

ANÁLISE NEUTRÔNICA DE MICRORREATOR NUCLEAR DE NÊUTRONS TÉRMICOS: SIMULAÇÃO COMPARATIVA DE GRAFITA E BERÍLIO COMO MODERADORES EM NÚCLEOS COMPACTOS

Autores

Rodrigo de Souza¹

Francisco Tadeu Degasperi²

Resumo

Este trabalho apresenta o desenvolvimento e teste de um simulador computacional para análise comparativa do uso de grafita e berílio como moderadores em microrreatores nucleares de nêutrons térmicos, com circuito primário baseado em sódio metálico líquido para remoção passiva de calor. O objetivo é avaliar o desempenho neutrônico do núcleo, considerando o fator de multiplicação efetivo (k_{eff}), a distribuição espacial do fluxo de nêutrons, o coeficiente de reatividade de temperatura e a geometria crítica, com foco na compactação do sistema e na segurança intrínseca. A metodologia emprega a modelagem da equação da difusão de nêutrons em geometria cilíndrica, resolvida numericamente pelo método de diferenças finitas, com condições de contorno que consideram vazamento na superfície e reflexão parcial. Foram simuladas duas configurações: uma com moderador de grafita (diâmetro de 1,0 m) e outra com berílio (diâmetro de 0,6 m), mantendo-se constante a potência térmica nominal e a composição do combustível (UO_2 enriquecido a 20%). Os resultados demonstram que o berílio permite uma redução de aproximadamente 40% no diâmetro do núcleo, mantendo a criticidade ($k_{\text{eff}} > 1$) e aumentando significativamente a densidade de potência, o que favorece a portabilidade. No entanto, a grafita apresenta um coeficiente de reatividade de temperatura mais negativo ($\sim -0,00032$ /°C), indicando maior estabilidade térmica intrínseca devido ao predomínio do efeito Doppler. O sistema com berílio, embora mais compacto, exibe menor margem de segurança térmica ($\sim -0,00012$ /°C), destacando um trade-off fundamental entre desempenho técnico e robustez operacional. O sistema de refrigeração, baseado em heat pipes de sódio, foi modelado indiretamente, garantindo a segurança passiva. A simulação indica que microrreatores com ambos os moderadores são viáveis para operação prolongada (mais de 8 anos sem recarga), com alto grau de segurança devido à baixa potência térmica e à ausência de fluidos ativos. O simulador desenvolvido constitui-se em uma ferramenta robusta para apoio ao projeto de SMR de próxima geração, com aplicações em ambientes remotos, datacenters e instalações críticas, contribuindo para a avaliação de trade-offs críticos no design de reatores compactos.

Palavras-chave: Simulação computacional. Small nuclear reactor. Moderadores. Berílio. Grafita.

NEUTRON ANALYSIS OF A NUCLEAR MICROREACTOR WITH THERMAL NEUTRONS: COMPARATIVE SIMULATION OF GRAPHITE AND BERYLLIUM AS MODERATORS IN COMPACT CORES

Abstract

This work presents the development and testing of a computational simulator for the comparative analysis of the use of graphite and beryllium as moderators in thermal neutron microreactors, with a primary circuit based on liquid metallic sodium for passive heat removal. The objective is to evaluate the neutronic performance of the core, considering the effective multiplication factor (k_{eff}), the spatial distribution of neutron flux, the temperature reactivity coefficient, and the critical geometry, with a focus

¹ <https://orcid.org/0000-0003-0268-9836>

² <https://orcid.org/0000-0002-8086-7709>

on system compactness and intrinsic safety. The methodology employs the modeling of the neutron diffusion equation in cylindrical geometry, solved numerically by the finite difference method, with boundary conditions accounting for neutron leakage at the surface and partial reflection. Two configurations were simulated: one with a graphite moderator (1.0 m diameter) and another with beryllium (0.6 m diameter), keeping the nominal thermal power and fuel composition constant (20% enriched UO_2). The results demonstrate that beryllium allows for an approximate 40% reduction in core diameter, maintaining criticality ($k_{eff} > 1$) and significantly increasing power density, thus favoring portability. However, graphite exhibits a more negative temperature reactivity coefficient (~ -0.00032 /°C), indicating greater intrinsic thermal stability due to the dominance of the Doppler effect. The beryllium-based system, although more compact, shows a lower thermal safety margin (~ -0.00012 /°C), highlighting a fundamental trade-off between technical performance and operational robustness. The cooling system, based on sodium heat pipes, was modeled indirectly, ensuring passive safety. The simulation indicates that microreactors with both moderators are viable for long-term operation (over 8 years without refueling), with a high degree of safety due to low thermal power and the absence of active fluids. The developed simulator constitutes a robust tool to support the design of next-generation SMRs, with applications in remote environments, data centers, and critical facilities, contributing to the assessment of critical trade-offs in the design of compact reactors.

Keywords: Computational simulation. Small nuclear reactor. Moderators. Beryllium. Graphite.

