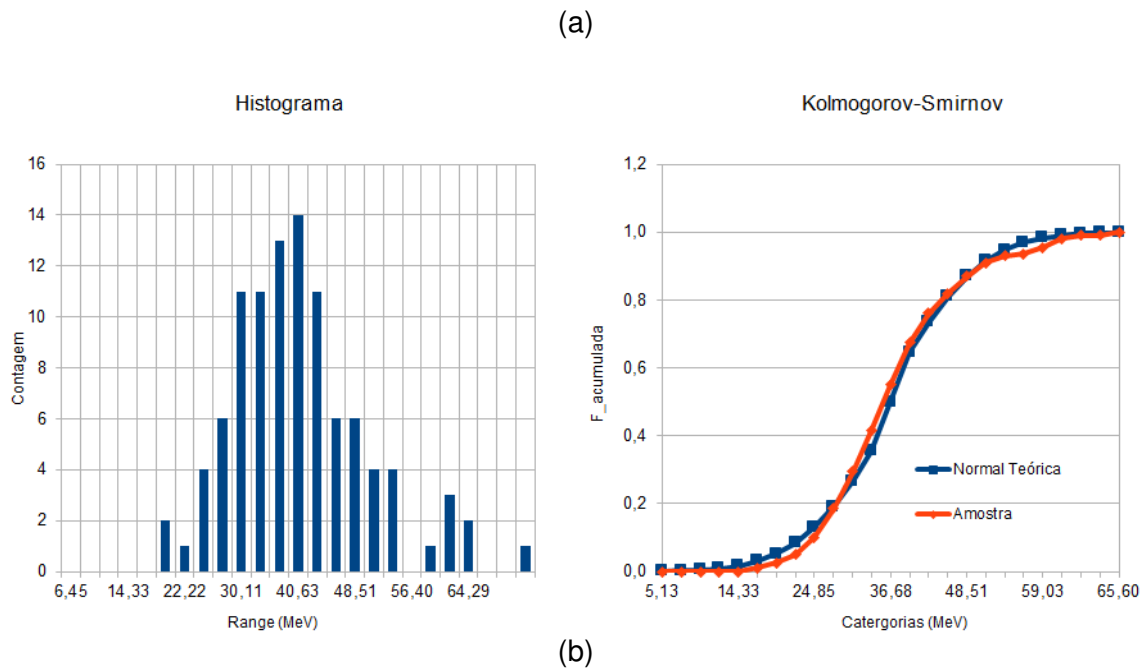
como um arquivo \*.csv contendo uma coluna de dados para cada rodada  $i$  das 100 rodadas executadas.

Uma importante etapa do estudo é o teste KS. A aderência à curva normal é um pressuposto para a validade de inferências estatísticas paramétricas, incluindo comparações de médias e o cálculo preciso de fatores de cobertura. A determinação se os dados seguem uma tendência gaussiana, é uma garantia que a escolha por métodos paramétricos é válida, evitando erros na interpretação dos resultados e nas conclusões.

Esta coluna foi transferida para uma planilha eletrônica do Microsoft Excel, programada para tratar estes dados, realizar as análises pertinentes e devolver os dados de interesse. Com esta planilha, calculou-se a energia total depositada média  $\bar{E}_{dep}$  em cada ponto de energia e o desvio padrão amostral  $s_{Edep}$  correspondente da amostra de 100 elementos. Aplicou-se o método de KS em cada amostra de 100 resultados a fim de testar se os dados possuem comportamento normal. A Figura 20 ilustra um exemplo, sendo uma das planilhas utilizadas para tratar os dados de  $E_{dep,i}$ , com cálculo de média e desvio padrão (a), teste de aderência com método KS (a), e histograma e curvas de frequência relativa acumulada teórica e amostral (b).

Figura 20: Planilha de Tratamento Estatístico (a) e Histograma e Curvas de Frequência (b).





Fonte: Autor (2026).

Na simulação de validação, não foi executado o passo nomeado como “Comparação de médias” da Figura 18, visto que esta rotina foi pensada para a simulação principal apenas. A simulação de validação não requer uma comparação de médias.

Veinot *et al.* (2005) e Leuthold (1992) utilizaram os dados de saída de seus estudos como sendo os Fatores de Conversão de Fluência para Dose Ambiente  $D^*(10)/\phi$ , de forma a normalizar estes resultados para qualquer fluência. Este trabalho optou pelo mesmo formato para mesma finalidade supracitada e para facilitar a comparação de resultados com as respectivas referências. O valor de  $\bar{E}_{dep}$  foi dividido pela massa do elemento sensor, obtendo-se assim uma aproximação para  $D^*(10)$ , e então dividido pela fluência da fonte  $\phi$ , que foi assumida como sendo o número total de nêutron emitidos  $N$  dividido pela área de emissão, neste caso, a área circular  $A_{circulo}$  representada na Figura 13. Portanto,  $\bar{E}_{dep}$  foi normalizada pela massa do elemento sensor e pela fluência de nêutrons para se tornar o fator de conversão de fluência de nêutrons para dose absorvida ambiental:

$$\begin{aligned} \frac{D^*(10)}{\phi} &\cong E_{dep} \cdot \frac{1}{m_{sensor}} \cdot \frac{1}{\phi} \\ &= E_{dep} \cdot \frac{1}{\rho_{icru\ sphere\ tissue} \cdot V_{sensor}} \cdot \frac{1}{\frac{N}{A_{circ}}} = \end{aligned}$$

$$E_{dep} \cdot \frac{R_{esfera}^2}{\rho_{icru\ sphere\ tissue} \cdot R_{sensor}^2 \cdot h_{sensor} \cdot N} \quad \text{Equação (8)}$$

Onde:

- $D^*(10)$  = dose ambiente;
- $E_{dep}$  = energia depositada no elemento sensor;
- $\rho_{icru\ sphere\ tissue}$  = densidade do tecido ICRU equivalente;
- $R_{sensor}$  = raio do cilindro elemento sensor;
- $h_{sensor}$  = altura do cilindro elemento sensor;
- $R_{esfera}$  = raio da esfera ICRU; e
- $N$  = número total de nêutrons emitidos pela fonte.

De posse dos fatores de conversão de fluência para dose ambiente  $D^*(10)/\phi$  para cada valor de energia e dos respectivos desvios padrões, uma comparação direta com os dados dos estudos foi realizada a fim de validar os dados obtidos com o material *G4\_SOFT\_TISSUE\_ICRU-4* e com a lista de física *Shielding*, garantindo assim que esta lista de física e este material podem ser utilizados no estudo principal para captar a energia total depositada, mantendo assim a consistência física com a realidade.

A análise consistiu em uma comparação de dados do estudo de validação com aqueles apresentados nos estudos de referência Veinot *et al.* (2005) e Leuthould (1992). O gráfico gerado consiste em um resultado de fatores de conversão de fluência para dose ambiente *versus* energia do feixe de nêutrons ( $D^*(10)/\phi$  *versus*  $E_{feixe}$ ). Estes resultados e discussões pertinentes encontram-se mais adiante no capítulo afim.

### 3.5.2. Simulação Principal

A simulação principal possui o mesmo formato de arquivo de saída que o simulação de validação, conforme Figura 19. Os mesmos valores de energia do feixe de nêutrons foram utilizados para categorizar os dados. A metodologia de análise é a mesma utilizada na Figura 18.

Trata-se, de uma amostra de 100 valores de energia total depositada  $E_{dep,i}$  para os valores de energia padronizados ( $10^{-9}$  a  $10^1$  MeV, em potências de dez) das quais foram calculadas uma energia total depositada média  $\bar{E}_{dep}$  e os respectivos desvios padrões  $s_{E_{dep}}$  para cada um destes valores de energia. Cada amostra foi testada com o método KS para obter o grau de aderência a uma curva normal. O mesmo procedimento foi adotado para o simulação com o espectro de PWR, mas cabe ressaltar

que a simulação com espectro possui 200 amostras apenas, sendo 100 amostras com a geometria imersa em água e 100 com a geometria imersa em ar, ou seja, a simulação com o espectro não foi realizado para cada ponto de energia, uma vez que carrega uma função de densidade de probabilidade de energia de emissão em vez de um feixe energético.

Na simulação principal, a geometria considerada não reproduz uma condição de feixe colimado na esfera ICRU, como ocorre na simulação de validação. Trata-se de um arranjo tridimensional com diferentes materiais, nos quais há múltiplos espalhamentos e produção secundária de partículas, caracterizando um campo de radiação difuso e fortemente dependente da interação com os materiais constituintes da geometria. Nessa condição, a fluência da fonte não pode ser diretamente correlacionada com a resposta do elemento sensor a 10 mm da superfície, inviabilizando a determinação de um fator de conversão baseado exclusivamente na fluência da fonte. Adicionalmente, a esfera ICRU não é irradiada por partículas primárias apenas, mas também por partículas secundárias produzidas nos demais volumes do sistema. Assim, a grandeza dosimétrica de medição irá refletir o efeito global do campo de radiação resultante, e não apenas a contribuição da fonte primária. Portanto, considera-se que a escolha da dose absorvida média obtida a partir de simulações independentes constitui um critério tecnicamente adequado para comparação entre cenários geométricos distintos, assegurando robustez estatística e representatividade física do campo de radiação estabelecido no interior da geometria estudada. Para a simulação principal, os valores de  $\bar{E}_{dep}$  e seus respectivos  $s_{E_{dep}}$  foram divididos pela massa da esfera para se obter a dose absorvida média  $\bar{D}_{abs}$  para cada valor de energia do feixe de nêutrons, e os desvios padrões ajustados, constituindo um total de 13 valores de  $\bar{D}_{abs}$  (11 para os pontos monoenergéticos e 2 para o estudo com espectro).

A utilização da média de 100 simulações independentes justifica-se pela natureza estocástica do método de Monte Carlo. Cada simulação constitui uma realização estatística do transporte de partículas, sujeita a flutuações inerentes ao processo probabilístico e numérico aleatório. A média amostral permite reduzir a variância estatística da estimativa da dose absorvida, proporcionando maior estabilidade numérica e melhor reprodutibilidade dos resultados.

A análise dos resultados produzidos para a simulação principal trata-se de uma comparação gráfica dos resultados de dose absorvida na esfera ICRU *versus* energia do feixe de nêutrons ( $\bar{D}_{abs}$  *versus*  $E_{feixe}$ ), contendo a curva para a geometria com e sem a presença do corpo d'água externo ao casco de aço, para os feixes monoenergéticos.

Para o caso de aplicação do espectro de energia de *container* de PWR, a partir dos dados das duas normais com a geometria imersa em ar e com a geometria imersa em água, é possível criar uma outra curva normal que consiste na diferença relativa entre as energias depositadas.

A média da nova distribuição será (DIEZ *et al.*, 2026):

$$\overline{\Delta X} = \frac{\sum(x_{ar_i} - x_{\acute{a}gua_i})}{N} \quad \text{Equação (9)}$$

Considerando amostras pareadas, o desvio padrão será calculado por (DIEZ *et al.*, 2026):

$$s_{\Delta} = \sqrt{\frac{s_{\acute{a}gua}^2 + s_{ar}^2}{N}} \quad \text{Equação (10)}$$

A partir desta nova curva normal  $N(\overline{\Delta X}, s_{\Delta})$ , pode-se calcular a probabilidade de uma média de amostras de  $E_{dep}$  com a geometria imersa em água ser inferior à média de uma amostra de  $E_{dep}$  com a geometria imersa em ar. Dado que:

$$P(\overline{X}_{\acute{a}gua} < \overline{X}_{ar}) = P(\overline{X}_{ar} - \overline{X}_{\acute{a}gua} \geq 0)$$

É possível realizar o cálculo de  $z_{crit}$  para a afirmação feita através de:

$$z_{crit} = \frac{\overline{\Delta X} - x_i}{s_{\Delta}} \quad \text{Equação (11)}$$

Este método permitiu avaliar se o Geant4 consegue reproduzir o fenômeno físico esperado de aumento de dose com a geometria imersa em água em relação à imersa em ar.

As aplicações desta metodologia, resultados e discussões encontram-se mais adiante no capítulo 4. Resultados e Discussões.

## 4. Resultados e Discussão

Os resultados deste capítulo estão divididos em duas seções: simulação de validação e simulação principal.

### 4.1. Simulação de Validação

A implementação das ferramentas em Geant4 ocorre de maneira modular, de acordo com as necessidades do usuário. À medida que a implementação ocorre, são necessários testes de rodadas rápidas para verificar o correto funcionamento do módulo implementado e a coerência com os resultados na saída. Os testes prévios não foram documentados neste texto, por serem extensos e desnecessários após a implementação final do código. Alguns testes, como os de listas de física, encontram-se disponíveis como conteúdo digital deste trabalho.

Para as simulações de validação, foram realizadas um total de 1100 simulações de validação de  $10^7$  emissões de nêutrons cada, divididas em onze bateladas de 100 simulações cada uma, gerando 1100 arquivos de saída.

Os arquivos foram processados por meio de uma aplicação em C++, desenvolvida para este propósito, e foram armazenados em 11 arquivos chamados “resultados.csv”.

Estes resultados foram transportados para uma única planilha eletrônica do Microsoft Excel nomeada “Cálculo de D\_10.xlsx” para a devida análise.

A Tabela 17 mostra um sumário dos resultados obtidos por este método. Os resultados completos encontram-se no conteúdo digital deste texto.

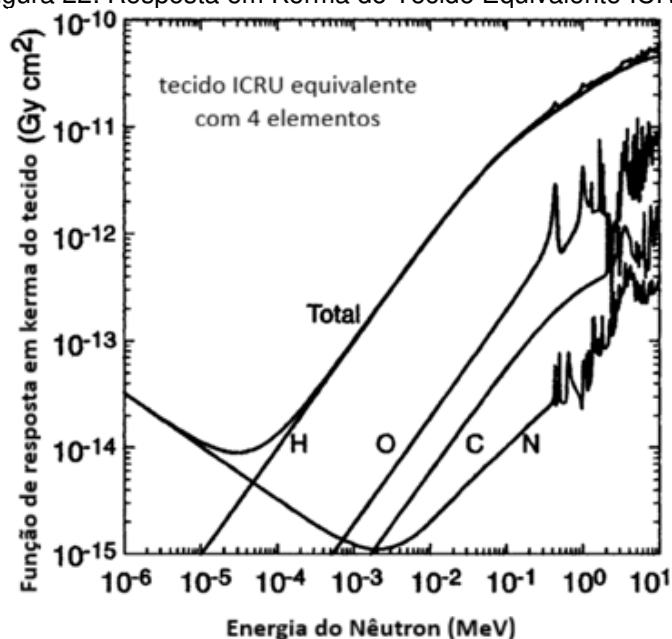


Observa-se que os valores de dose absorvida tendem a permanecer aproximadamente constantes na região de nêutrons térmicos e epitérmicos ( $E_{\text{feixe}} < 0.1$  MeV), apresentando crescimento acentuado na faixa de nêutrons rápidos ( $E_{\text{feixe}} \geq 0.1$  MeV). Esse comportamento está diretamente relacionado aos mecanismos dominantes de interação dos nêutrons com o tecido ICRU.

Para a correta interpretação deste resultado, faz-se necessária a análise da contribuição de kerma no tecido equivalente ICRU por componente de composição e das seções de choque dos elementos em foco. As figuras 22, 23 e 24 foram inseridas neste texto para permitir uma melhor discussão dos resultados obtidos.

A Figura 22 traz a resposta em kerma do tecido equivalente ICRU quando irradiado por campos monoenergéticos de nêutrons em diferentes faixas do espectro de energia de nêutrons.

Figura 22: Resposta em Kerma do Tecido Equivalente ICRU.



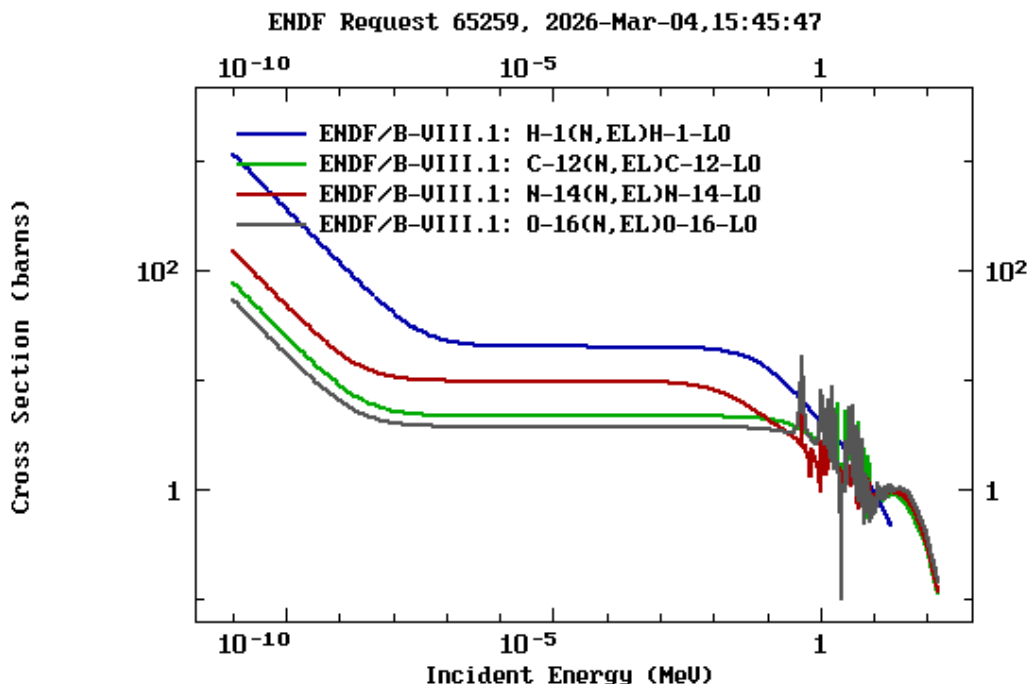
Adaptado de: <https://nds.iaea.org/>

Observa-se que em baixas energias o kerma total é composto praticamente por contribuições do Nitrogênio e do Hidrogênio (abaixo de 10<sup>-5</sup> MeV). Acima desta energia, ocorre significativa contribuição do hidrogênio, escalando com a energia do nêutron.

Para uma análise e interpretação deste comportamento, faz-se necessário a análise das seções de choque para espelhamento elástico e reações de absorção do tipo (n,γ) destes elementos.

A Figura 23 exibe um comparativo das seções de choque para choques elásticos dos elementos formadores do tecido equivalente ICRU.

Figura 23: Seções de choque para espalhamento elástico – H C N O.

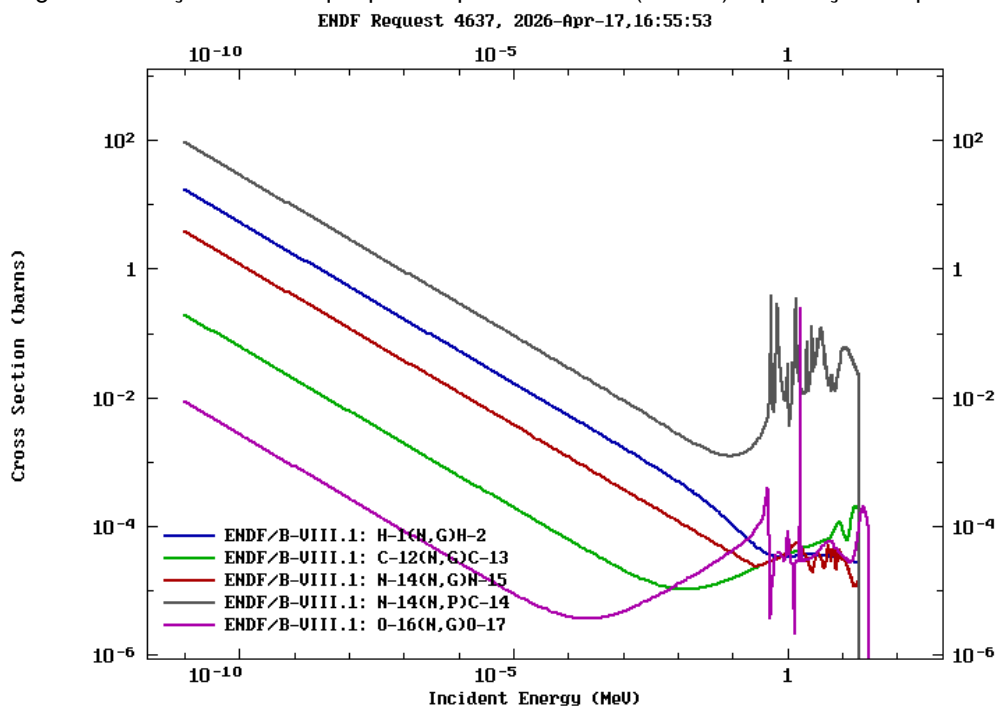


Extraído de: <https://nds.iaea.org/>

Observa-se grande prevalência do H-1 sobre outros elementos, exceto para energias próximas de 1 MeV, onde as ressonâncias podem apresentar um papel importante.

A Figura 24 exibe um comparativo das seções de choque para captura radiativa dos elementos formadores do tecido equivalente ICRU.

Figura 24: Seções de choque para captura radiativa (HCNO) e produção de prótons (N).



Extraído de: <https://nds.iaea.org/>

Observa-se predomínio do hidrogênio e nitrogênio apresentando seções de captura bem maiores do que os outros elementos do tecido equivalente.

A partir dos dados disponíveis nas figuras 22, 23 e 24, é possível as seguintes conclusões:

A partir da Figura 23, é possível inferir que a colisão elástica com H-1 é a reação preferencial para nêutrons acima de  $10^{-5}$  eV. Os nêutrons são moderados de altas energias pelos núcleos de hidrogênio. Por possuírem massas similares, os núcleos são projetados no tecido, ocasionando alta deposição de energia por ionização direta do tecido.

À medida que a velocidade é baixa o suficiente, outras reações tomam importância e competem com o espalhamento elástico, que já não transfere energia em alta quantidade às cargas como em energias de nêutrons mais altas. A Figura 24 mostra o aumento das seções de choque para captura radiativa e captura seguida da produção de prótons à medida que a energia do nêutron diminui, causando o surgimento de fótons de alta energia após a captura radiativa.

Ao se aproximar de um núcleo de nitrogênio, o nêutron pode ser capturado para formar  $N^{*-15}$ , liberando um raio gama entre 625 keV e 10 MeV ([NATIONAL NUCLEAR DATA CENTER, 2026](#)).

Outra reação importante é a reação de produção de prótons do N-14 resultando na formação do C-14. Ao absorver o nêutron, o N-15 emite um próton para se tornar C-14. Este próton possui energia próxima de 500 keV, que uma partícula com alto poder de ionização ([NNDC, 2026](#)).

A captura por hidrogênio H-1 resulta na formação de deutério H-2 com emissão de fóton gama de  $\sim 2,2$  MeV, porém esta reação compete com o próprio espalhamento, sendo este mais provável ([NNDC, 2026](#)).

Como a energia cinética do nêutron térmico é pequena quando comparada às energias liberadas nas reações nucleares, as contribuições para a dose apresentam fraca dependência com a energia inicial do nêutron nessa faixa, resultando no comportamento aproximadamente estacionário.

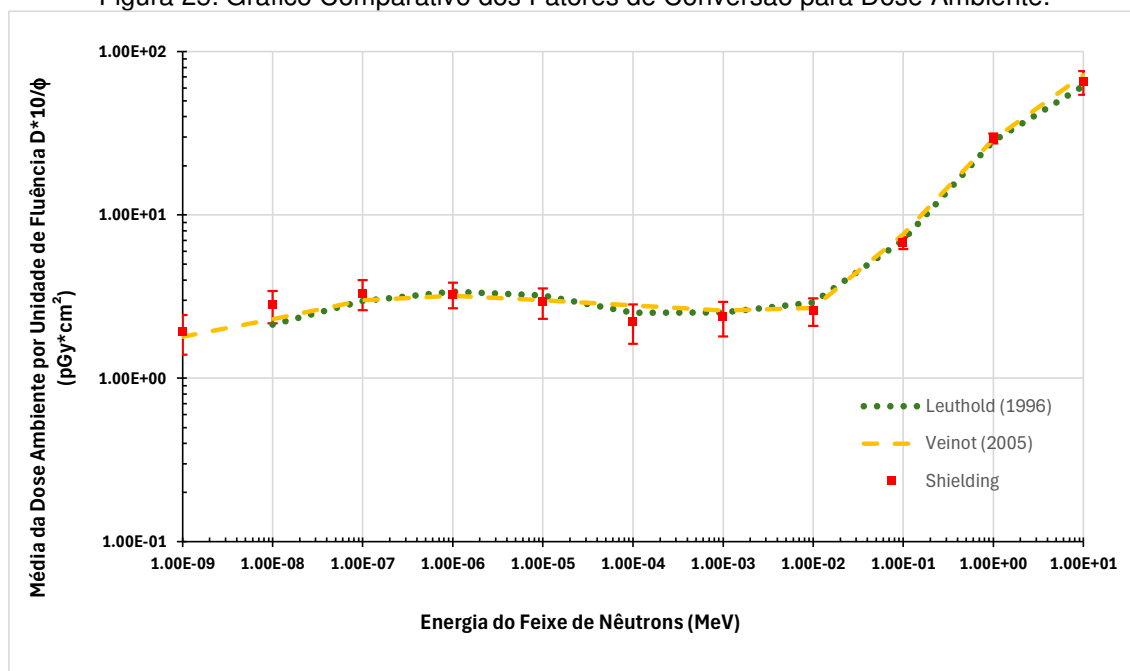
Na região de nêutrons rápidos, passam a dominar as interações elásticas, principalmente com núcleos de hidrogênio, devido à elevada seção de choque e à equivalência de massas entre nêutron e próton (núcleos de H-1). Nestas colisões, pode ocorrer transferência eficiente de energia cinética, produzindo prótons de recuo com alto

poder de ionização. Interações elásticas com O-16, C-12 e N-14 também contribuem, porém com menor eficiência de transferência energética por colisão. Como a energia transferida ao núcleo de recuo é proporcional à energia incidente do nêutron, a dose absorvida escala com o aumento da energia na região rápida, justificando a inclinação positiva observada a partir de aproximadamente  $10^{-1}$  MeV.

Portanto, o platô observado para nêutrons térmicos e epitérmicos decorre da predominância de reações de captura e produção de prótons, cuja energia liberada é essencialmente determinada pelos níveis nucleares envolvidos, enquanto o aumento da dose para nêutrons rápidos está associado à maior eficiência de transferência direta de energia cinética por espalhamento elástico, especialmente com H-1.

A Figura 25 exibe o gráfico após a inserção dos dados de Veinot *et al.* (2005) e Leuthold (1998). Desta forma, é possível realizar uma comparação qualitativa do estudo realizado.

Figura 25: Gráfico Comparativo dos Fatores de Conversão para Dose Ambiente.



Fonte: Autor (2026).

A Tabela 18 fornece os desvios máximos percentuais das médias com relação aos dados dos estudos de referência.

Tabela 18: Desvios Percentuais Máximos – Campos Monoenergéticos.

<b>Shielding + G4_SOFT_TISSUE_ICRU-4</b>		
<b>Energia (MeV)</b>	<b>Desvio Leuthold</b>	<b>Desvio Veinot</b>
1,00E-09	-	7%
1,00E-08	31%	22%
1,00E-07	11%	10%
1,00E-06	-3%	2%
1,00E-05	-9%	-2%
1,00E-04	-12%	-20%
1,00E-03	-7%	-9%
1,00E-02	-11%	-4%
1,00E-01	-4%	-11%
1,00E+00	4%	2%
1,00E+01	-	-9%

Observa-se a partir da análise da Figura 25 e dos desvios da Tabela 18 que, qualitativamente, os dados conseguem ser reproduzidos com precisão aceitável, mostrando que a escolha do material *G4\_SOFT\_ICRU-4* em conjunto com a lista de física *Shielding* possuem boa aderência as referências adotadas e foram consideradas adequadas para o estudo principal.

Quantitativamente, os dados conseguem ser reproduzidos com precisão razoável, mostrando que a escolha do material *G4\_SOFT\_ICRU-4* em conjunto com a lista de física *Shielding* possuem boa aderência as referências adotadas. O desvio foi calculado com relação as médias do presente estudo e ao valor fornecido pelos estudos de referência. Vale ressaltar que o ponto de maior desvio ( $10^{-8}$  MeV) exhibe comportamento dentro do limite de tolerância de dados definido pelo fator de cobertura *k*.

Todo o material produzido, incluído os códigos desenvolvidos e tabelas de resultados estão disponíveis no conteúdo digital deste trabalho.

## 4.2. Simulação Principal

### 4.2.1. Estudo com campos monoenergéticos

Para o estudo com nêutrons monoenergéticos. Foram realizadas um total de 1100 simulações de  $10^6$  emissões de nêutrons cada, divididas em onze bateladas de 100 simulações cada uma, gerando 1100 arquivos de saída, conforme item 3.4.3.

Os arquivos foram processados por meio da aplicação em C++ desenvolvida para este propósito, e foram armazenados em 11 arquivos chamados “resultados\_principais.csv”.

Estes resultados foram transportados para uma única planilha eletrônica do Microsoft Excel nomeada “Cálculo de Dose\_abs.xlsx” para a devida análise. Foram realizados os cálculos das médias e desvios padrões amostrais. Realizou-se o teste de aderência a curva normal com o método de KS a fim de certificar que a amostra possui uma tendência de valor.

A Tabela 19 mostra um sumário dos resultados obtidos por este método. Os resultados completos encontram-se no conteúdo digital deste texto.

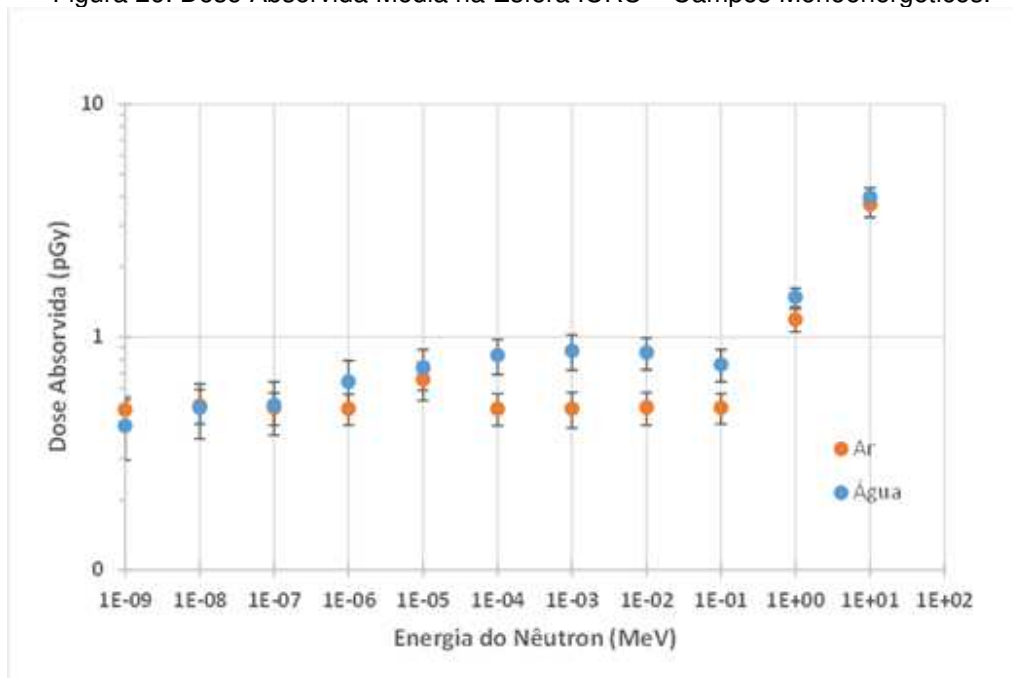
Tabela 19: Sumário de resultados da simulação principal – Campos Monoenergéticos.

Energia (MeV)	Água		Ar		Diff
	D_abs (pGy)	SD (pGy)	D_abs (pGy)	SD (pGy)	
1,00E-09	0,416	0,119	0,487	0,064	-17,18%
1,00E-08	0,497	0,131	0,508	0,085	-2,19%
1,00E-07	0,510	0,132	0,496	0,079	2,75%
1,00E-06	0,642	0,149	0,492	0,074	23,42%
1,00E-05	0,737	0,146	0,656	0,123	10,95%
1,00E-04	0,833	0,143	0,492	0,077	40,92%
1,00E-03	0,871	0,151	0,491	0,085	43,56%
1,00E-02	0,857	0,135	0,498	0,079	41,91%
1,00E-01	0,762	0,119	0,496	0,073	34,89%
1,00E+00	1,484	0,137	1,187	0,134	20,05%
1,00E+01	3,974	0,386	3,715	0,447	6,52%

A primeira coluna da tabela apresenta a energia do feixe de nêutrons em MeV, a segunda e a quarta são a dose absorvida na esfera ICRU na presença do corpo d’água e do corpo de ar externo ao modelo respectivamente, a terceira e a quinta colunas são os respectivos desvios padrões, e a última coluna é a diferença percentual de dosimetria do modelo com água em relação ao modelo com ar.

O gráfico da Figura 26 apresenta os dados de dose absorvida plotados contra a energia do feixe de nêutrons.

Figura 26: Dose Absorvida Média na Esfera ICRU – Campos Monoenergéticos.



Fonte: Autor (2026).

Observa-se que a média das doses absorvidas mostraram tendência a escalar em regiões de nêutrons rápidos. Um fator que pode contribuir para este resultado é o fato de nêutrons de alta energia possuírem grande poder de penetração. Dado que o estudo realizado não adicionou blindagem ao modelo (intencionalmente), muitas das partículas geradas com a fonte podem penetrar no compartimento menor e atingir a esfera ICRU diretamente. Conforme explicado para a simulação de validação de validação, em altas energias, as interações elásticas são predominantes, principalmente com núcleos de hidrogênio, devido à elevada seção de choque e à equivalência de massas entre nêutron e prótons.