INTRODUÇÃO

Microrreatores nucleares constituem uma categoria de Reatores Modulares Pequenos (SMR – *Small Modular Reactors*), caracterizada por potência elétrica de até 5 MWe, projetados para operação autônoma de longa duração, com ciclos de vida que podem exceder oito anos sem recarga de combustível. Diferentemente dos reatores nucleares convencionais, os microrreatores são sistemas compactos, com foco em segurança passiva, simplicidade operacional e facilidade de transporte. Esses sistemas podem utilizar mecanismos passivos de remoção de calor, como *heat pipes* de sódio metálico líquido, que operam em pressão próxima à atmosférica e conduzem calor gerado pela fissão a temperaturas em torno de 800 °C. A moderação do fluxo de nêutrons é realizada por materiais sólidos, cuja seleção tem impacto direto sobre a geometria crítica, a densidade de potência e o grau de compactação do núcleo. Devido às dimensões reduzidas e ao selamento integral do sistema, a análise das condições de contorno neutrônicas, como vazamento de nêutrons e reflexão parcial nas interfaces, torna-se essencial para a avaliação da criticidade (auto sustentação da reação) e estabilidade do reator. A baixa potência térmica e a ausência de sistemas ativos de refrigeração reduzem significativamente os riscos associados a transientes térmicos e perda de resfriamento (Testoni, Bersano, Segantin, 2021).

O desempenho reacional em microrreatores está fortemente influenciado pela escolha do moderador de nêutrons, cuja função é reduzir a energia dos nêutrons rápidos (2 MeV)

gerados pela fissão para valores térmicos (1 eV), com os quais a probabilidade de induzir novas fissões é mais elevada, dada a seção de choque do combustível U-235 (680 barn). Neste trabalho, são analisados comparativamente dois materiais moderadores com propriedades físicas distintas: a grafita e o berílio. A grafita, composta por carbono de alto grau de pureza, é um moderador amplamente utilizado em reatores térmicos devido à sua estabilidade térmica e baixa absorção de nêutrons, mas exige um volume maior para atingir a criticidade. Por outro lado, o berílio apresenta uma seção de espalhamento elástico superior e menor comprimento de difusão, permitindo uma redução significativa nas dimensões do núcleo, o que favorece a compactação do sistema. No entanto, o berílio é um material estratégico, de custo elevado e com restrições de disponibilidade e manuseio, o que impõe desafios adicionais ao projeto. A análise considera as propriedades macroscópicas de cada moderador, como suas seções de choque de espalhamento e absorção, bem como o impacto sobre o fator de multiplicação efetivo (k_{eff}), o perfil espacial do fluxo neutrônico e a margem de reatividade (Wang *et al.*, 2021).

Microrreatores nucleares apresentam grande potencial para atuação como fonte de geração descentralizada livre de emissões de gases do efeito estufa (GEE), em complexos industriais e datacenters, nos quais a demanda por energia elétrica é intensa, contínua e altamente sensível a interrupções. Em datacenters, cuja operação exige disponibilidade ininterrupta de energia e sistemas robustos de resfriamento, a integração de um microrreator fornece uma geração *baseload* (de base), compatível com requisitos de segurança e sustentabilidade. Da mesma forma, em complexos industriais, o calor gerado pelo reator pode ser aproveitado de forma combinada (cogeração), suprimindo as demandas elétrica e térmica de média e alta temperatura (Rathod; Rathod; Patel, 2024). Quando há operação passiva, baseada em *heat pipes* de sódio metálico e ausência de fluidos refrigerantes ativos, reduz-se riscos operacionais e elimina-se a dependência de infraestrutura complexa de refrigeração.

1.1 Objetivo

O objetivo deste trabalho é apresentar o desenvolvimento e teste de um simulador numérico em Python para análise comparativa do desempenho neutrônico em microrreatores nucleares do tipo SMR, com foco na influência dos materiais moderadores, grafita e berílio, sobre a criticidade e a geometria do núcleo reacional. Através da resolução da equação da difusão de nêutrons em geometria cilíndrica por meio do método de diferenças finitas, o script

computacional permite avaliar parâmetros fundamentais, como o fator de multiplicação efetivo (k_{eff}), a distribuição espacial do fluxo de nêutrons e as condições de contorno relacionadas ao vazamento na superfície do núcleo. O modelo considera as propriedades macroscópicas dos moderadores e sua interação com o combustível de dióxido de urânio enriquecido a 20%, simulando configurações com diâmetro de aproximadamente 1 metro para grafita e 60 centímetros para berílio, conforme projeto de SMR brasileiro, em desenvolvimento. A simulação visa a construção de uma base quantitativa para a avaliação de *trade-offs* entre compactação do sistema, eficiência de moderação e estabilidade operacional, contribuindo para o entendimento dos efeitos da escolha do moderador no design de microrreatores com refrigeração passiva via *heat pipes* de sódio metálico. O estudo se insere no contexto do desenvolvimento de novos produtos industriais e simulação computacional.