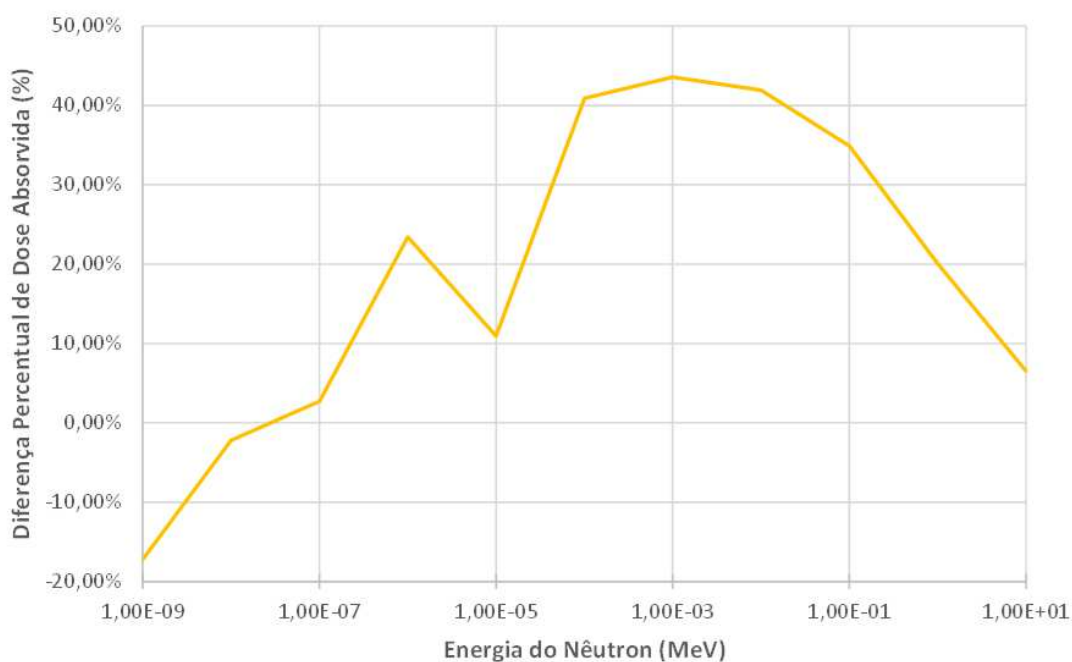
O platô, observado em menores energias, pode ser correlacionado aos processos de captura neutrônica, com consequente liberação de fótons por reações nucleares, ocasionando uma dosimetria mais constante e estável ao longo da faixa de energia baixa e intermediária.

As doses absorvidas para a faixa térmica e epitérmica baixa (até  $\sim 10^{-7}$  MeV) exibem um comportamento muito próximo, com ambos os valores de média de dose absorvida dentro dos limites de tolerância do estudo. Nesta faixa, não é correto fazer afirmações sobre a dosimetria com e sem a presença do corpo d'água, visto que não é possível discernir claramente os limites do estudo.

Observa-se que para o ponto em  $10^{-9}$  MeV que a dosimetria média da água foi inferior à do ar. Tal fato pode estar correlacionado a incertezas do modelo, visto que as duas médias se encontram dentro destes limites.

O gráfico da Figura 27 da representa a dosimetria relativa da simulação principal com a presença do corpo d'água em relação à mesma simulação sem o corpo d'água (com ar na camada externa). Observa-se que a diferença relativa recebe maior expressividade para nêutrons intermediários ( $10^{-5} < E < 10^{-1}$  MeV) e em menor escala, para nêutrons rápidos ( $E > 10^{-1}$  MeV). Tal fenômeno demonstra a importância da moderação de nêutrons na camada de água, com impacto direto na dosimetria interior do compartimento menor. Este aumento de dose pode estar ligado ao aumento expressivo de fótons provenientes das reações com nêutrons que ocorrem na água após serem moderados o suficiente, e reflexões promovidas pelo espelho d'água para nêutrons de mais alta energia, conforme previsão da teórica (BERGER *et al.*, 1959).

Figura 27: Diferença Percentual de Dose Absorvida.



Fonte: Autor (2026).

#### 4.2.2. Simulação com o Espectro de *Container* para PWR

Para as simulações com o espectro, foram realizadas 200 simulações de  $10^7$  emissões de nêutrons cada, gerando 200 arquivos de saída, sendo 100 para o ar e 100 para a água como meio de imersão.

Os arquivos foram processados por meio de uma aplicação em C++, desenvolvida para este propósito, dos quais os resultados de  $E_{dep}$  foram extraídos em um arquivo chamado “resultados\_spectro.csv”.

Estes resultados foram transportados para uma única planilha eletrônica do Microsoft Excel nomeada “Comparação\_Water\_Air.xlsx” para a devida análise. Foram realizados os cálculos das médias e desvios padrões amostrais. Realizou-se o teste de aderência a curva normal com o método de KS.

A Tabela 20 mostra um sumário dos resultados obtidos por este método. Os resultados completos encontram-se no conteúdo digital deste texto.

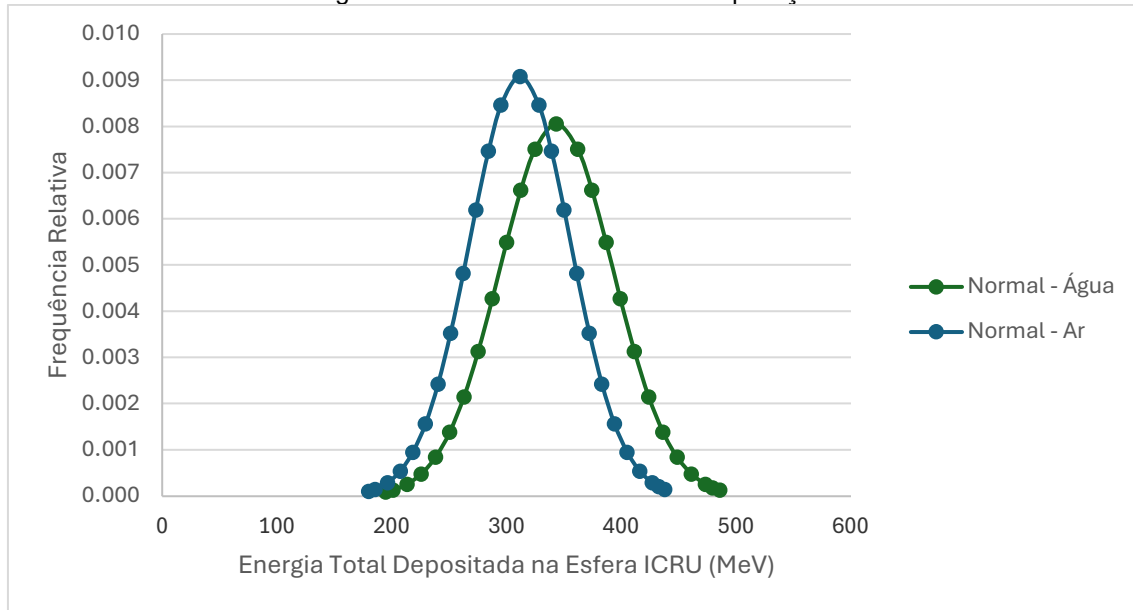
Tabela 20: Energia Depositada no Elemento Sensor da Esfera ICRU – Espectro PWR.

Experimento	N	Emissões	Média (MeV)	s (MeV)
Água	100	1.00E+06	343.40	49.51
Ar			311.72	43.91

A primeira coluna da tabela apresenta o tipo de simulação, sendo “Água” o realizado com água em torno do casco, e “ar” o realizado com ar em torno do casco. A segunda coluna traz número de rodadas realizados para cada um deles. A terceira coluna é o número de nêutrons emitidos em cada simulação. A quarta e quinta colunas trazem a energia depositada média  $\bar{E}_{dep}$  e o desvio padrão  $s$  de cada amostra.

A Figura 28 apresenta o gráfico gerado a partir dos dados da Tabela 20.

Figura 28: Curvas Normais de Comparação.



Fonte: Autor (2026).

Observa-se que os valores de dose absorvida são em média mais elevados com a geométrica imersa em água.

Partindo dos dados da Tabela 20, é possível criar uma outra curva normal que consiste na diferença relativa entre as energias depositadas. O tópico 3.5.2 apresenta a descrição do método adotado. A partir da nova curva normal  $N(\overline{\Delta X}, s_{\Delta})$ , podemos calcular a probabilidade de uma média de amostras de  $E_{dep}$  com a geometria imersa em água ser inferior à média de uma amostra de  $E_{dep}$  com a geometria imersa em ar, dado que  $P(\overline{X}_{\text{água}} < \overline{X}_{\text{ar}}) = P(\overline{X}_{\text{ar}} - \overline{X}_{\text{água}} \geq 0)$ .

Cálculo de  $z_{crit}$ :

$$z_{crit} = \frac{\overline{\Delta X} - x_i}{s_{\Delta}} = -4,79$$

Interpolando este valor de probabilidade da tabela da normal da Universidade Federal do Rio de Janeiro (2026), tem-se que:

$$P(\overline{X}_{\text{água}} < \overline{X}_{\text{ar}}) = P(\overline{X}_{\text{ar}} - \overline{X}_{\text{água}} \geq 0) < 0.02\%$$

Portanto, é coerente afirmar que o Geant4 reproduz o efeito físico esperado, e que é estimada uma dosimetria mais elevada em água, conforme objetivos deste trabalho.

Após realizar o cálculo de dose absorvida média conforme proposto no tópico 3.5.2, obtém-se os resultados da Tabela 21:

Tabela 21: Dose Absorvida Média na Esfera ICRU – Espectro PWR.

<b>Experimento</b>	<b>N</b>	<b>Emissões</b>	<b>Média (pGy)</b>	<b>s (pGy)</b>	<b>Diff (%)</b>
Água	100	1.00E+06	3.89	0.56	10.16%
Ar			3.53	0.50	

A Tabela 21 é uma modificação da Tabela 20 contemplando o cálculo da dose absorvida média e uma última coluna adicional para se calcular o desvio percentual da geometria imersa em água em relação a geometria imersa em ar.

Observou-se, portanto, um aumento de 10,16% na dose absorvida média pela esfera ICRU na geometria imersa em água em relação a geometria imersa em ar. Este comportamento está de acordo com as previsões teóricas consolidadas, apresentando um aumento de dose por reflexão e reação.

## 5. Conclusão

O presente trabalho teve como objetivo desenvolver e aplicar uma metodologia computacional capaz de simular e analisar as modificações induzidas no campo de radiação interior a uma seção circular hipotética de casco de submarino, decorrentes da presença de uma camada externa de água, considerando uma geometria na qual a fonte de radiação encontra-se localizada em um compartimento adjacente à região de interesse.

Para atingir esse objetivo, foi desenvolvido um código de simulação de Monte Carlo em C++, baseado no pacote de ferramentas Geant4, para o transporte de partículas na matéria, estruturado de forma modular e acompanhado de rotinas auxiliares para processamento e análise dos dados gerados

A adoção de simplificações intencionais na geometria e no espectro de energia não compromete os objetivos centrais deste trabalho, uma vez que o foco recai sobre a validação do processo de solução e a demonstração de sua robustez metodológica. Ainda que limitações decorrentes do sigilo de dados impeçam a utilização de cenários mais realistas neste texto, a estrutura modular do código garante facilidade para futuras adaptações.

A implementação do modelo computacional foi realizada de maneira incremental, com desenvolvimento de módulos independentes e realização de testes intermediários de verificação. Após a consolidação da versão final do código, foi conduzida uma simulação de validação com o objetivo de verificar a capacidade do modelo em reproduzir resultados de referências disponíveis na literatura para campos monoenergéticos de nêutrons incidindo sobre tecido equivalente ICRU.

As simulações de validação totalizaram 1100 execuções independentes, organizadas em onze bateladas de 100 simulações cada, com emissão de  $10^7$  nêutrons por rodada. Os resultados obtidos permitiram reproduzir adequadamente o comportamento esperado da grandeza dosimétrica  $D^*(10)$  ao longo de diferentes faixas do espectro energético.

Observou-se que a dose absorvida apresenta comportamento aproximadamente constante na região de nêutrons térmicos e epitérmicos, enquanto ocorre crescimento acentuado na região de nêutrons rápidos. Esse comportamento está diretamente associado aos mecanismos dominantes de interação dos nêutrons com o tecido equivalente ICRU. Em baixas energias predominam reações de captura radiativa e

reações com produção de prótons, principalmente envolvendo nitrogênio, nas quais a energia liberada depende principalmente dos níveis nucleares envolvidos. Como consequência, a contribuição para a dose apresenta dependência relativamente fraca com a energia inicial do nêutron. Por outro lado, na região de nêutrons rápidos passam a dominar interações de espalhamento elástico, especialmente com núcleos de hidrogênio. Devido à similaridade de massas entre nêutrons e prótons, essas colisões permitem transferência eficiente de energia cinética, produzindo prótons de recuo com elevado poder de ionização, responsáveis pelo aumento da dose absorvida observado nessa faixa energética.

A comparação dos resultados obtidos com dados de referência disponíveis na literatura demonstrou boa concordância com estudos anteriores, apresentando desvios percentuais compatíveis com as incertezas estatísticas das simulações Monte Carlo realizadas. Esse resultado indica que a combinação do material *G4\_SOFT\_TISSUE\_ICRU-4* com a lista de física *Shielding* mostrou-se adequada para a simulação de campos de nêutrons e estimativa de grandezas dosimétricas relevantes para o presente estudo.

Uma vez validada a lista de física e o elemento sensor, foi conduzida a simulação principal com o objetivo de investigar a influência da presença de um corpo d'água externo à estrutura sobre a dosimetria no interior do sistema. Inicialmente, foram realizados estudos com campos monoenergéticos de nêutrons em diferentes faixas do espectro energético. Esse conjunto de simulações permitiu avaliar de forma sistemática o comportamento da dose absorvida na esfera ICRU para diferentes energias incidentes, comparando os cenários em que a geometria se encontra imersa em água ou em ar.

Os resultados obtidos indicam que a presença da camada externa de água pode provocar alterações mensuráveis na dose absorvida no interior do compartimento analisado. Para energias mais baixas do espectro, região térmica e epitérmica inferior, os resultados obtidos para os modelos com água e com ar apresentaram valores muito próximos, permanecendo dentro dos limites de incerteza estatística do estudo. Nessa faixa energética, portanto, não foi possível identificar diferenças significativas entre os dois cenários.

Entretanto, para energias intermediárias do espectro de nêutrons, aproximadamente no intervalo ( $10^{-5} < E < 10^{-1}$ ) MeV, observou-se um aumento expressivo da dose absorvida no modelo contendo água em comparação com o modelo contendo ar. As diferenças relativas observadas atingiram valores superiores a 40% na

faixa de nêutrons epitérmicos, indicando forte influência da reflexão e moderação de nêutrons promovida pela água.

Esse efeito pode ser explicado pela elevada fração de hidrogênio presente na água, que atua como moderador eficiente de nêutrons. Por meio de sucessivas colisões elásticas, os nêutrons incidentes perdem energia e passam a apresentar maior probabilidade de interação nuclear, incluindo reações de captura radiativa que resultam na emissão de fótons energéticos e reações com produção de prótons em nitrogênio. Os fótons podem penetrar no compartimento interno e contribuir para o aumento da deposição de energia no volume sensível. Além disso, processos de espalhamento e reflexão de nêutrons na interface água-estrutura podem favorecer o redirecionamento de parte do fluxo de partículas em direção ao interior da geometria analisada, aumentando o fluxo de nêutrons dentro do elemento sensor.

Na região de nêutrons rápidos, embora o aumento relativo de dose permaneça presente, sua magnitude torna-se menor quando comparada à região intermediária do espectro. Nesse regime energético, as colisões elásticas diretas entre nêutrons e núcleos do material tornam-se novamente o mecanismo dominante de deposição de energia, reduzindo a influência da moderação promovida pela água. Processos de reflexão continuam presentes sendo importante parcela da diferença na dosimetria.

Na etapa final do trabalho, foi realizada uma simulação utilizando um espectro de nêutrons representativo da região de container de um reator do tipo PWR. Essa simulação teve como objetivo avaliar o comportamento do campo neutrônico no interior da embarcação em uma condição mais próxima de um cenário realista de operação de uma planta nuclear. Vale ressaltar que a introdução do espectro de reator de terra é representativa e intencional, uma vez que os dados para plantas nucleares embarcadas são sigilosos. A análise estatística das distribuições de energia depositada na esfera ICRU permitiu construir curvas normais representativas dos cenários com água e com ar no exterior da geometria.

A comparação dessas distribuições mostrou que a média de energia depositada no cenário com água apresenta valores sistematicamente superiores aos obtidos no cenário com ar. A análise probabilística baseada na distribuição normal da diferença entre as médias indicou probabilidade menor que 0,02% de que a média da energia depositada no caso com água seja inferior à obtida no caso com ar, evidenciando de forma estatisticamente significativa o efeito da presença do corpo d'água sobre a dosimetria no interior da embarcação.

A conversão da energia depositada em dose absorvida média permitiu estimar um aumento médio de aproximadamente 10,2% na dose absorvida pela esfera ICRU quando a geometria se encontra imersa em água em comparação com a mesma geometria envolvida por ar. Esse resultado encontra-se em concordância com previsões teóricas e estudos anteriores disponíveis na literatura, indicando que o modelo desenvolvido foi capaz de reproduzir o comportamento físico esperado para esse tipo de configuração.

De maneira geral, os resultados obtidos ao longo deste trabalho demonstram que a presença de água no ambiente externo pode modificar de forma relevante o campo interno de radiação em estruturas confinadas, principalmente devido aos efeitos combinados de moderação de nêutrons, produção de fótons secundários e reflexão parcial do fluxo de nêutrons.

Dessa forma, conclui-se que a metodologia desenvolvida apresenta consistência física e boa concordância com dados de referência, constituindo uma base confiável para investigações futuras relacionadas à análise de campos de radiação em estruturas navais ou instalações nucleares. Os resultados obtidos contribuem para o entendimento dos efeitos ambientais sobre a dosimetria interior ao casco de sistemas nucleares embarcados, podendo auxiliar no desenvolvimento de estudos mais detalhados de proteção radiológica e projeto de sistemas nucleares aplicados ao contexto da Marinha do Brasil.

## 5.1. Limitações

Conforme mencionado neste texto muitas das simplificações foram introduzidas de maneira intencional, não fornecendo detalhes de variáveis importantes nem da metodologia de como elas são tratadas num contexto de um projeto real. Ressalta-se, portanto, a importância de não assumir os dados deste trabalho como sendo reais e aplicáveis diretamente. Eles apenas apresentam uma tendência física esperada por presença do corpo de água externo próximo da fonte de nêutrons.

Algumas destas limitações podem ser elencadas aqui como caráter informativo para quem pretende utilizar os resultados deste trabalho como referências para outras aplicações.

### 5.1.1. Geometria Hipotética Simplificada

O casco da embarcação simulado é intencionalmente simplificado. A seção circular modelada representa uma aproximação do problema físico de maneira geral,

não contemplando os detalhes construtivos, compartimentações internas, equipamentos embarcados e a presença de blindagem de uma embarcação real, por exemplo. O efeito principal esperado desta escolha é o desvio de dados obtidos de dosimetria, uma vez que esta é altamente dependente da geometria e materiais utilizados. Porém não descarta a metodologia de abordagem, uma vez que estes dados podem ser atualizados de maneira facilitada de forma a obter uma geometria complexa real.

#### 5.1.2. Materiais Simplificados

O cenário simulado adota materiais existentes nas bibliotecas da NIST, sendo estes conteúdos diretos dos bancos de dados do próprio Geant4, que não consideram características reais de uma embarcação nuclear nem do ambiente que elas operam. Variáveis como composição e temperatura da atmosfera interna e externa da embarcação, variações de densidade da água por ação da profundidade, temperatura e composição dos materiais, a presença do sal na água marinha etc. Os materiais envolvidos podem mudar radicalmente os valores de dosimetria obtidos.

#### 5.1.3. Fonte de Nêutrons Representativa

O espectro de planta de terra PWR utilizado nas simulações foi apenas uma aproximação de uma fonte real. As PNE não se comportam da mesma maneira que um reator de terra estacionário, variando em potência de forma bem dinâmica, o que afeta seu espectro e intensidade de emissões. A substituição atende aos objetivos metodológicos do estudo, mas não abrangem todas as possíveis condições operacionais ou acidentais de PNE.

#### 5.1.4. Uso da energia depositada como grandeza principal de comparação

Embora adequada para análises relativas entre cenários, a energia depositada não substitui, de forma isolada, avaliações completas baseadas em grandezas de proteção radiológica, como a dose efetiva.

#### 5.1.5. Dependência das Bibliotecas de Física do Geant4

Os resultados apresentam sensibilidade aos modelos físicos empregados no código, especialmente em interações de nêutrons de baixa energia. Esta implicação pode alterar de maneira significativa a dosimetria interior de simulações computacionais.

#### 5.1.6. Ausência de Validação Experimental

Apesar deste estudo realizar uma validação prévia, por meio de *benchmark*, o estudo possui natureza predominantemente computacional, de modo que não houve comparação direta com experimentos científicos.

#### 5.1.7. Foco na Dosimetria de Nêutrons

O escopo concentrou-se na resposta associada aos nêutrons, não aprofundando integralmente análises de campos mistos com contribuições dos fótons. Em embarcações nucleares reais, a dosimetria de fótons é a parte predominante em relação a tripulação. Entretanto, conhecer a dosimetria destas partículas e estimar a importância da presença do corpo d'água continua cientificamente válido, uma vez que a dosimetria de nêutrons continua sendo uma parcela da dosimetria total, e objetivos localizados de equipamentos que possam ser mais sensíveis ou estejam mais expostos a campos de nêutrons podem ser importantes no contexto de um projeto real.

## Referências Bibliográficas

- AGOSTINELLI, S.; ALLISON, J.; AMAKO, K.; et al. *Geant4: a simulation toolkit*. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A, v. 506, p. 250–303, 2003.
- ATTIX, Frank Herbert. *Introduction to radiological physics and radiation dosimetry*. New York: Wiley, 1986.
- AUTORIDADE NACIONAL DE SEGURANÇA NUCLEAR. *Requisitos básicos de Radioproteção e Segurança Radiológica de Fontes de Radiação*. Brasília: ANSN, 2024.
- BERGER, Martin J.; COOPER, John W. *Reflection of fast neutrons from water*. Physical Review, v. 63A, n. 2, 1959.
- CHAIYOT, R.; LAOPAIBOON, R.; LAOPAIBOON, M. *Determination of backscattered neutrons/gammas from open beam port of a research reactor*. EPJ Web of Conferences, v. 225, 2020.
- CHAUVYM, Cédric; BEGUINOT, Jean. *Aço para fabricação de cascos e peças de casco de submarinos*. BRPI0613273-1. Depositante: INDUSTRIAL FRANCE. Concessão em: 18 ago. 2015.
- DIEZ, David M.; BARR, Christopher D.; ÇETINKAYA-RUNDEL, Mine. *OpenIntro statistics*. 4. ed. Boston: OpenIntro, 2019.
- DUDERSTADT, John J.; HAMILTON, Louis J. *Nuclear Reactor Analysis*. New York: John Wiley & Sons, 3<sup>rd</sup> edition, 1976.
- GEANT4 COLLABORATION. *Geant4 Physics Reference Manual*. Geneva: CERN – European Organization for Nuclear Research, v. 9.0, 2024.
- GEANT4 COLLABORATION. *Geant4 User's Guide for Application Developers*. Geneva: CERN – European Organization for Nuclear Research, v9.2. 2024.
- INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Compendium of neutron spectra and detector responses for radiation protection purposes: supplement to Technical Reports Series No. 318*. Vienna: IAEA, 2001. (Technical Reports Series No. 403).
- INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Radiation protection and safety of radiation sources: international basic safety standards*. Basic Safety Standards, General Safety Requirements Part 3. Vienna: IAEA, 2014.

INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS. *Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry*. Bethesda: ICRU, 1993. (ICRU Report 51).

INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. *Conversion coefficients for use in radiological protection against external radiation*. Oxford: Pergamon Press, 1996. (ICRP Publication 74). (Annals of the ICRP, v. 26, n. 3–4).

INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. *1990 recommendations of the International Commission on Radiological Protection*. Oxford: Pergamon Press, 1991. (ICRP Publication 60). (Annals of the ICRP, v. 21, n. 1–3);

INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. *The 2007 recommendations of the International Commission on Radiological Protection*. Oxford: Elsevier, 2007. (ICRP Publication 103). (Annals of the ICRP, v. 37, n. 2–4);

LAMARSH, Theodore L.; BARATTA, Anthony J. *Introduction to nuclear engineering*. 3. ed. Upper Saddle River, New Jersey: Prentice Hall, 2001.

LEUTHOLD, G. *Calculation of neutron ambient dose equivalent using revised ICRP factors*. *Radiation Protection Dosimetry*, v. 40, n. 2, p. 77–84, 1992.

MARINHA DO BRASIL. *Licenciamento e Normatização*. Secretaria Naval de Segurança Nuclear e Qualidade, Comando da Marinha do Brasil, 2025. Disponível em: <https://www.marinha.mil.br/secnsnq/secnsnq10>. Acesso em: 26 fev. 2026 às 10:10.

MOFFITT, Gregory B.; WOOTTON, Landon S.; HÅRDEMARK, Björn; SANDISON, George A.; LARAMORE, George E.; PARVATHANENI, Upendra; STEWART, Robert D. *Scattering kernels for fast neutron therapy treatment planning*. *Physics in Medicine & Biology*, v. 65, n. 16, 2020.

NATIONAL NUCLEAR DATA CENTER. Q-value calculator (QCalc). Upton, NY: Brookhaven National Laboratory, s.d. Disponível em: <https://www.nndc.bnl.gov/qcalc/>. Acesso em: 04 mar. 2026.

OKUNO, Emico; YOSHIMURA, Elisabeth Mateus. *Física das radiações*. São Paulo: Oficina de Textos, 2010.

PUNG, Hans; SMALLMAN, Laurence; ARENA, Mark V.; KALLIMANI, James G.; LEE, Gordon T.; PURI, Samir; SCHANK, John F. *Sustaining key skills in the UK naval industry*. Santa Monica, CA: RAND Corporation, 2008.

REMEC, Igor; ROSSEEL, Thomas M.; FIELD, Kevin G.; LE PAPE, Yann. *Characterization of radiation fields in biological shields of nuclear power plants for assessing concrete degradation*. EPJ Web of Conferences 106, Reactor Surveillance and Plant Life, v. 106, 2016.

REUSS, Paul. *Neutron physics*. Les Ulis: EDP Sciences, 2008.

RIBEIRO, R.; SOUZA-SANTOS, D.; *Comparison of neutron ambient dose equivalent in Geant4 with different physics lists*. Radiation Physics and Chemistry. V. 139, p. 179-183. Rio de Janeiro, 2017.

SCHAEFFER, N. M. *Reactor Shielding for Nuclear Engineers*. Estados Unidos, Atomic Energy Commission, 1973.

SERANI, Andrea; SCHOLCZ, Thomas P.; VANZI, Valentina. *A scoping review on simulation-based design optimization in marine engineering: trends, best practices, and gaps*. Archives of Computational Methods in Engineering, v. 31, p. 4709–4737, 2024.

THE NOBEL FOUNDATION. *NobelPrize.org*. Stockholm, s.d. Disponível em: <https://www.nobelprize.org/>. Acesso em: 27 fev. 2026 às 14:00.

UNIVERSIDADE FEDERAL DO RIO DE JANEIRO. Departamento de Métodos Estatísticos. <https://www.dme.im.ufrj.br>. Acesso em: 04 mar. 2026.

VASCONCELOS, Yuri. *Um sonho ainda distante*. Revista FAPESP, São Paulo, n. 354, p. 66–69, ago. 2025.

VEINOT, K. G.; HERTEL, N. E. *Effective quality factors for neutrons based on the revised ICRP recommendations*. Radiation Protection Dosimetry, Oxford: Oxford University Press, v. 115, n. 1–4, p. 536–541, 2005.

WORLD NUCLEAR ASSOCIATION. *Nuclear-Powered Ships*. 2025. Disponível em: <https://world-nuclear.org/information-library/non-power-nuclear-applications/transport/nuclear-powered-ships>. Acesso em: 11 maio 2025 às 09:54.

# Validação de Modelo Monte Carlo para Dosimetria em Esfera de Tecido ICRU Utilizando o Geant4

---

Luciano Lucas Bruno

Programa de Pós-Graduação em Radioproteção e Dosimetria – Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD/ANSN)

## Resumo

Este artigo apresenta um experimento de validação desenvolvido para análise de campo de nêutrons utilizando o *toolkit* Geant4. O objetivo do experimento foi verificar a capacidade do modelo em reproduzir resultados de referência para Dose Ambiente  $D^*(10)$  em uma esfera de tecido equivalente ICRU exposta a campos monoenergéticos de nêutrons. A geometria adotada reproduz arranjos experimentais utilizados na literatura de referência para cálculo de fatores de conversão de fluência para dose ambiente. A validação foi conduzida por meio de comparação com estudos previamente publicados que utilizam a mesma configuração geométrica e condições de irradiação. O modelo implementado inclui definição detalhada da geometria, materiais, condições de emissão da fonte, processos físicos e métodos de coleta de dados. As simulações foram executadas com a lista de física *Shielding* do Geant4, apropriada para estudos de blindagem e transporte de nêutrons, e com o material G4\_SOFT\_TISSUE\_ICRU-4, do banco de dados da NIST, implementado no Geant4. Os resultados obtidos apresentaram boa concordância com os valores de referência, indicando que a modelagem computacional adotada reproduz adequadamente o comportamento esperado da deposição de energia em função da energia do nêutron incidente.

## Palavras-chave

nêutrons; dosimetria; simulação; Monte Carlo; Geant4; validação

## 1. Introdução

Simulações de Monte Carlo são amplamente utilizadas na área de proteção radiológica e dosimetria para estudar o transporte de partículas e a deposição de energia em diferentes meios materiais, e em diferentes áreas do conhecimento, como demonstram os estudos [1], [2], [3] e [4]. Entre as ferramentas disponíveis, o Geant4 destaca-se por sua flexibilidade na modelagem de geometrias complexas e pela ampla biblioteca de modelos físicos disponíveis para o transporte de partículas [5].

Entretanto, resultados obtidos por meio de simulações computacionais devem ser previamente verificados e validados antes de serem aplicados a problemas de engenharia ou proteção radiológica. A etapa de validação consiste na comparação dos resultados do modelo com dados de referência ou experimentos previamente publicados, permitindo avaliar o grau de confiabilidade da metodologia adotada [6].

Neste contexto, foi desenvolvido um experimento de validação baseado em um arranjo geométrico utilizado nas recomendações da Agência Internacional de Energia Atômica AIEA [7] para cálculo de dose ambiente e equivalente de dose ambiente em campos de nêutrons monoenergéticos. O objetivo foi verificar se o modelo implementado no Geant4 reproduz adequadamente os valores esperados de deposição de energia em uma esfera de tecido equivalente ICRU publicados nestas recomendações, mantendo a coerência com a metodologia disponibilizada em [8].

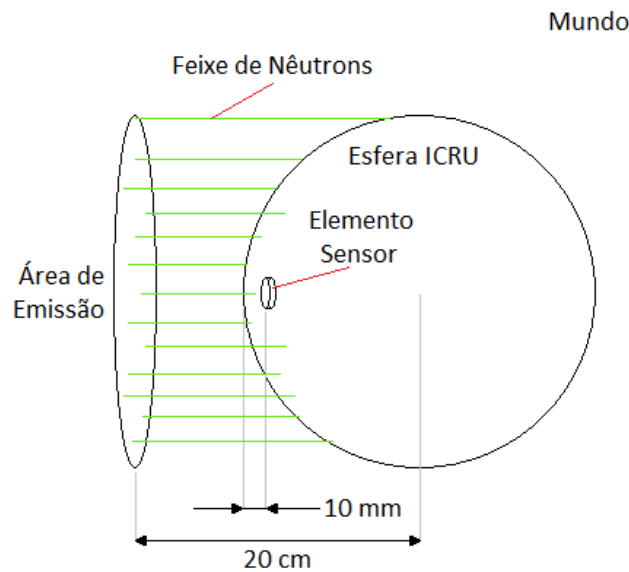
## 2. Materiais e Métodos

O experimento de validação foi implementado utilizando o toolkit Geant4 versão 11.3.2., instalado no sistema operacional Windows 11, por meio do *Windows Linux Subsystem* (WSL) Ubuntu 24.04.4.

A geometria consiste em uma esfera composta de tecido equivalente ICRU posicionada no centro do volume de simulação. Um pequeno elemento sensor cilíndrico, de 5 mm de raio e 2 mm de altura, foi posicionado a 10 mm da superfície frontal da esfera, alinhado com a direção do feixe de nêutrons.

A fonte de radiação foi definida como um campo colimado e homogêneo de nêutrons monoenergéticos incidindo perpendicularmente à face exposta da esfera. A emissão ocorre a partir de uma superfície circular posicionada a 20 cm do centro da esfera, e está distribuída de forma homogênea na área do círculo. A Figura 1 mostra o esquema geométrico do experimento computacional.

Figura 1: Esquema Geométrico do Experimento de Validação.