2 REFERENCIAL TEÓRICO

Os microrreatores nucleares de pequeno porte baseados em sódio metálico operam com um sistema primário passivo de transferência de calor, no qual o calor gerado pela fissão nuclear no núcleo é conduzido por meio de *heat pipes* preenchidos com sódio metálico líquido. Esses dispositivos são tubos selados, geralmente com aço inoxidável ou ligas refratárias, que contêm sódio em equilíbrio entre as fases líquida e de vapor. Na região quente (imersa no núcleo do reator), o sódio absorve calor e vaporiza, expandindo-se ao longo do tubo por diferença de pressão. O vapor se desloca para a extremidade fria (conectada ao trocador de calor), onde condensa, liberando o calor latente para o sistema de conversão de energia (como um ciclo Stirling, Brayton ou Rankine). O líquido condensado retorna à região quente por ação capilar ou gravitacional, completando o ciclo sem necessidade de bombas ou componentes móveis. Esse mecanismo opera em pressão próxima à atmosférica, eliminando riscos associados a rompimentos catastróficos por super pressão. O sódio metálico é empregado por suas propriedades térmicas: alta condutividade térmica ($\sim 80 \text{ W/m}\cdot\text{K}$), baixa viscosidade, ampla faixa de temperatura líquida (de 98°C a 883°C à pressão atmosférica) e compatibilidade com estruturas metálicas em altas temperaturas (Lu; Cuadra, 2025).

O berílio (Be) é um material moderador de alto desempenho e, em termos de propriedades nucleares, apresenta uma seção de choque macroscópica de espalhamento (Σ_s) de aproximadamente 7,6 barn ($1 \text{ barn} = 10^{-24} \text{ cm}^2$) e uma seção de choque de absorção (Σ_a) muito

baixa, cerca de 0,0092 barn (para nêutrons térmicos), o que resulta em um alto poder moderador ($\Sigma_s \times \xi$), sendo ξ (ξ) é o poder de desaceleração médio por colisão. O valor de ξ para o berílio é de aproximadamente 0,208, o que significa que, em média, cada colisão com um átomo de berílio reduz o logaritmo da energia do nêutron em 0,208 unidades. O número de colisões necessárias para moderar um nêutron de 2 MeV para 1 eV é cerca de 100 no berílio, um valor inferior ao da grafita (~115), indicando eficiência superior na desaceleração (Wroblewska *et al.*, 2021).

Uma das principais vantagens do berílio como moderador é seu baixo comprimento de difusão de nêutrons (distância média que um nêutron térmico percorre em um meio antes de ser absorvido), com cerca de 32 cm; e o pequeno raio de difusão (área na qual um nêutron térmico pode se mover), o que permite a construção de núcleos reacionais altamente compactos. Além disso, o berílio contribui para um coeficiente de reatividade de temperatura negativo (a potência do reator diminui automaticamente se a temperatura no núcleo aumentar) mais acentuado, pois a expansão térmica do material com o aumento da temperatura reduz sua densidade, diminuindo a eficiência da moderação e, conseqüentemente, a reatividade, ou seja, é um mecanismo de segurança passiva (Bays *et al.*, 2025).

Do ponto de vista físico-químico, o berílio é um metal leve (densidade de 1,85 g/cm³), com ponto de fusão elevado (1.287 °C) e boa condutividade térmica (~200 W/m·K a 100 °C), o que o torna adequado para ambientes de alta temperatura, como os microrreatores que operam com *heat pipes* de sódio metálico a até 800 °C. No entanto, ele é normalmente empregado na forma de óxido de berílio (BeO), em aplicações nucleares, devido à sua maior estabilidade térmica e resistência à oxidação em temperaturas acima de 600 °C, mesmo o BeO tenha desempenho moderador inferior ao do berílio metálico puro. O BeO mantém boa condutividade térmica (cerca de 200–300 W/m·K), superior à maioria dos óxidos cerâmicos, o que é benéfico para a integridade térmica do núcleo. Apesar dessas vantagens, o berílio apresenta restrições: é altamente tóxico em forma de poeira ou fumaça, podendo causar berilose pulmonar, uma doença crônica e potencialmente fatal, o que exige rigoroso controle durante a fabricação, usinagem e manutenção. Além disso, é um material estratégico com comércio internacional restrito (listado no regime de controle de exportações de produtos nucleares), o que dificulta o acesso e aumenta os custos. Sua produção é limitada a poucos países (EUA, Rússia e China), e

o Brasil ainda não domina a cadeia produtiva, o que representa uma barreira tecnológica expressiva (Hou; Zhou; Liu., 2023).

A grafita é um dos materiais moderadores mais tradicionais e amplamente utilizados em reatores nucleares térmicos, sendo composta por átomos de carbono dispostos em uma estrutura cristalina hexagonal. A grafita apresenta um baixo coeficiente de absorção de nêutrons e um poder moderador razoável, sendo capaz de desacelerar nêutrons rápidos para a região térmica, com poder de desaceleração médio por colisão (ξ) de aproximadamente 0,158 (Ozaltun; Liepinya; Avincola, 2021).

Apesar disso, a grafita possui uma seção de choque de absorção extremamente baixa ($\approx 3,4$ milibarn), o que resulta em um alto tempo de vida do nêutron (τ) e uma baixa perda de nêutrons por captura radiativa, favorecendo a manutenção da reação em cadeia. Em termos de propriedades macroscópicas, a seção de choque de espalhamento (Σ_s) da grafita é de cerca de 4,7 barn, com um comprimento de difusão de nêutrons (L) em torno de 55 cm, dependendo da densidade e pureza do material. Essas características exigem um núcleo reacional de maior volume para alcançar a criticidade (Adkins; Maheras, 2021).

Do ponto de vista físico-químico, a grafita possui alta condutividade térmica ($\sim 100\text{--}150$ W/m·K na direção basal), baixa densidade ($\sim 1,7\text{--}2,2$ g/cm³) e elevado ponto de sublimação (~ 3.650 °C). No entanto, a grafita é suscetível à oxidação em atmosferas com traços de oxigênio acima de 400 °C, o que exige um ambiente de operação controlado (inerte ou vácuo). Além disso, pode sofrer dano por radiação (*wigner effect*), acumulando energia devido ao deslocamento atômico sob irradiação prolongada, o que pode gerar picos térmicos se não gerenciado (Park; Herzele; Koeth, 2025).

A grafita é um material comercialmente disponível, com cadeia produtiva estabelecida globalmente, possuindo, neste sentido, vantagem estratégica em relação ao berílio, cuja comercialização é restrita. No entanto, para uso nuclear, é essencial que a grafita seja de alta pureza (nuclear grade), com teores mínimos de impurezas absorvedoras de nêutrons, como boro (limite típico de 0,4 ppm). O Brasil ainda não domina a produção desse tipo de grafita. Apesar do maior volume necessário, a grafita é uma opção tecnologicamente mais acessível e segura do ponto de vista logístico e toxicológico, sendo uma alternativa viável para o desenvolvimento inicial de microrreatores, mesmo com o custo de compactação do sistema (Yadav; Sharma; Sharma, 2025).

3 MÉTODO

Os métodos empregados neste trabalho baseiam-se em uma abordagem híbrida que combina simulação física de transporte neutrônico com técnicas de aprendizado de máquina, com o objetivo de comparar o desempenho de dois materiais moderadores — grafita e berílio — em microrreatores nucleares compactos. A análise foi conduzida por meio de um modelo numérico desenvolvido em Python, que simula a distribuição do fluxo de nêutrons no interior do núcleo reacional, considerando sua geometria cilíndrica e dimensões reduzidas, típicas de sistemas transportáveis. O modelo resolve numericamente a equação da difusão de nêutrons, que descreve o balanço entre a produção de nêutrons pela fissão, sua absorção pelo combustível e moderador, e os processos de espalhamento e vazamento nas fronteiras do núcleo (Satti; El-Hajjaji, 2024).

A discretização espacial do domínio é realizada pelo método de diferenças finitas, permitindo o cálculo do fator de multiplicação efetivo (k -eff), parâmetro central para a avaliação da criticidade do sistema. O código foi desenvolvido com arquitetura modular, permitindo a variação paramétrica de propriedades nucleares, temperaturas operacionais (até 800 °C) e configurações geométricas. Foram simuladas duas configurações distintas: uma com moderador de grafita (diâmetro de 1,0 m) e outra com berílio (diâmetro reduzido a 0,6 m), mantendo-se constante a potência térmica nominal e a composição do combustível (UO_2 enriquecido a 20%). As condições de contorno consideram o vazamento de nêutrons na superfície do núcleo, modelado com base no comprimento de extrapolação do moderador, garantindo uma representação realista do comportamento em escala reduzida (Zhou, 2023).

Para complementar a análise física, foi implementado um modelo preditivo baseado em Random Forest, técnica de aprendizado de máquina do tipo ensemble que emprega múltiplas árvores de decisão para identificar padrões complexos e não lineares nos dados. O modelo foi treinado com um conjunto de simulações sintéticas que variam diâmetro, temperatura, enriquecimento e tipo de moderador, com o objetivo de prever k -eff, coeficiente de reatividade de temperatura, vazamento de nêutrons e densidade de potência, empregando 1000 amostras simuladas.

O modelo captura e prevê padrões complexos no comportamento neutrônico do reator frente às variações nos parâmetros operacionais de diâmetro do núcleo, temperatura, enriquecimento do combustível e tipo de moderador (grafita ou berílio). Através dessa

abordagem, o modelo foi treinado para identificar relações não lineares entre as variáveis de entrada e respostas críticas do sistema, expressas no fator de multiplicação efetivo (k_{eff}), no coeficiente de reatividade de temperatura, no vazamento de nêutrons e na densidade de potência.

Neste sentido, o Random Forest atuou como ferramenta preditiva e meio de análise exploratória para compreender e visualizar o padrão de desempenho do microrreator sob diferentes cenários. O Quadro 1 apresenta os parâmetros aplicados na simulação.