O material da esfera foi definido utilizando o material G4\_TISSUE\_SOFT\_ICRU-4 disponível na base de dados do Geant4. Este material possui composição química representativa de tecido mole equivalente ICRU, com frações mássicas de acordo com a Tabela 1 [9].

Tabela 1: Propriedades da Esfera ICRU.

Propriedades - Esfera ICRU	
Material Geant4	G4_SOFT_TISSUE_ICRU-4
Densidade	1.0 g/cm <sup>3</sup>
Fonte	ICRU Report 44
Elemento	Fração em massa
H	0.102
C	0.111
N	0.026
O	0.761

A energia total depositada ( $E_{dep}$ ) no volume sensor foi registrada durante a simulação para cada partícula que adentra o elemento sensor. A dose ambiente  $D^*(10)$  foi calculada pela razão entre a energia depositada e a massa do elemento sensor [10]. Para reduzir a dispersão estatística, foram executadas 1100 simulações com a emissão de  $10^7$  nêutrons cada, divididas

igualmente entre onze pontos do espectro de energia de nêutrons, para a faixa de  $10^{-9}$  MeV a  $10^1$  MeV, totalizando uma população de  $10^9$  primárias.

As amostras de cada ponto de energia foram testadas pelo método Kolmogorov-Smirnov para uma análise qualitativa e quantitativa de suas adequações a uma curva normal [11].

Os processos físicos responsáveis pelas interações de nêutrons com a matéria foram modelados utilizando a lista de física *Shielding* do Geant4. Na faixa de energia simulada, esta lista de física emprega o modelo de alta precisão (do Inglês *High Precision* - HP) para transporte de nêutrons em baixas energias [9].

### 3. Resultados e Discussão

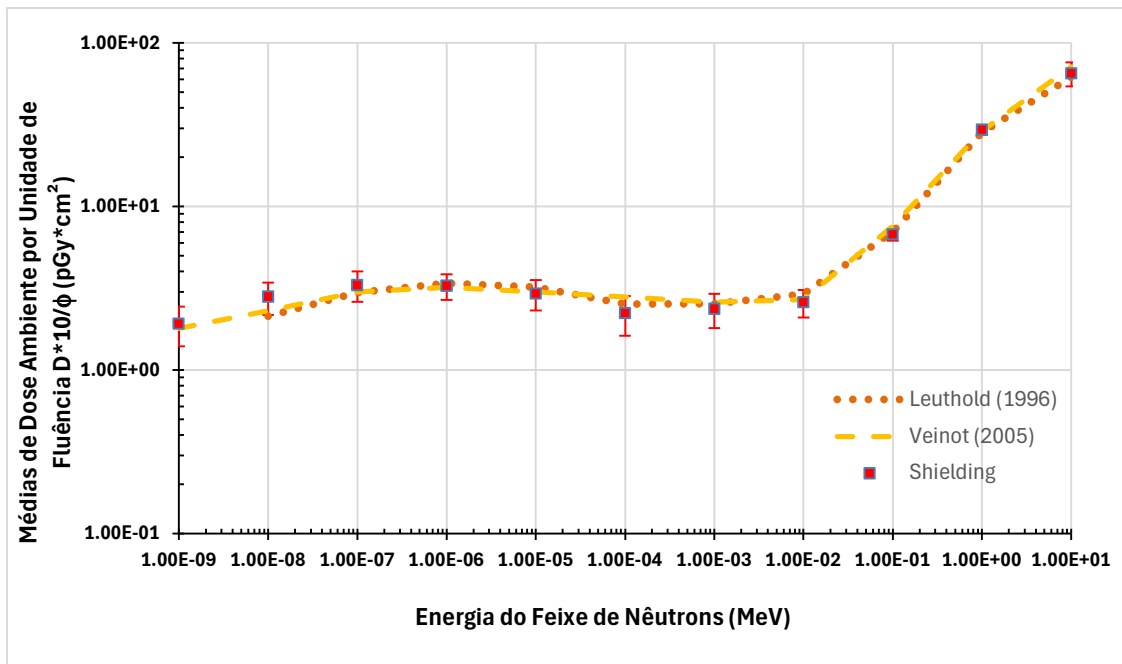
Os resultados obtidos foram comparados com valores de referência publicados nas referências [12] e [13] para fatores de conversão de fluência para dose ambiente em campos monoenergéticos de nêutrons. Observou-se que o modelo reproduz adequadamente a tendência esperada da dose ambiente em função da energia do nêutron incidente. A Tabela X apresenta os dados de energia depositada no elemento sensor, obtidos por meio das simulações realizadas.

Tabela 2: Energia Total Depositada e Desvios Padrões Amostrais ( $k=2$ ).

Energia (MeV)	$D^*(10)/\phi$	$SD*2$ (pGy/ $\phi$ )
1,00E-09	1,9204E+00	5,2489E-01
1,00E-08	2,8011E+00	6,2600E-01
1,00E-07	3,3042E+00	6,9508E-01
1,00E-06	3,2670E+00	5,8606E-01
1,00E-05	2,9329E+00	6,1481E-01
1,00E-04	2,2269E+00	6,0390E-01
1,00E-03	2,3667E+00	5,6163E-01
1,00E-02	2,5904E+00	4,9869E-01
1,00E-01	6,7474E+00	5,6383E-01
1,00E+00	2,9479E+01	2,0693E+00
1,00E+01	6,5191E+01	1,0891E+01

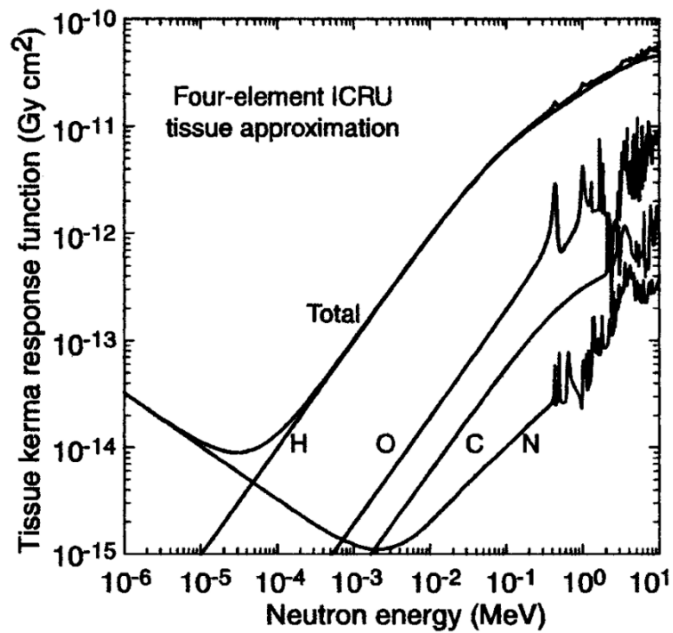
A Figura 2 apresenta estes dados plotados em um gráfico de fatores de conversão de fluência para dose ambiente, calculada a partir da energia total depositada da Tabela 2.

Figura 2: Fatores de Conversão Obtidos e Comparação de Referências.



A Figura 3 apresenta um gráfico de resposta em kerma do tecido ICRU equivalente quando irradiado por fontes de nêutrons monoenergéticos. É possível notar que a maior contribuição em baixas energias corresponde ao nitrogênio, enquanto que, para altas energias, a maior contribuição vem do hidrogênio.

Figura 3: Resposta em kerma do tecido ICRU equivalente para campos de nêutrons monoenergéticos.



Extraído de: <https://nds.iaea.org/>

A partir da análise das figuras 2 e 3, é possível afirmar que, em energias baixas, a deposição de energia é dominada por processos de captura neutrônica e produção de radiação secundária, principalmente relacionadas a captura pelo nitrogênio, com formação de raios gama. Ao se aproximar de um núcleo de nitrogênio, o nêutron é capturado para formar  $N^{*-15}$ , liberando um raio gama de  $\sim 10$  MeV e  $\sim 625$  keV [14].

À medida que a energia do nêutron aumenta, tornam-se mais relevantes as interações de espalhamento elástico, que promovem o recuo de prótons presentes no H-1 do tecido equivalente, resultando em maior transferência de energia para o volume sensível [15].

A concordância entre os resultados obtidos e os valores de referência demonstra que a modelagem geométrica e os processos físicos selecionados são adequados para reproduzir o comportamento esperado da interação de nêutrons com o tecido equivalente ICRU.

#### 4. Conclusões

O experimento de validação demonstrou que o modelo computacional implementado no Geant4 é capaz de reproduzir resultados consistentes com dados de referência para dose ambiente em uma esfera de tecido equivalente ICRU exposta a campos monoenergéticos de nêutrons.

A concordância observada confirma a adequação da geometria, dos materiais e da lista de física utilizados na simulação. Dessa forma, a metodologia validada pode ser aplicada com maior confiança em estudos posteriores envolvendo geometrias mais complexas e cenários de interesse para proteção radiológica.

## Referências Bibliográficas

- [1] BERGER, Martin J.; COOPER, John W. *Reflection of fast neutrons from water*. Physical Review, v. 63A, n. 2, 1959.
- [2] MOFFITT, Gregory B.; WOOTTON, Landon S.; HÅRDEMARK, Björn; SANDISON, George A.; LARAMORE, George E.; PARVATHANENI, Upendra; STEWART, Robert D. *Scattering kernels for fast neutron therapy treatment planning*. Physics in Medicine & Biology, v. 56, n. 17, p. 5711–5734, 2011.
- [3] REMEC, Igor; ROSSEEL, Thomas M.; FIELD, Kevin G.; LE PAPE, Yann. *Characterization of radiation fields in biological shields of nuclear power plants for assessing concrete degradation*. EPJ Web of Conferences 106, Reactor Surveillance and Plant Life, v. 106, 2016.
- [4] CHAIYOT, R.; LAOPAIBOON, R.; LAOPAIBOON, M. *Determination of backscattered neutrons/gammas from open beam port of a research reactor*. EPJ Web of Conferences, v. 225, 2020.
- [5] AGOSTINELLI, S.; ALLISON, J.; AMAKO, K.; et al. *Geant4: a simulation toolkit*. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A, v. 506, p. 250–303, 2003.
- [6] ROBINSON, Stewart. Simulation model verification and validation: increasing the users' confidence. In: ANDRADÓTTIR, S.; HEALY, K. J.; WITHERS, D. H.; NELSON, B. L. (ed.). Proceedings of the 1997 Winter Simulation Conference. Piscataway, NJ: IEEE, 1997. p. 53–59.
- [7] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. *Conversion coefficients for use in radiological protection against external radiation*. Oxford: Pergamon Press, 1996. (ICRP Publication 74). (Annals of the ICRP, v. 26, n. 3–4).
- [8] RIBEIRO, R.; SOUZA-SANTOS, D.; *Comparison of neutron ambient dose equivalent in Geant4 with different physics lists*. Radiation Physics and Chemistry. V. 139, p. 179-183. Rio de Janeiro, 2017.
- [9] GEANT4 COLLABORATION. *Geant4 User's Guide for Application Developers*. Genova: CERN – European Organization for Nuclear Research, v9.2. 2024.
- [10] ATTIX, Frank Herbert. *Introduction to radiological physics and radiation dosimetry*. New York: Wiley, 1986.
- [11] DIEZ, David M.; BARR, Christopher D.; ÇETINKAYA-RUNDEL, Mine. OpenIntro statistics. 4. ed. Boston: OpenIntro, 2019.
- [12] LEUTHOLD, G. *Calculation of neutron ambient dose equivalent using revised ICRP factors*. Radiation Protection Dosimetry, v. 40, n. 2, p. 77–84, 1992.

- [13] VEINOT, K. G.; HERTEL, N. E. *Effective quality factors for neutrons based on the revised ICRP recommendations*. Radiation Protection Dosimetry, Oxford: Oxford University Press, v. 115, n. 1-4, p. 536-541, 2005.
- [14] NATIONAL NUCLEAR DATA CENTER. Q-value calculator (QCalc). Upton, NY: Brookhaven National Laboratory, s.d. Disponível em: <https://www.nndc.bnl.gov/qcalc/>. Acesso em: 04 mar. 2026.
- [15] LAMARSH, Theodore L.; BARATTA, Anthony J. *Introduction to nuclear engineering*. 3. ed. Upper Saddle River, New Jersey: Prentice Hall, 2001.

## Estrutura do Código:

---

```
Project_Directory/
├── include/ (diretório de headers)
│   ├── MyActionInitialization.hh
│   ├── MyDetector.hh
│   ├── MyPrimaryGenerator.hh
│   ├── MyRun.hh
│   ├── MyRunAction.hh
│   └── MySensorDetector.hh
├── src/ (diretório de source)
│   ├── MyActionInitialization.cpp
│   ├── MyDetector.cpp
│   ├── MyPrimaryGeneratorAction.cpp
│   ├── MyRun.cpp
│   ├── MyRunAction.cpp
│   └── MySensorDetector.cpp
├── build/
│   └── (diretório de arquivos gerados pelo cmake)
├── data/
│   └── output.dat (diretório de saída)
├── main.cpp (corpo principal da aplicação)
├── CMakeLists.txt (input para o cmake)
├── neutron.mac (mac para resultados)
├── neutron_UI.mac (mac para visualização - QT_GUI)
├── 1_start_UI.sh (script de execução - QT_UI)
└── 2_start_batch.sh (script de execução - modo batch)
```

# 1. ProjectDirectory/

---

## 1.1. ./include

---

### 1.1.1. ./MyActionInitialization.hh

---

```
//ARQUIVO DE DECLARAÇÃO - Classe Construtor de Ação de Inicialização

//Evita repetição de cabeçalhos
#pragma once

#include "G4VUserActionInitialization.hh"

class myActionInitialization : public G4VUserActionInitialization {
public:
    void Build() const override;
    void BuildForMaster() const override;
};
```

### 1.1.2. ./MyDetector.hh

---

```
//ARQUIVO DE DECLARAÇÃO - Classe Construtor de Geometria

//Evita repetição de cabeçalhos
#pragma once

//Detector
#include "G4VUserDetectorConstruction.hh"

class myDetector : public G4VUserDetectorConstruction {
public:

    virtual G4VPhysicalVolume* Construct() override;
    void ConstructSDandField() override;

};
```

### 1.1.3. ./MyPrimaryGenerator.hh

---

```
//DECLARAÇÃO - Classe para Construtor para Gerador de Primárias

//Evita repetição de cabeçalhos
#pragma once

#include "G4VUserPrimaryGeneratorAction.hh"
#include "G4GeneralParticleSource.hh" //TROCADO: #include "G4ParticleGun.hh"
#include "G4Event.hh"

class myPrimaryGenerator : public G4VUserPrimaryGeneratorAction {
private:
    G4GeneralParticleSource *_m_myParticleSource; //Cria um membro em C++ chamado
    m_myParticleSource

public:

    myPrimaryGenerator();
```

```
    ~myPrimaryGenerator();

    virtual void GeneratePrimaries(G4Event* anEvent) override;
};
```

## 1.1.4. ./MyRun.hh

---

```
#pragma once

#include "G4Run.hh"

class myRun : public G4Run {
public:
    myRun();
    ~myRun() override;

    void AddEdep(G4double edep);
    G4double GetTotalEdep() const;

    void Merge(const G4Run* run) override;

private:
    G4double fTotalEdep;
};
```

## 1.1.5. ./MyRunAction.hh

---

```
#pragma once

#include "G4UserRunAction.hh"

class myRun;

class myRunAction : public G4UserRunAction {
public:
    myRunAction();
    ~myRunAction() override;

    G4Run* GenerateRun() override;
    void BeginOfRunAction(const G4Run* run) override;
    void EndOfRunAction(const G4Run* run) override;
};
```

## 1.1.6. ./MySensorDetector.hh

---

```
#pragma once

#include "G4VSensitiveDetector.hh"

class MySensorDetector : public G4VSensitiveDetector {
public:

    MySensorDetector(const G4String& name);
    ~MySensorDetector();

    virtual G4bool ProcessHits(G4Step* aStep, G4TouchableHistory*) override;
};
```

## 1.2. ./src

---

### 1.2.1. ./MyActionInitialization.cpp

---

```
//ARQUIVO DE DEFINIÇÃO - Minha Ação de Inicialização do Experimento

#include "../include/MyActionInitialization.hh"
#include "../include/MyPrimaryGeneratorAction.hh"
#include "../include/MyRunAction.hh"

void myActionInitialization::Build() const
{
    SetUserAction(new myPrimaryGeneratorAction);
    SetUserAction(new myRunAction);
}

void myActionInitialization::BuildForMaster() const
{
    SetUserAction(new myRunAction);
}
```