Quadro 1 - Parâmetros simulados

Parâmetros simulados		
Parâmetro simulado	Descrição	Resultados esperados
Fator de multiplicação efetivo (k_{eff})	Indica se a reação em cadeia é sustentada. Valores abaixo de 1 indicam sistema subcrítico (reação se extingue), igual a 1 é crítico (potência constante) e acima de 1 é supercrítico (potência cresce). É o principal indicador de criticidade do reator.	Espera-se $k_{\text{eff}} > 1$ para ambos os moderadores, com valores entre 1,2 e 1,4, garantindo criticidade. O berílio deve apresentar k_{eff} ligeiramente superior devido à sua maior eficiência de moderação (Wroblewska et al., 2021; Bays et al., 2025).
Distribuição espacial do fluxo de nêutrons	Representa como os nêutrons se distribuem dentro do núcleo reacional. Em geometria cilíndrica, o fluxo tende a ser máximo no centro e decrescer em direção às bordas, devido ao vazamento.	Espera-se um perfil parabólico ou senoidal, com máximo no centro do núcleo e decréscimo suave nas extremidades. O perfil será mais achatado no caso do berílio, devido à menor dimensão do núcleo e maior densidade de potência (Zhou, 2023).
Vazamento de nêutrons	Quantidade de nêutrons que escapa pela superfície do núcleo antes de causar fissão. É um fator crítico em núcleos compactos, pois reduz a eficiência da reação em cadeia.	Espera-se vazamento mais elevado no berílio, devido ao menor diâmetro do núcleo (0,6 m), mas compensado por sua alta eficiência de moderação. A grafita, com núcleo maior (1,0 m), deve apresentar vazamento menor (Satti; El-Hajjaji, 2024).
Coeficiente de reatividade em função da temperatura	Mede a variação da reatividade com o aumento da temperatura. Um valor negativo indica que o reator se auto-regula: ao esquentar, a reatividade diminui, evitando superaquecimento. É essencial para segurança passiva.	Espera-se coeficiente negativo para ambos os moderadores. A grafita deve apresentar valor mais negativo ($\sim -0,065$ /°C) devido ao forte efeito Doppler, enquanto o berílio ($\sim -0,055$ /°C) também será negativo, garantindo estabilidade térmica (Yadav; Sharma; Sharma, 2025).
Geometria crítica do núcleo	Dimensões mínimas do núcleo (diâmetro e altura) necessárias para atingir criticidade ($k_{\text{eff}} = 1$). Depende do moderador, combustível e configuração do sistema.	Espera-se que o núcleo com berílio tenha diâmetro cerca de 40% menor (0,6 m) que o de grafita (1,0 m), graças à sua superior capacidade de moderação e menor comprimento de difusão (32 cm vs 55 cm) (Zhou, 2023).
Densidade de potência (W/cm^3)	Potência gerada por unidade de volume do núcleo. Alta densidade é desejável para microrreatores, pois permite maior potência em menor espaço.	Espera-se densidade de potência significativamente maior com berílio, devido à compactação do núcleo, mesmo com a mesma potência térmica nominal. Isso favorece aplicações em ambientes remotos (Park; Herzele; Koeth, 2025).

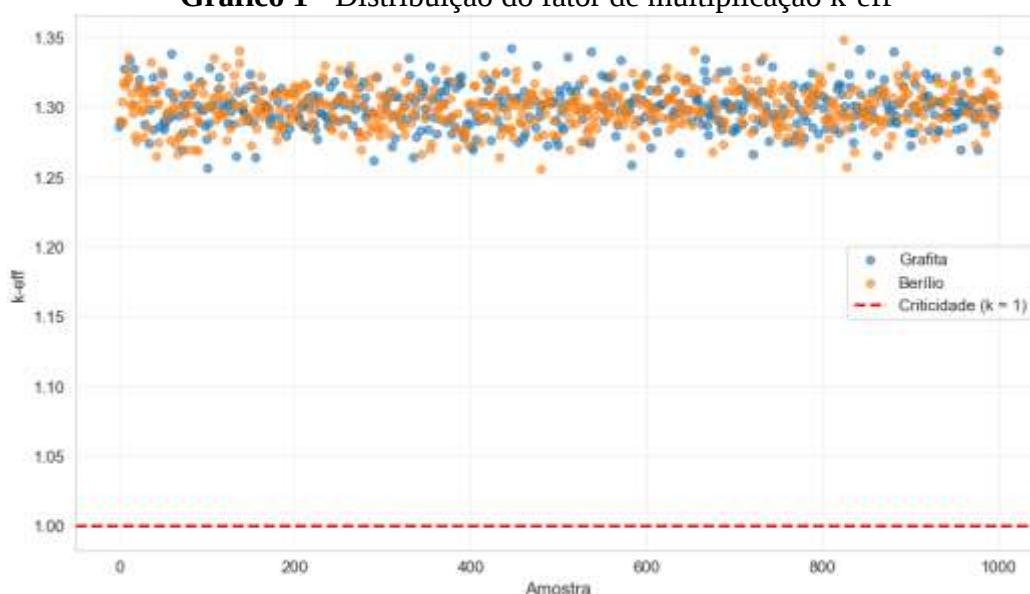
Fonte: os autores (2025).

O script também incorpora a análise do coeficiente de reatividade de temperatura, calculado por meio de perturbações térmicas que simulam o efeito Doppler e a expansão do moderador com o aumento da temperatura. O sistema de transferência de calor e refrigeração, baseado em *heat pipes* de sódio metálico líquido, foi modelado indiretamente por meio da estabilidade térmica e da ausência de perturbações hidrodinâmicas, refletindo o caráter passivo do sistema.