### 1.2.2. ./MyDetector.cpp

---

```
//ARQUIVO DE DEFINIÇÃO - Meu Detector => Geometria do Detector= Modelo Geométrico + Modelo de
Material

#include "../include/MyDetector.hh"
#include "G4Material.hh"
#include "G4NistManager.hh"
#include "G4Box.hh"
#include "G4LogicalVolume.hh"
#include "G4VPhysicalVolume.hh"
#include "G4PVPlacement.hh"
#include "G4VisAttributes.hh"
#include "G4Tubs.hh"
#include "G4Sphere.hh"
#include "G4SubtractionSolid.hh"
#include "G4ThreeVector.hh"
#include "G4SDManager.hh"
#include "../include/MySensorDetector.hh"
#include "G4VUserDetectorConstruction.hh"
#include "CLHEP/Units/SystemOfUnits.h"
using namespace CLHEP;

G4VPhysicalVolume* myDetector::Construct() {
    //VARIÁVEIS
    G4ThreeVector origin (0.*m, 0.*m, 0.*m);
    double hullOutRadios = 5.*m, hullLength = 20.*m, hullThick = 5.*cm, hullInRadios =
hullOutRadios-hullThick;

    //DECLARAÇÃO DAS CORES
    G4VisAttributes invisible(G4VisAttributes::GetInvisible());
    G4Colour waterColour (0., 0., 1., 0.2);
    G4Colour hullColour (0.7, 0.7, 0.7, 0.5);
    G4Colour myRedColour (0.7, 0.0, 0.0, 0.1);
    G4Colour myTissueColour (1.0, 0.6, 0.6, 0.4);

    //MATERIAIS
    auto world = G4NistManager::Instance()->FindOrBuildMaterial("G4_WATER");
    auto steel = G4NistManager::Instance()->FindOrBuildMaterial("G4_STAINLESS-STEEL");
    auto air = G4NistManager::Instance()->FindOrBuildMaterial("G4_AIR");
    auto icruSoftTissue = G4NistManager::Instance()->FindOrBuildMaterial("G4_TISSUE_SOFT_ICRU-
4");
}
```

```

//SÓLIDOS
auto worldBox = new G4Box("worldBox", 10*m, 10*m, hullLength/2);
auto hullSolid = new G4Tubs("hull", 0, hullOutRadios, hullLength/2, 0.*deg, 360.*deg);
auto airSolidCrew = new G4Tubs("AirSolidCrew", 0, hullInRadios, 3.925*m, 0.*deg, 360.*deg);
auto airSolidReactor = new G4Tubs("AirSolidReactor", 0, hullInRadios, 6*m, 0.*deg,
360.*deg);
auto icruSphere = new G4Sphere("ICRUSphere", 0., 15.*cm, 0.*deg, 360.*deg, 0.*deg,
180.*deg);

//VOLUMES LÓGICOS
//Switch para mudar o material do mundo (true = air)
bool air_sim = true; if (air_sim){world = air;}
auto logicalWorld = new G4LogicalVolume(worldBox, world, "logWorld");
auto logicalHull = new G4LogicalVolume(hullSolid, steel, "logHull");
auto logAirCrew = new G4LogicalVolume(airSolidCrew, air, "logAirCrew");
auto logAirReactor = new G4LogicalVolume(airSolidReactor, air, "logAirReactor");
auto logicalICRUSphere = new G4LogicalVolume(icruSphere, icruSoftTissue, "logSphere");

//CORES
//Cor do volume mãe
logicalWorld->SetVisAttributes(waterColour);
//Cor do casco e anteparas
logicalHull->SetVisAttributes(hullColour);
//Cor do ar
logAirCrew->SetVisAttributes(myRedColour);
logAirReactor->SetVisAttributes(myRedColour);
if (air_sim) {
logicalWorld->SetVisAttributes(myRedColour);
}
//Cor da esfera ICRU
logicalICRUSphere->SetVisAttributes(myTissueColour);

//VOLUMES FÍSICOS
auto physicalWorld = new G4PVPlacement(0, origin, logicalWorld, "physWorld", 0, false, 0);
auto physicalHull = new G4PVPlacement(0, origin, logicalHull, "physHull", logicalWorld,
false, 0);
auto physicalAirCrew = new G4PVPlacement(0, {0,0,-(6.025*m)}, logAirCrew, "CrewAir",
logicalHull, false, 0);
auto physicalAirReactor = new G4PVPlacement(0, {0,0,3.95*m}, logAirReactor, "ReactorAir",
logicalHull, false, 0);
auto physicalICRUSphere = new G4PVPlacement( 0, origin, logicalICRUSphere, "ICRUSphere",
logAirCrew, false, 0 );

G4cout << "Mundo físico criado!" << G4endl;
return physicalWorld;
}

void myDetector::ConstructSDandField()
{
// Sensitive detectors
auto sensor = new MySensorDetector("MySensor");
G4SDManager::GetSDMpointer()->AddNewDetector(sensor);
// Setting "sensor" to all logical volumes with the same name
// of "logAirCrew".
SetSensitiveDetector("logSphere", sensor, true);
G4cout << "Detector criado!" << G4endl;
}

```

### 1.2.3. ./MyPrimaryGenerator.cpp

---

```

//ARQUIVO DE DEFINIÇÃO - Meu Gerador de Primárias

#include "../include/MyPrimaryGenerator.hh"
#include "G4Geantino.hh"

myPrimaryGenerator::myPrimaryGenerator() : G4VUserPrimaryGeneratorAction(), m_myParticleSource
(new G4GeneralParticleSource())

```

```

{
;
} //TROCADO: (new G4ParticleGun( G4Geantino::Definition() ))

myPrimaryGenerator::~myPrimaryGenerator()
{
    delete m_myParticleSource;
}

void myPrimaryGenerator::GeneratePrimaries(G4Event* anEvent)
{
    m_myParticleSource->GeneratePrimaryVertex(anEvent);
}

```

## 1.2.4. ./MyRun.cpp

---

```

#include "../include/MyRun.hh"

// Inicializa o run zerando a energia acumulada.
myRun::myRun() : G4Run(), fTotalEdep(0.) {}

myRun::~myRun() = default;

// Soma incrementalmente a energia depositada em cada passo.
void myRun::AddEdep(G4double edep) {
    fTotalEdep += edep;
}

// Disponibiliza o valor total para classes consumidoras.
G4double myRun::GetTotalEdep() const {
    return fTotalEdep;
}

// Combina o resultado local com os dados agregados de outras threads.
void myRun::Merge(const G4Run* run)
{
    const auto localRun = static_cast<const myRun*>(run);
    fTotalEdep += localRun->GetTotalEdep();
    G4Run::Merge(run);
}

```

## 1.2.5. ./MyRunAction.cpp

---

```

#include "../include/MyRunAction.hh"
#include "../include/MyRun.hh"
#include "G4Run.hh"
#include "G4UnitsTable.hh"

myRunAction::myRunAction() = default;
myRunAction::~myRunAction() = default;

// Cada run precisa do seu próprio objeto para acumular energia.
G4Run* myRunAction::GenerateRun()
{
    return new myRun();
}

// Insere um texto no início de cada run. Diferencia [MASTER] e [WORKER]
void myRunAction::BeginOfRunAction(const G4Run*)
{
    if (IsMaster()){
        G4cout
        << "***** [RunAction] Inicio do run [MASTER] *****" << G4endl;
    } else {
        G4cout << G4endl << "[RunAction] Inicio do run [WORKER]." << G4endl << G4endl;
    }
}

void myRunAction::EndOfRunAction(const G4Run* run)

```

```

{
  const auto myRunPtr = static_cast<const myRun*>(run);
  // Relata a energia de forma diferente para mestre e workers.
  if (IsMaster()) {
    G4cout << "[RunAction][MASTER] Energia total depositada no detector: "
             << G4BestUnit(myRunPtr->GetTotalEdep(), "Energy") << G4endl;
  } else {
    G4cout << "[RunAction][WORKER] Energia total parcial: "
             << G4BestUnit(myRunPtr->GetTotalEdep(), "Energy") << G4endl;
  }
}
}

```

## 1.2.6. ./MySensorDetector.cpp

---

```

#include "../include/MySensorDetector.hh"
#include "../include/MyRun.hh"
#include "G4RunManager.hh"
#include "G4UnitsTable.hh"
#include "CLHEP/Units/SystemOfUnits.h"
#include <iomanip>
#include <iostream>
using namespace CLHEP;

MySensorDetector::MySensorDetector(const G4String& name) : G4VSensitiveDetector(name){
  ;
}

MySensorDetector::~MySensorDetector() = default;

G4bool MySensorDetector::ProcessHits(G4Step* aStep, G4TouchableHistory*) {

  auto eDep = aStep->GetTotalEnergyDeposit();
  if (eDep == 0.) return false;

  auto runManager = G4RunManager::GetRunManager();
  auto myRunPtr = static_cast<myRun*>(runManager->GetNonConstCurrentRun());
  if (myRunPtr != nullptr) {
    myRunPtr->AddEdep(eDep);
  }

  return true;
}

```

## 1.3. ./CmakeLists.txt

---

```

# $Id: CMakeLists.txt 26-08-25 11:02 linuxpc$

#-----
# Setup Project
cmake_minimum_required(VERSION 2.6 FATAL_ERROR)
project(Neutron_Propagation)

find_package(Geant4 REQUIRED)

#-----
# Find Geant4 package, activating all available UI and Vis drivers by default
# You can set WITH_GEANT4_UIVIS to OFF via the command line or ccmake/cmake-gui
# to build a batch mode only executable
#
option(WITH_GEANT4_UIVIS "Build example with Geant4 UI and Vis drivers" ON)

if(WITH_GEANT4_UIVIS)
  find_package(Geant4 REQUIRED ui_all vis_all)
else()
  find_package(Geant4 REQUIRED)
endif()

```

```

#-----
# Setup Geant4 include directories and compile definitions
# Setup include directory for this project
#
include(${Geant4_USE_FILE})
include_directories(${PROJECT_SOURCE_DIR}/include)

#-----
# Locate sources and headers for this project
# NB: headers are included so they will show up in IDEs
#
file(GLOB sources ${PROJECT_SOURCE_DIR}/src/*.cpp)
file(GLOB headers ${PROJECT_SOURCE_DIR}/include/*.hh)

#-----
# Add the executable, and link it to the Geant4 libraries
#
add_executable(exec_file_neutron main.cpp ${sources} ${headers})
target_link_libraries(exec_file_neutron ${Geant4_LIBRARIES})

#-----
# Copy all scripts to the build directory, i.e. the directory in which we
# build B1. This is so that we can run the executable directly because it
# relies on these scripts being in the current working directory.
#
set(NEUTRON_SCRIPTS
    neutron.mac
    neutron_UI.mac
)

foreach(_script ${NEUTRON_SCRIPTS})
    configure_file(
        ${PROJECT_SOURCE_DIR}/${_script}
        ${PROJECT_BINARY_DIR}/${_script}
        COPYONLY
    )
endforeach()

#-----
# Add program to the project targets
# (this avoids the need of typing the program name after make)
#
add_custom_target(Neutron_Propagation DEPENDS exec_file_neutron)

#-----
# Install the executable to 'bin' directory under CMAKE_INSTALL_PREFIX
#
install(TARGETS exec_file_neutron DESTINATION bin)

```

## 1.4. ./main.cpp

---

```

// Código para rodar uma simulação

// Bibliotecas adicionais
#include <iostream>
#include <ctime>
using namespace std;

// Bibliotecas para ativar UI
#include "G4UIExecutive.hh"
#include "G4UImanager.hh"

// Bibliotecas para ativar motores de visualização
#include "G4VisExecutive.hh"
#include "G4VisManager.hh"

// Inicialização do experimento - Fonte de partículas
#include "../include/MyActionInitialization.hh"

// Lista de física

```

```

#include "G4VUserPhysicsList.hh"
#include "G4PhysListFactory.hh"

// RunManager
#include "G4RunManager.hh"
#include "G4RunManagerFactory.hh"

// Detector
#include "../include/MyDetector.hh"

// Gerador de números aleatórios
#include "Randomize.hh"

//Inclui a biblioteca de tempo
#include "G4Timer.hh"

int main(int argc, char** argv)
{
    // Criação do RunManager
    auto myRunManager = G4RunManagerFactory::CreateRunManager();

    // Número total de núcleos lógicos
    G4int ncores = G4Threading::G4GetNumberOfCores();

    // Deixa núcleos livres
    myRunManager->SetNumberOfThreads(28);

    // Physics list: Shielding (Geant4 11.3.2)
    auto myPhysicsListFactory = new G4PhysListFactory();
    auto myPhysicsList = myPhysicsListFactory->GetReferencePhysList("Shielding");
    delete myPhysicsListFactory;

    // Randomização da semente
    CLHEP::HepRandom::setTheSeed(time(nullptr));
    //G4long seed[2];
    //seed[0] = 123456789;
    //seed[1] = 987654321;
    //G4Random::setTheSeeds(seed);

    // Inicialização do detector
    myRunManager->SetUserInitialization(new myDetector);

    // Inicialização da física
    myRunManager->SetUserInitialization(myPhysicsList);

    // Inicialização das ações
    myRunManager->SetUserInitialization(new myActionInitialization);

    //Inicia o cronômetro
    G4Timer timer;
    timer.Start();

    // Inicializa o kernel do Geant4
    myRunManager->Initialize();

    // Visualização
    auto* myVisManager = new G4VisExecutive();
    myVisManager->Initialize();

    // Modo interativo ou batch
    if (argc == 1) {

        auto myUIExecutive = new G4UIExecutive(argc, argv);
        myUIExecutive->SetVerbose(0);
        myUIExecutive->SessionStart();
        delete myUIExecutive;

    } else {

        G4String arqMacro = argv[1];
        auto* myUImanager = G4UImanager::GetUIpointer();
        myUImanager->ApplyCommand("/control/execute " + arqMacro);

    }
}

```

```

// Finalização
delete myRunManager;
delete myVisManager;
timer.Stop();

// Impressão das seeds
const G4long* seeds = G4Random::getTheSeeds();
G4cout << G4endl
  << "Seeds utilizadas -> "
  << "seed1: " << seeds[0]
  << "   seed2: " << seeds[1]
  << G4endl << G4endl;

G4cout << "|||-----!!! Concluído !!!-----|||"
  << G4endl;

G4cout << G4endl
  << "Tempo real total da simulacao: ";

G4double realTime = timer.GetRealElapsed();
//G4double userTime = timer.GetUserElapsed();
//G4double sysTime = timer.GetSystemElapsed();

G4cout << G4endl
  << "Tempo real (wall): " << realTime << " s" << G4endl
  //<< "Tempo usuario:    " << userTime << " s" << G4endl
  //<< "Tempo sistema:    " << sysTime << " s" << G4endl
  << G4endl;

return 0;
}

```

## 1.5. ./neutron.mac

---

```

#Macros de Experimento

#Seleciona o tipo de janela vizualizadora
#/vis/open OGL

#Configura o número de segmentos por círculo
#/vis/viewer/set/lineSegmentsPerCircle 72

#Desenha o Volume
#/vis/drawVolume

#Seleciona o ângulo de visão baseado em Theta Phi
#/vis/viewer/set/viewpointThetaPhi 90. 0.

#Especifica o zoom
#/vis/viewer/zoom 1.0

#Desenha trajetórias suaves no fim do evento, mostrando os pontos de trajetória (as makers 2
pixels wide??)
#/vis/scene/add/trajectories smooth
#/vis/modeling/trajectories/create/drawByCharge #azul: positivas - vermelho: negativas - verde:
carga nula
#/vis/modeling/trajectories/drawByCharge-0/default/setDrawStepPts true
#/vis/modeling/trajectories/drawByCharge-0/default/setAuxPtsSize 2

#Sobrepõe todos os eventos de uma rodada
#/vis/scene/endOfEventAction accumulate 100

#Reestabelece o auto-refresh e verbosity
#/vis/viewer/set/autoRefresh true

#Feedback Durante a Execução
/run/verbose 0
/event/verbose 0

```

```
/tracking/verbose 0
/control/cout/useBuffer 1
/control/verbose 0
/control/saveHistory 0
/process/em/verbose 0
/process/verbose 0

#Definições da fonte
/gps/particle neutron

# Posição da fonte
/gps/energy 1 MeV
/gps/position 0. 0. 3.5 m

# Emissão isotrópica
/gps/ang/type iso

# Inicialização
/run/initialize

#Roda o feixe
/run/beamOn 1000000
```

## 1.6. ./neutron\_UI.mac

---

```
#Macros de Experimento

#Seleciona o tipo de janela vizualizadora
/vis/open OGL

#Configura o número de segmentos por círculo
/vis/viewer/set/lineSegmentsPerCircle 72

#Desenha o Volume
/vis/drawVolume

#Seleciona o ângulo de visão baseado em Theta Phi
/vis/viewer/set/viewpointThetaPhi 90. 0.

#Especifica o zoom
/vis/viewer/zoom 1.0

#Desenha trajetórias suaves no fim do evento, mostrando os pontos de trajetória (as makers 2 pixels wide??)
/vis/scene/add/trajectories smooth
/vis/modeling/trajectories/create/drawByCharge #azul: positivas - vermelho: negativas - verde: carga nula
/vis/modeling/trajectories/drawByCharge-0/default/setDrawStepPts true
/vis/modeling/trajectories/drawByCharge-0/default/setAuxPtsSize 2

#Sobrepõe todos os eventos de uma rodada
/vis/scene/endOfEventAction accumulate 100

#Reestabelece o auto-refresh e verbosity
/vis/viewer/set/autoRefresh true

#Feedback Durante a Execução
/run/verbose 0
/event/verbose 0
/tracking/verbose 0
/control/cout/useBuffer 1
/control/verbose 0
/control/saveHistory 0
/process/em/verbose 0
/process/verbose 0

#Definições da fonte
```

```
/gps/particle neutron
/gps/energy 1 MeV
/gps/position 0. 0. 3.5 m

# Emissão isotrópica
/gps/ang/type iso

#Roda o feixe
/run/beamOn 0
```

## 1.7. ./1\_start\_UI.sh

---

```
cd build
cmake ..
make -j12
./exec_file_neutron
cd ..
```

## 1.8. ./2\_start\_batch.sh

---

```
#!/bin/bash

# Script para compilar e executar simulações Geant4 em paralelo
# Ubuntu 24.04 LTS – por Luciano

# Diretório de compilação
BUILD_DIR="./build"
DATA_DIR="./data"
EXECUTABLE="exec_file_neutron"
MACRO_FILE="run_batch.mac"

# Número de execuções
NUM_RUNS=100

# Limpa o build
rm -fr "$BUILD_DIR"/*

#Compila
echo "Iniciando compilação..."
mkdir -p "$BUILD_DIR"
cd "$BUILD_DIR" || exit 1
cmake .. && make -j12 || { echo "Erro na compilação"; exit 1; }

# Criar diretório de saída
mkdir -p "$DATA_DIR"

# Executar simulações
echo "Iniciando simulações..."
for i in $(seq 1 $NUM_RUNS); do
    OUTPUT_FILE="$DATA_DIR/output${i}_1e0_MeV_validation.dat"
    echo "[Run $i] Iniciando execução..."
    ./EXECUTABLE $MACRO_FILE > "$OUTPUT_FILE"
done

# Aguardar todas as execuções terminarem
wait
echo "Todas as simulações concluídas."
echo "Resultados salvos em do diretório data."
cd ..
```

## Estrutura do Código:

---

```
Project_Directory/
├── include/ (diretório de headers)
│   ├── MyActionInitialization.hh
│   ├── MyDetector.hh
│   ├── MyPrimaryGenerator.hh
│   ├── MyRun.hh
│   ├── MyRunAction.hh
│   └── MySensorDetector.hh
├── src/ (diretório de source)
│   ├── MyActionInitialization.cpp
│   ├── MyDetector.cpp
│   ├── MyPrimaryGeneratorAction.cpp
│   ├── MyRun.cpp
│   ├── MyRunAction.cpp
│   └── MySensorDetector.cpp
├── build/
│   └── (diretório de arquivos gerados pelo cmake)
├── data/
│   └── output.dat (diretório de saída)
├── main.cpp (corpo principal da aplicação)
├── CMakeLists.txt (input para o cmake)
├── neutron.mac (mac para resultados)
├── neutron_UI.mac (mac para visualização - QT_GUI)
├── 1_start_UI.sh (script de execução - QT_UI)
└── 2_start_batch.sh (script de execução - modo batch)
```

# 1. ProjectDirectory/

---

## 1.1. ./include

---

### 1.1.1. ./MyActionInitialization.hh

---

```
//ARQUIVO DE DECLARAÇÃO - Classe Construtor de Ação de Inicialização

//Evita repetição de cabeçalhos
#pragma once

#include "G4VUserActionInitialization.hh"

class myActionInitialization : public G4VUserActionInitialization {
public:
    void Build() const override;
    void BuildForMaster() const override;
};
```

### 1.1.2. ./MyDetector.hh

---

```
//ARQUIVO DE DECLARAÇÃO - Classe Construtor de Geometria

//Evita repetição de cabeçalhos
#pragma once

//Detector
#include "G4VUserDetectorConstruction.hh"

class myDetector : public G4VUserDetectorConstruction {
public:

    virtual G4VPhysicalVolume* Construct() override;
    void ConstructSDandField() override;

};
```

### 1.1.3. ./MyPrimaryGenerator.hh

---

```
//DECLARAÇÃO - Classe para Construtor para Gerador de Primárias

//Evita repetição de cabeçalhos
#pragma once

#include "G4VUserPrimaryGeneratorAction.hh"
#include "G4GeneralParticleSource.hh" //TROCADO: #include "G4ParticleGun.hh"
#include "G4Event.hh"

class myPrimaryGenerator : public G4VUserPrimaryGeneratorAction {
private:
    G4GeneralParticleSource *_m_myParticleSource; //Cria um membro em C++ chamado
    m_myParticleSource

public:

    myPrimaryGenerator();
```

```
    ~myPrimaryGenerator();

    virtual void GeneratePrimaries(G4Event* anEvent) override;
};
```

## 1.1.4. ./MyRun.hh

---

```
#pragma once

#include "G4Run.hh"

class myRun : public G4Run {
public:
    myRun();
    ~myRun() override;

    void AddEdep(G4double edep);
    G4double GetTotalEdep() const;

    void Merge(const G4Run* run) override;

private:
    G4double fTotalEdep;
};
```

## 1.1.5. ./MyRunAction.hh

---

```
#pragma once

#include "G4UserRunAction.hh"

class myRun;

class myRunAction : public G4UserRunAction {
public:
    myRunAction();
    ~myRunAction() override;

    G4Run* GenerateRun() override;
    void BeginOfRunAction(const G4Run* run) override;
    void EndOfRunAction(const G4Run* run) override;
};
```

## 1.1.6. ./MySensorDetector.hh

---

```
#pragma once

#include "G4VSensitiveDetector.hh"

class MySensorDetector : public G4VSensitiveDetector {
public:

    MySensorDetector(const G4String& name);
    ~MySensorDetector();

    virtual G4bool ProcessHits(G4Step* aStep, G4TouchableHistory*) override;
};
```

## 1.2. ./src

---

### 1.2.1. ./MyActionInitialization.cpp

---

```
//ARQUIVO DE DEFINIÇÃO - Minha Ação de Inicialização do Experimento

#include "../include/MyActionInitialization.hh"
#include "../include/MyPrimaryGeneratorAction.hh"
#include "../include/MyRunAction.hh"

void myActionInitialization::Build() const
{
    SetUserAction(new myPrimaryGeneratorAction);
    SetUserAction(new myRunAction);
}

void myActionInitialization::BuildForMaster() const
{
    SetUserAction(new myRunAction);
}
```

### 1.2.2. ./MyDetector.cpp

---

```
//ARQUIVO DE DEFINIÇÃO - Meu Detector => Geometria do Detector= Modelo Geométrico + Modelo de
Material

#include "../include/MyDetector.hh"
#include "G4Material.hh"
#include "G4NistManager.hh"
#include "G4Box.hh"
#include "G4LogicalVolume.hh"
#include "G4VPhysicalVolume.hh"
#include "G4PVPlacement.hh"
#include "G4VisAttributes.hh"
#include "G4Tubs.hh"
#include "G4Sphere.hh"
#include "G4SubtractionSolid.hh"
#include "G4ThreeVector.hh"
#include "G4SDManager.hh"
#include "../include/MySensorDetector.hh"
#include "G4VUserDetectorConstruction.hh"
#include "CLHEP/Units/SystemOfUnits.h"
using namespace CLHEP;

G4VPhysicalVolume* myDetector::Construct() {
    //VARIÁVEIS
    G4ThreeVector origin (0.*m, 0.*m, 0.*m);
    double hullOutRadios = 5.*m, hullLength = 20.*m, hullThick = 5.*cm, hullInRadios =
hullOutRadios-hullThick;

    //DECLARAÇÃO DAS CORES
    G4VisAttributes invisible(G4VisAttributes::GetInvisible());
    G4Colour waterColour (0., 0., 1., 0.2);
    G4Colour hullColour (0.7, 0.7, 0.7, 0.5);
    G4Colour myRedColour (0.7, 0.0, 0.0, 0.1);
    G4Colour myTissueColour (1.0, 0.6, 0.6, 0.4);

    //MATERIAIS
    auto world = G4NistManager::Instance()->FindOrBuildMaterial("G4_WATER");
    auto steel = G4NistManager::Instance()->FindOrBuildMaterial("G4_STAINLESS-STEEL");
    auto air = G4NistManager::Instance()->FindOrBuildMaterial("G4_AIR");
    auto icruSoftTissue = G4NistManager::Instance()->FindOrBuildMaterial("G4_TISSUE_SOFT_ICRU-
4");
}
```

```

//SÓLIDOS
auto worldBox = new G4Box("worldBox", 10*m, 10*m, hullLength/2);
auto hullSolid = new G4Tubs("hull", 0, hullOutRadios, hullLength/2, 0.*deg, 360.*deg);
auto airSolidCrew = new G4Tubs("AirSolidCrew", 0, hullInRadios, 3.925*m, 0.*deg, 360.*deg);
auto airSolidReactor = new G4Tubs("AirSolidReactor", 0, hullInRadios, 6*m, 0.*deg,
360.*deg);
auto icruSphere = new G4Sphere("ICRUSphere", 0., 15.*cm, 0.*deg, 360.*deg, 0.*deg,
180.*deg);

//VOLUMES LÓGICOS
//Switch para mudar o material do mundo (true = air)
bool air_sim = true; if (air_sim){world = air;}
auto logicalWorld = new G4LogicalVolume(worldBox, world, "logWorld");
auto logicalHull = new G4LogicalVolume(hullSolid, steel, "logHull");
auto logAirCrew = new G4LogicalVolume(airSolidCrew, air, "logAirCrew");
auto logAirReactor = new G4LogicalVolume(airSolidReactor, air, "logAirReactor");
auto logicalICRUSphere = new G4LogicalVolume(icruSphere, icruSoftTissue, "logSphere");

//CORES
//Cor do volume mãe
logicalWorld->SetVisAttributes(waterColour);
//Cor do casco e anteparas
logicalHull->SetVisAttributes(hullColour);
//Cor do ar
logAirCrew->SetVisAttributes(myRedCoulour);
logAirReactor->SetVisAttributes(myRedCoulour);
if (air_sim) {
logicalWorld->SetVisAttributes(myRedCoulour);
}
//Cor da esfera ICRU
logicalICRUSphere->SetVisAttributes(myTissueColour);

//VOLUMES FÍSICOS
auto physicalWorld = new G4PVPlacement(0, origin, logicalWorld, "physWorld", 0, false, 0);
auto physicalHull = new G4PVPlacement(0, origin, logicalHull, "physHull", logicalWorld,
false, 0);
auto physicalAirCrew = new G4PVPlacement(0, {0,0,-(6.025*m)}, logAirCrew, "CrewAir",
logicalHull, false, 0);
auto physicalAirReactor = new G4PVPlacement(0, {0,0,3.95*m}, logAirReactor, "ReactorAir",
logicalHull, false, 0);
auto physicalICRUSphere = new G4PVPlacement( 0, origin, logicalICRUSphere, "ICRUSphere",
logAirCrew, false, 0 );

G4cout << "Mundo físico criado!" << G4endl;
return physicalWorld;
}

void myDetector::ConstructSDandField()
{
// Sensitive detectors
auto sensor = new MySensorDetector("MySensor");
G4SDManager::GetSDMpointer()->AddNewDetector(sensor);
// Setting "sensor" to all logical volumes with the same name
// of "logAirCrew".
SetSensitiveDetector("logSphere", sensor, true);
G4cout << "Detector criado!" << G4endl;
}

```

### 1.2.3. ./MyPrimaryGenerator.cpp

---

```

//ARQUIVO DE DEFINIÇÃO - Meu Gerador de Primárias

#include "../include/MyPrimaryGenerator.hh"
#include "G4Geantino.hh"

myPrimaryGenerator::myPrimaryGenerator() : G4VUserPrimaryGeneratorAction(), m_myParticleSource
(new G4GeneralParticleSource())

```

```

{
;
} //TROCADO: (new G4ParticleGun( G4Geantino::Definition() ))

myPrimaryGenerator::~myPrimaryGenerator()
{
    delete m_myParticleSource;
}

void myPrimaryGenerator::GeneratePrimaries(G4Event* anEvent)
{
    m_myParticleSource->GeneratePrimaryVertex(anEvent);
}

```

## 1.2.4. ./MyRun.cpp

---

```

#include "../include/MyRun.hh"

// Inicializa o run zerando a energia acumulada.
myRun::myRun() : G4Run(), fTotalEdep(0.) {}

myRun::~myRun() = default;

// Soma incrementalmente a energia depositada em cada passo.
void myRun::AddEdep(G4double edep) {
    fTotalEdep += edep;
}

// Disponibiliza o valor total para classes consumidoras.
G4double myRun::GetTotalEdep() const {
    return fTotalEdep;
}

// Combina o resultado local com os dados agregados de outras threads.
void myRun::Merge(const G4Run* run)
{
    const auto localRun = static_cast<const myRun*>(run);
    fTotalEdep += localRun->GetTotalEdep();
    G4Run::Merge(run);
}

```

## 1.2.5. ./MyRunAction.cpp

---

```

#include "../include/MyRunAction.hh"
#include "../include/MyRun.hh"
#include "G4Run.hh"
#include "G4UnitsTable.hh"

myRunAction::myRunAction() = default;
myRunAction::~myRunAction() = default;

// Cada run precisa do seu próprio objeto para acumular energia.
G4Run* myRunAction::GenerateRun()
{
    return new myRun();
}

// Insere um texto no início de cada run. Diferencia [MASTER] e [WORKER]
void myRunAction::BeginOfRunAction(const G4Run*)
{
    if (IsMaster()){
        G4cout
        << "***** [RunAction] Inicio do run [MASTER] *****" << G4endl;
    } else {
        G4cout << G4endl << "[RunAction] Inicio do run [WORKER]." << G4endl << G4endl;
    }
}

void myRunAction::EndOfRunAction(const G4Run* run)

```

```

{
  const auto myRunPtr = static_cast<const myRun*>(run);
  // Relata a energia de forma diferente para mestre e workers.
  if (IsMaster()) {
    G4cout << "[RunAction][MASTER] Energia total depositada no detector: "
             << G4BestUnit(myRunPtr->GetTotalEdep(), "Energy") << G4endl;
  } else {
    G4cout << "[RunAction][WORKER] Energia total parcial: "
             << G4BestUnit(myRunPtr->GetTotalEdep(), "Energy") << G4endl;
  }
}
}

```

## 1.2.6. ./MySensorDetector.cpp

---

```

#include "../include/MySensorDetector.hh"
#include "../include/MyRun.hh"
#include "G4RunManager.hh"
#include "G4UnitsTable.hh"
#include "CLHEP/Units/SystemOfUnits.h"
#include <iomanip>
#include <iostream>
using namespace CLHEP;

MySensorDetector::MySensorDetector(const G4String& name) : G4VSensitiveDetector(name){
  ;
}

MySensorDetector::~MySensorDetector() = default;

G4bool MySensorDetector::ProcessHits(G4Step* aStep, G4TouchableHistory*) {

  auto eDep = aStep->GetTotalEnergyDeposit();
  if (eDep == 0.) return false;

  auto runManager = G4RunManager::GetRunManager();
  auto myRunPtr = static_cast<myRun*>(runManager->GetNonConstCurrentRun());
  if (myRunPtr != nullptr) {
    myRunPtr->AddEdep(eDep);
  }

  return true;
}

```

## 1.3. ./CmakeLists.txt

---

```

# $Id: CMakeLists.txt 26-08-25 11:02 linuxpc$

#-----
# Setup Project
cmake_minimum_required(VERSION 2.6 FATAL_ERROR)
project(Neutron_Propagation)

find_package(Geant4 REQUIRED)

#-----
# Find Geant4 package, activating all available UI and Vis drivers by default
# You can set WITH_GEANT4_UIVIS to OFF via the command line or ccmake/cmake-gui
# to build a batch mode only executable
#
option(WITH_GEANT4_UIVIS "Build example with Geant4 UI and Vis drivers" ON)

if(WITH_GEANT4_UIVIS)
  find_package(Geant4 REQUIRED ui_all vis_all)
else()
  find_package(Geant4 REQUIRED)
endif()

```

```

#-----
# Setup Geant4 include directories and compile definitions
# Setup include directory for this project
#
include(${Geant4_USE_FILE})
include_directories(${PROJECT_SOURCE_DIR}/include)

#-----
# Locate sources and headers for this project
# NB: headers are included so they will show up in IDEs
#
file(GLOB sources ${PROJECT_SOURCE_DIR}/src/*.cpp)
file(GLOB headers ${PROJECT_SOURCE_DIR}/include/*.hh)

#-----
# Add the executable, and link it to the Geant4 libraries
#
add_executable(exec_file_neutron main.cpp ${sources} ${headers})
target_link_libraries(exec_file_neutron ${Geant4_LIBRARIES})

#-----
# Copy all scripts to the build directory, i.e. the directory in which we
# build B1. This is so that we can run the executable directly because it
# relies on these scripts being in the current working directory.
#
set(NEUTRON_SCRIPTS
    neutron.mac
    neutron_UI.mac
)

foreach(_script ${NEUTRON_SCRIPTS})
    configure_file(
        ${PROJECT_SOURCE_DIR}/${_script}
        ${PROJECT_BINARY_DIR}/${_script}
        COPYONLY
    )
endforeach()

#-----
# Add program to the project targets
# (this avoids the need of typing the program name after make)
#
add_custom_target(Neutron_Propagation DEPENDS exec_file_neutron)

#-----
# Install the executable to 'bin' directory under CMAKE_INSTALL_PREFIX
#
install(TARGETS exec_file_neutron DESTINATION bin)