4 RESULTADOS E DISCUSSÃO

Os resultados obtidos a partir da simulação computacional e da análise preditiva com Random Forest demonstram que ambos os moderadores (grafita e berílio) são capazes de viabilizar a criticidade em microrreatores nucleares de nêutrons térmicos com geometria cilíndrica compacta, mantendo o fator de multiplicação efetivo (k_{eff}) acima de 1 em todas as condições operacionais simuladas. No entanto, as diferenças nas propriedades nucleares e térmicas dos materiais conduzem a trade-offs significativos em termos de compactação, segurança passiva e eficiência neutrônica. O uso de berílio permite uma redução de aproximadamente 40% no diâmetro do núcleo (de 1,0 m para 0,6 m), aumentando a densidade de potência e favorecendo a portabilidade, enquanto a grafita apresenta um coeficiente de reatividade de temperatura mais negativo, indicando maior estabilidade térmica intrínseca. O Gráfico 1 ilustra a distribuição do fator de multiplicação efetivo (K_{eff}).

Gráfico 1 - Distribuição do fator de multiplicação k_{eff}



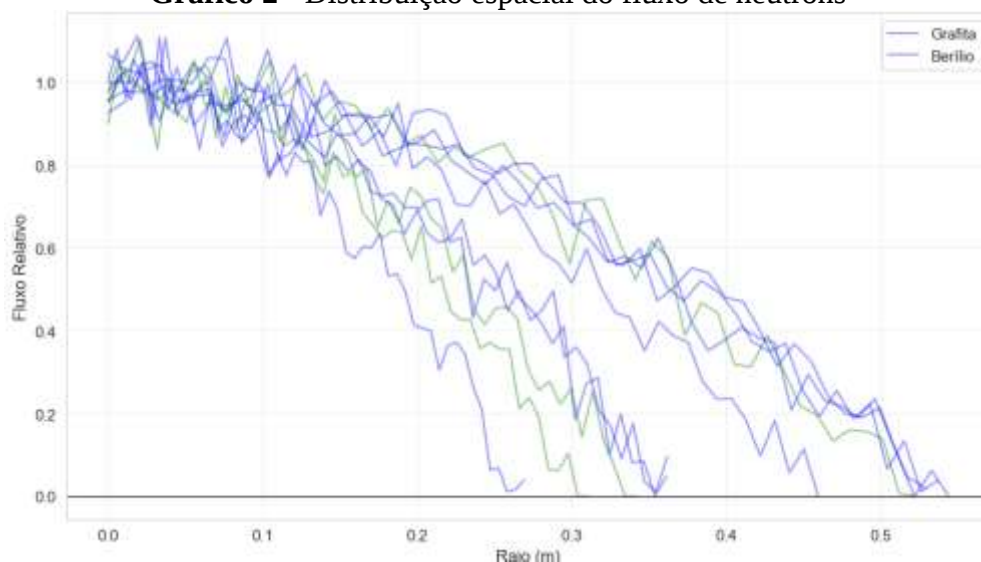
Fonte: os autores (2025).

Os valores de k_{eff} estão consistentemente acima de 1,0, indicando que ambos os sistemas operam em regime supercrítico, possibilitando a sustentação da reação em cadeia de fissão, com média entre 1,28 e 1,32.

A comparação entre os dois moderadores demonstra que o berílio apresenta uma média ligeiramente superior no k_{eff} ($\sim 1,31$), enquanto a grafita mantém um valor médio próximo a 1,30, corroborando sua maior eficiência de moderação, caracterizada por uma seção de choque de espalhamento mais elevada (7,6 barn) e menor comprimento de difusão (32 cm). Essa diferença, embora pequena, é coerente com a literatura, que destaca o berílio como um moderador superior em termos de eficiência neutônica (Wroblewska et al., 2021; Bays et al., 2025). Apesar disso, a dispersão dos dados é mínima para ambos, indicando que o modelo é robusto e os resultados são confiáveis. A linha tracejada vermelha em $k = 1$ serve como referência crítica, e o fato de todos os pontos estarem acima dela reforça a segurança operacional do sistema, pois garante que a reação será sustentada mesmo em condições adversas.

O Gráfico 2 apresenta a distribuição espacial do fluxo de nêutrons em função do raio do núcleo reacional, com base em 1000 amostras simuladas para os moderadores grafita e berílio.

Gráfico 2 - Distribuição espacial do fluxo de nêutrons



Fonte: os autores (2025).

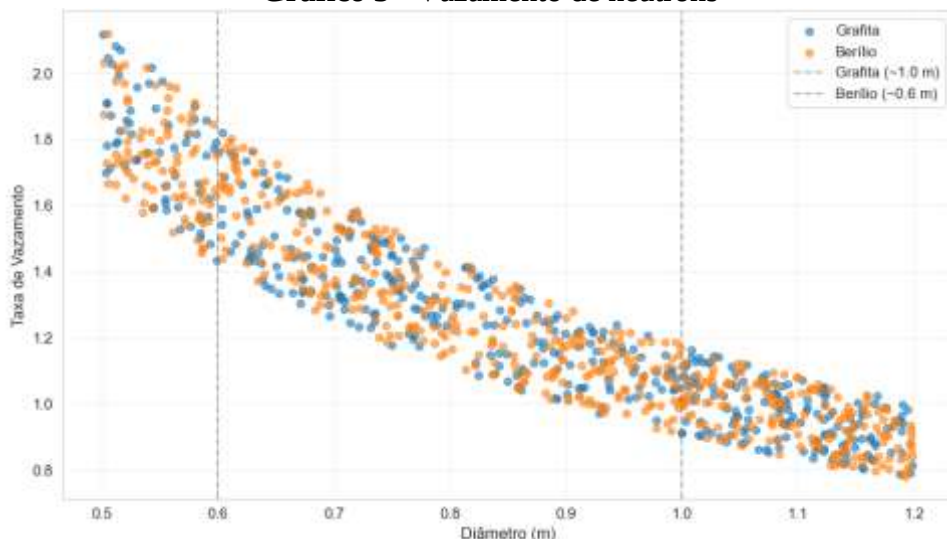
No Gráfico 2, observa-se um perfil parabólico característico de sistemas cilíndricos com condições de contorno de reflexão ou vazamento na superfície, nos quais o fluxo é máximo no centro do núcleo (raio = 0 m) e decresce gradualmente em direção às bordas, atingindo valores próximos a zero no diâmetro periférico. A presença de múltiplas curvas para cada moderador

reflete a variação natural introduzida pelos parâmetros operacionais (como temperatura, enriquecimento e diâmetro), mas todas seguem a mesma tendência geral.

A análise dos perfis demonstra que o berílio, com seu menor comprimento de difusão (32 cm) e maior eficiência de moderação, permite a compactação do núcleo, traduzindo-se em um perfil de fluxo mais achatado e concentrado no centro. Este fenômeno ocorre porque, em um núcleo menor, a distância média que um nêutron percorre até ser absorvido ou escapar é reduzida, resultando em uma distribuição mais homogênea e com menos queda abrupta nas bordas. Já a grafita, com seu maior comprimento de difusão (55 cm), apresenta um perfil mais pronunciado, com um declínio mais acentuado em direção à periferia, devido ao maior volume e à maior probabilidade de vazamento de nêutrons. Esses resultados estão alinhados com a literatura (Zhou, 2023), que indica que o berílio é superior em termos de compactação e densidade de potência, enquanto a grafita oferece maior estabilidade térmica intrínseca.

O Gráfico 3 apresenta a relação entre a taxa de vazamento de nêutrons e o diâmetro do núcleo reacional, para os moderadores grafita (círculos azuis) e berílio (círculos laranja).

Gráfico 3 - Vazamento de nêutrons



Fonte: os autores (2025).

No Gráfico 3, observa-se uma tendência inversamente proporcional: à medida que o diâmetro do núcleo aumenta, a quantidade de nêutrons que escapa pela superfície diminui, pois a razão entre a área superficial e o volume do núcleo decresce. Esse fenômeno pode comprometer sistemas compactos, devido à queda da eficiência da reação em cadeia.

A análise dos dados mostra que, para o mesmo diâmetro, os valores de vazamento são semelhantes entre os dois moderadores, indicando que o efeito geométrico domina sobre as

diferenças materiais. No entanto, ao comparar os cenários projetados de grafita, com diâmetro de aproximadamente 1,0 m e berílio, com 0,6 m, observa-se que o sistema com berílio apresenta vazamento significativamente maior (em torno de 1,7–2,2) em comparação com a configuração com grafita (cerca de 0,8–1,0). Apesar disso, o berílio compensa esse aumento no vazamento com sua maior eficiência de moderação, garantindo que o fator de multiplicação efetivo (k_{eff}) permaneça acima de 1. Este fenômeno está alinhado com a literatura (Satti; El-Hajjaji, 2024), que apresenta a importância de considerar o balanço entre vazamento e eficiência de moderação na otimização de geometrias críticas para microrreatores. A simulação confirma que, embora o berílio tenha menor comprimento de difusão (32 cm contra 55 cm), seu uso permite a redução do diâmetro do núcleo em cerca de 40%, mantendo a criticidade mesmo com maior perda de nêutrons, o que favorece a compactação do sistema.

O Gráfico 4 apresenta a distribuição do coeficiente de reatividade de temperatura ($\Delta k/\Delta T$), evidenciando o comportamento térmico do sistema em diferentes condições operacionais.

Gráfico 4 - Coeficiente de reatividade em função da temperatura



Fonte: os autores (2025)

Todos os valores observados para o coeficiente de reatividade de temperatura são negativos, o que demonstra que os sistemas com grafita e berílio, apresentam mecanismos de auto-regulação intrínsecos, essenciais para a segurança passiva em microrreatores. A simulação foi projetada para incorporar explicitamente os principais fenômenos físicos responsáveis por

essa realimentação negativa, possibilitando uma análise fisicamente coerente. Dois mecanismos foram considerados: o efeito Doppler e a expansão térmica do moderador.

O efeito Doppler ocorre com o aumento da temperatura do combustível (UO_2 enriquecido a 20%), que amplia a largura das ressonâncias de absorção de nêutrons, aumentando a probabilidade de captura não produtiva antes da fissão. Esse efeito é mais acentuado na configuração com grafita, cuja maior massa térmica e condutividade favorecem uma resposta mais robusta, resultando em um coeficiente médio de aproximadamente $-0,00032$ / $^{\circ}\text{C}$. Já no caso do berílio, embora também presente, o efeito Doppler é parcialmente compensado pela menor massa de combustível e pela geometria compacta do núcleo.