```

## 1.4. ./main.cpp

---

```

// Código para rodar uma simulação

// Bibliotecas adicionais
#include <iostream>
#include <ctime>
using namespace std;

// Bibliotecas para ativar UI
#include "G4UIExecutive.hh"
#include "G4UImanager.hh"

// Bibliotecas para ativar motores de visualização
#include "G4VisExecutive.hh"
#include "G4VisManager.hh"

// Inicialização do experimento - Fonte de partículas
#include "../include/MyActionInitialization.hh"

// Lista de física

```

```

#include "G4VUserPhysicsList.hh"
#include "G4PhysListFactory.hh"

// RunManager
#include "G4RunManager.hh"
#include "G4RunManagerFactory.hh"

// Detector
#include "../include/MyDetector.hh"

// Gerador de números aleatórios
#include "Randomize.hh"

//Inclui a biblioteca de tempo
#include "G4Timer.hh"

int main(int argc, char** argv)
{
    // Criação do RunManager
    auto myRunManager = G4RunManagerFactory::CreateRunManager();

    // Número total de núcleos lógicos
    G4int ncores = G4Threading::G4GetNumberOfCores();

    // Deixa núcleos livres
    myRunManager->SetNumberOfThreads(28);

    // Physics list: Shielding (Geant4 11.3.2)
    auto myPhysicsListFactory = new G4PhysListFactory();
    auto myPhysicsList = myPhysicsListFactory->GetReferencePhysList("Shielding");
    delete myPhysicsListFactory;

    // Randomização da semente
    CLHEP::HepRandom::setTheSeed(time(nullptr));
    //G4long seed[2];
    //seed[0] = 123456789;
    //seed[1] = 987654321;
    //G4Random::setTheSeeds(seed);

    // Inicialização do detector
    myRunManager->SetUserInitialization(new myDetector);

    // Inicialização da física
    myRunManager->SetUserInitialization(myPhysicsList);

    // Inicialização das ações
    myRunManager->SetUserInitialization(new myActionInitialization);

    //Inicia o cronômetro
    G4Timer timer;
    timer.Start();

    // Inicializa o kernel do Geant4
    myRunManager->Initialize();

    // Visualização
    auto* myVisManager = new G4VisExecutive();
    myVisManager->Initialize();

    // Modo interativo ou batch
    if (argc == 1) {

        auto myUIExecutive = new G4UIExecutive(argc, argv);
        myUIExecutive->SetVerbose(0);
        myUIExecutive->SessionStart();
        delete myUIExecutive;

    } else {

        G4String arqMacro = argv[1];
        auto* myUImanager = G4UImanager::GetUIpointer();
        myUImanager->ApplyCommand("/control/execute " + arqMacro);

    }
}

```

```

// Finalização
delete myRunManager;
delete myVisManager;
timer.Stop();

// Impressão das seeds
const G4long* seeds = G4Random::getTheSeeds();
G4cout << G4endl
  << "Seeds utilizadas -> "
  << "seed1: " << seeds[0]
  << "    seed2: " << seeds[1]
  << G4endl << G4endl;

G4cout << "|||-----!!! Concluído !!!-----|||"
  << G4endl;

G4cout << G4endl
  << "Tempo real total da simulacao: ";

G4double realTime = timer.GetRealElapsed();
//G4double userTime = timer.GetUserElapsed();
//G4double sysTime = timer.GetSystemElapsed();

G4cout << G4endl
  << "Tempo real (wall): " << realTime << " s" << G4endl
  //<< "Tempo usuario:    " << userTime << " s" << G4endl
  //<< "Tempo sistema:    " << sysTime << " s" << G4endl
  << G4endl;

return 0;
}

```

## 1.5. ./neutron.mac

---

```

#Macros de Experimento

#Seleciona o tipo de janela vizualizadora
#/vis/open OGL

#Configura o número de segmentos por círculo
#/vis/viewer/set/lineSegmentsPerCircle 72

#Desenha o Volume
#/vis/drawVolume

#Seleciona o ângulo de visão baseado em Theta Phi
#/vis/viewer/set/viewpointThetaPhi 90. 0.

#Especifica o zoom
#/vis/viewer/zoom 1.0

#Desenha trajetórias suaves no fim do evento, mostrando os pontos de trajetória (as makers 2
pixels wide??)
#/vis/scene/add/trajectories smooth
#/vis/modeling/trajectories/create/drawByCharge #azul: positivas - vermelho: negativas - verde:
carga nula
#/vis/modeling/trajectories/drawByCharge-0/default/setDrawStepPts true
#/vis/modeling/trajectories/drawByCharge-0/default/setAuxPtsSize 2

#Sobrepõe todos os eventos de uma rodada
#/vis/scene/endOfEventAction accumulate 100

#Reestabelece o auto-refresh e verbosity
#/vis/viewer/set/autoRefresh true

#Feedback Durante a Execução
/run/verbose 0
/event/verbose 0

```

```
/tracking/verbose 0
/control/cout/useBuffer 1
/control/verbose 0
/control/saveHistory 0
/process/em/verbose 0
/process/verbose 0

#Definições da fonte
/gps/particle neutron
/gps/ene/type Arb
/gps/hist/type arb

# Tabela Normalizada E(MeV), PDF
/gps/hist/point 0.00000016810 0.00000000000
/gps/hist/point 0.00000021911 0.011999575273
/gps/hist/point 0.00000028559 0.012001116334
/gps/hist/point 0.00000037225 0.012003438305
/gps/hist/point 0.00000048520 0.012008683659
/gps/hist/point 0.00000063242 0.011428673167
/gps/hist/point 0.00000082432 0.011413653300
/gps/hist/point 0.00000107444 0.011427016320
/gps/hist/point 0.00000140046 0.011410098994
/gps/hist/point 0.00000182541 0.010876973749
/gps/hist/point 0.00000237929 0.010878378110
/gps/hist/point 0.00000310125 0.010883685922
/gps/hist/point 0.00000404226 0.010885275653
/gps/hist/point 0.00000526881 0.010867299422
/gps/hist/point 0.00000686752 0.010883459700
/gps/hist/point 0.00000895134 0.010853081803
/gps/hist/point 0.00001166746 0.010861642698
/gps/hist/point 0.00001520773 0.010853992739
/gps/hist/point 0.00001982222 0.010869654307
/gps/hist/point 0.00002583690 0.010867486064
/gps/hist/point 0.00003367662 0.010887575670
/gps/hist/point 0.00004389515 0.010886968282
/gps/hist/point 0.00005721429 0.010875189065
/gps/hist/point 0.00007457488 0.010893525321
/gps/hist/point 0.00009720321 0.010876699248
/gps/hist/point 0.00012669768 0.010876685348
/gps/hist/point 0.00016514168 0.010869490680
/gps/hist/point 0.00021525078 0.010880245865
/gps/hist/point 0.00028056453 0.010892365074
/gps/hist/point 0.00036569650 0.010879625529
/gps/hist/point 0.00047666015 0.010879159696
/gps/hist/point 0.00062129360 0.010870948684
/gps/hist/point 0.00080981333 0.010861179826
/gps/hist/point 0.00105553578 0.010882320558
/gps/hist/point 0.00137581803 0.010886645394
/gps/hist/point 0.00179328383 0.010902889938
/gps/hist/point 0.00233742170 0.010880141055
/gps/hist/point 0.00304666784 0.010890496783
/gps/hist/point 0.00397112124 0.010868077248
/gps/hist/point 0.00517608243 0.010852246167
/gps/hist/point 0.00674666617 0.010891907702
/gps/hist/point 0.00879381367 0.010859016567
/gps/hist/point 0.01146212914 0.010886573684
/gps/hist/point 0.01494009416 0.010876762575
/gps/hist/point 0.01947338151 0.011065681968
/gps/hist/point 0.02538220867 0.011083776294
/gps/hist/point 0.03308395701 0.011080494613
/gps/hist/point 0.04312265437 0.011082599376
/gps/hist/point 0.05620740346 0.011265250358
/gps/hist/point 0.07326247074 0.011279316062
/gps/hist/point 0.09549257373 0.011409670886
/gps/hist/point 0.12446797855 0.011386659072
/gps/hist/point 0.16223541874 0.011706822182
/gps/hist/point 0.21146267015 0.011874368260
/gps/hist/point 0.27562699450 0.012251422380
/gps/hist/point 0.35926076239 0.012690063958
/gps/hist/point 0.46827160608 0.013280158321
/gps/hist/point 0.61035971644 0.013789677084
/gps/hist/point 0.79556176078 0.014416951813
/gps/hist/point 1.03695984214 0.015029611017
/gps/hist/point 1.35160557889 0.015753652084
```

```
/gps/hist/point 0.176172457856 0.016511460801
/gps/hist/point 0.229628638648 0.017247946383
/gps/hist/point 0.299305080540 0.017977828805
/gps/hist/point 0.390123513184 0.018667784749
/gps/hist/point 0.508499071463 0.019422181649
/gps/hist/point 0.662793440900 0.019957731950
/gps/hist/point 0.863905501412 0.020416750898
/gps/hist/point 1.126041190685 0.020876615891
/gps/hist/point 1.467716967942 0.020644247250
/gps/hist/point 1.913067759691 0.019851624271
/gps/hist/point 2.493551776744 0.019095371222
/gps/hist/point 3.250172625515 0.018023651440
/gps/hist/point 4.236375676723 0.016702866861
/gps/hist/point 5.521823282075 0.014905101322
/gps/hist/point 7.197315508631 0.013830094539
/gps/hist/point 9.381203976399 0.012021701126
/gps/hist/point 12.22775185293 0.010214587769
/gps/hist/point 15.93803052925 0.008881924404
/gps/hist/point 20.77412268472 0.007060020388
/gps/hist/point 27.07763500188 0.002864411076
```

```
/gps/hist/inter Lin
```

```
# Posição da fonte
/gps/position 0. 0. 3.5 m
```

```
# Emissão isotrópica
/gps/ang/type iso
```

```
# Inicialização
/run/initialize
```

```
#Roda o feixe
/run/beamOn 1000000
```

## 1.6. ./neutron\_Ul.mac

---

```
#Macros de Experimento
```

```
#Seleciona o tipo de janela visualizadora
/vis/open OGL
```

```
#Configura o número de segmentos por círculo
/vis/viewer/set/lineSegmentsPerCircle 72
```

```
#Desenha o Volume
/vis/drawVolume
```

```
#Seleciona o ângulo de visão baseado em Theta Phi
/vis/viewer/set/viewpointThetaPhi 90. 0.
```

```
#Especifica o zoom
/vis/viewer/zoom 1.0
```

```
#Desenha trajetórias suaves no fim do evento, mostrando os pontos de trajetória (as makers 2
pixels wide??)
/vis/scene/add/trajectories smooth
/vis/modeling/trajectories/create/drawByCharge #azul: positivas - vermelho: negativas - verde:
carga nula
/vis/modeling/trajectories/drawByCharge-0/default/setDrawStepPts true
/vis/modeling/trajectories/drawByCharge-0/default/setAuxPtsSize 2
```

```
#Sobrepõe todos os eventos de uma rodada
/vis/scene/endOfEventAction accumulate 100
```

```
#Reestabelece o auto-refresh e verbosity
/vis/viewer/set/autoRefresh true
```

```

#Feedback Durante a Execução
/run/verbose 0
/event/verbose 0
/tracking/verbose 0
/control/cout/useBuffer 1
/control/verbose 0
/control/saveHistory 0
/process/em/verbose 0
/process/verbose 0

#Definições da fonte
/gps/particle neutron
/gps/energy 1 MeV
/gps/position 0. 0. 3.5 m

# Emissão isotrópica
/gps/ang/type iso

#Roda o feixe
/run/beamOn 0

```

## 1.7. ./1\_start\_UI.sh

---

```

cd build
cmake ..
make -j12
./exec_file_neutron
cd ..

```

## 1.8. ./2\_start\_batch.sh

---

```

#!/bin/bash

# Script para compilar e executar simulações Geant4 em paralelo
# Ubuntu 24.04 LTS – por Luciano

# Diretório de compilação
BUILD_DIR="./build"
DATA_DIR="./data"
EXECUTABLE="exec_file_neutron"
MACRO_FILE="neutron.mac"

# Número de execuções paralelas
NUM_RUNS=100

# Limpa o build
rm -fr "$BUILD_DIR"/*

#Compila
echo "Iniciando compilação..."
mkdir -p "$BUILD_DIR"
cd "$BUILD_DIR" || exit 1
cmake .. && make -j12 || { echo "Erro na compilação..."; exit 1; }

# Criar diretório de saída
mkdir -p "../$DATA_DIR"

# Executar simulações
echo "Iniciando simulações..."
for i in $(seq 1 $NUM_RUNS); do
    OUTPUT_FILE="../${DATA_DIR}/output${i}_spectr_water.dat"
    echo "[Run $i] Iniciando execução..."
    ./$EXECUTABLE $MACRO_FILE > "$OUTPUT_FILE"
done

# Aguardar todas as execuções terminarem
wait
echo "Todas as simulações concluídas."

```

```
echo "Resultados salvos em do diretório data."  
cd ..
```

### **Declaração de Uso de Inteligência Artificial Generativa**

Declaro, para os devidos fins acadêmicos, que ferramentas de Inteligência Artificial (IA) generativa foram empregadas de forma pontual e assistiva na elaboração desta dissertação.

Especificamente, tais ferramentas foram utilizadas na redação em:

- refinamento linguístico do Resumo, Abstract e Conclusão;
- aprimoramento de clareza e adequação a linguagem acadêmica em trechos selecionados da Introdução;
- aprimoramento de clareza e adequação a linguagem acadêmica em trechos selecionados da Revisão Bibliográfica, Fundamentação Teórica e Resultados e Discussão;

Esclarece-se que o conteúdo técnico-científico apresentado é de autoria própria, tendo as ferramentas de IA generativa sido utilizadas exclusivamente para correções gramaticais, ajustes de estilo e readaptações de redação, redação com base em conteúdo autoral, sem alteração de sentido e, principalmente, sem contribuição intelectual.

Ressalta-se que todas as ideias, análises, interpretações, metodologias, resultados e conclusões expressos neste trabalho são de inteira responsabilidade e intelectualidade do autor, que assegura sua veracidade e autoria em conformidade com a ética profissional e acadêmica.

Por fim, assumo integral responsabilidade pelo conteúdo desta dissertação, incluindo eventuais imprecisões ou equívocos, eximindo quaisquer ferramentas de IA generativa de autoria intelectual sobre o trabalho apresentado.

Fortaleza, em 20 de abril de 2026.

Luciano Lucas Bruno

LUCIANO LUCAS BRUNO

“ESTUDO POR SIMULAÇÃO DE MONTE CARLO DO RETROESPALHAMENTO EM ÁGUA  
PARA A DOSE DE NÊUTRONS EM UMA EMBARCAÇÃO NUCLEAR SUBMERSA”.

Rio de Janeiro, 07 de abril de 2026.

gov.br Documento assinado digitalmente  
**DENISON DE SOUZA SANTOS**  
Data: 10/04/2026 08:42:45-0300  
Verifique em <https://validar.iti.gov.br>

Prof. Dr. Denison de Souza Santos  
(PPG/ANSN/IRD)

gov.br Documento assinado digitalmente  
**PAULO ALEXANDRE COSTA ROCHA**  
Data: 09/04/2026 11:56:08-0300  
Verifique em <https://validar.iti.gov.br>

Prof. Dr. Paulo Alexandre Costa Rocha  
(UFC)

gov.br Documento assinado digitalmente  
**FRANCISCO CESAR AUGUSTO DA SILVA**  
Data: 01/05/2026 12:57:15-0300  
Verifique em <https://validar.iti.gov.br>

Prof. Dr. Francisco Cesar Augusto da Silva  
(PPG/ANSN/IRD)

gov.br Documento assinado digitalmente  
**WALSAN WAGNER PEREIRA**  
Data: 06/05/2026 18:12:21-0300  
Verifique em <https://validar.iti.gov.br>

Prof. Dr. Walsan Wagner Pereira  
(PPG/ANSN/IRD)

gov.br Documento assinado digitalmente  
**TADEU AUGUSTO DE ALMEIDA SILVA**  
Data: 15/05/2026 09:55:00-0300  
Verifique em <https://validar.iti.gov.br>

Prof. Dr. Tadeu Augusto de Almeida Silva  
(PPG/ANSN/IRD)