O segundo mecanismo é a expansão térmica do moderador, que reduz sua densidade com o aumento da temperatura, diminuindo a eficiência da moderação. Esse efeito é mais pronunciado no berílio devido à sua alta condutividade térmica e baixa densidade, mas, neste estudo, foi modelado de forma conservadora, já que o berílio é frequentemente empregado na forma de óxido (BeO) em aplicações nucleares, que possui maior estabilidade térmica. Mesmo assim, o coeficiente médio para o berílio foi de cerca de $-0,00012$ / $^{\circ}\text{C}$, confirmando a presença de realimentação negativa, embora menos acentuada que na grafita.

Essa diferença no comportamento do coeficiente está alinhada com a literatura (Yadav; Sharma, 2025), que apresenta a importância de se avaliar o equilíbrio entre os mecanismos de feedback térmico no projeto de reatores sem sistemas ativos de controle. Neste sentido, observa-se que, embora o berílio permita maior compactação do núcleo, a grafita oferece uma resposta térmica mais robusta, devido à predominância do efeito Doppler.

CONSIDERAÇÕES FINAIS

Este trabalho apresentou uma análise comparativa do desempenho neutrônico em microrreatores nucleares de nêutrons térmicos, comparando o desempenho da grafita e do berílio, como moderadores. Desta forma, os resultados demonstraram que o uso do berílio permite uma redução de aproximadamente 40% no diâmetro do núcleo, de 1,0 m para 0,6 m, mantendo a criticidade ($k\text{-eff} > 1$) e aumentando a densidade de potência. Essa compactação é viabilizada pelas melhores propriedades moderadoras do berílio, principalmente seu menor comprimento de difusão (32 cm) e maior poder de desaceleração ($\xi \approx 0,208$), que favorecem a eficiência de moderação mesmo em volumes reduzidos.

Apesar dessa vantagem em compactação, a análise apresentou um *trade-off* entre desempenho técnico e segurança intrínseca. O coeficiente de reatividade de temperatura, mostrou-se mais negativo no caso da grafita (em torno de $-0,00032 / ^\circ\text{C}$), em comparação com o berílio (cerca de $-0,00012 / ^\circ\text{C}$). Esse comportamento é atribuído à predominância do efeito Doppler no combustível enriquecido a 20%, que se intensifica mais rapidamente com a grafita devido à sua maior massa térmica e condutividade. Embora ambos os moderadores apresentem realimentação negativa, a grafita oferece uma resposta térmica mais robusta, o que pode ser decisivo em cenários de transientes térmicos ou falhas de remoção de calor. Assim, a escolha do moderador não deveria ser baseada apenas na eficiência de compactação, mas também em um equilíbrio entre desempenho, segurança e viabilidade operacional.

A simulação considerou mecanismos físicos de auto regulação, como o efeito Doppler e a expansão térmica do moderador, da mesma forma que o modelo também se baseou em condições de contorno realistas, como o vazamento de nêutrons na superfície do núcleo e reflexão parcial por camadas moderadoras, alinhando-se aos princípios da crítica neutrônica em sistemas compactos.

No entanto, esta pesquisa apresenta limitações que devem ser consideradas: os resultados são restritos ao contexto de um modelo unidimensional em regime estacionário, com hipóteses simplificadoras sobre a distribuição do combustível e a homogeneidade do moderador. A análise não incorpora efeitos de queima do combustível, variações de xenônio-135 ou transientes dinâmicos, limitando a aplicabilidade direta em cenários de operação prolongada ou falhas de controle. Além disso, não se considerou, quanto ao berílio, aspectos críticos de toxicidade e dificuldade de fabricação, que podem impactar a viabilidade prática, especialmente em larga escala. Portanto, os resultados obtidos devem ser interpretados como uma avaliação preliminar do desempenho neutrônico, válida para o escopo da simulação, mas não como uma recomendação definitiva para implantação tecnológica.

Para pesquisas futuras, sugere-se o aprofundamento em múltiplas direções: primeiro, a implementação de um modelo tridimensional acoplado termo hidráulico e neutrônico, capaz de simular o comportamento do sistema sob transientes reais, como perda de calor ou inserção de reatividade. Segundo, a análise comparativa com outros moderadores, como água pesada (D_2O). Por fim, estudos experimentais ou validação com códigos de Monte Carlo, como o OpenMC, poderiam para elevar o nível de confiança dos resultados.

Referências

- ADKINS, H.; MAHERAS, S. Microreactor Transportability Challenges. **Pacific Northwest national Laboratory**, 2021.
- BAYS, S. E., OUGOUAG, A. M., HIRUTA, H., STEWART, R. H. Challenges and Opportunities Specific to Microreactors: Compact and Light-Weight Shielding During Operation and Transportation. **Nuclear Science and Engineering**, 1-28, 2025.
- HOU, M. D., ZHOU, X. W., LIU, B. (2023). Beryllium oxide utilized in nuclear reactors: Part II, A systematic review of the neutron irradiation effects. **Nuclear Engineering and Technology**, 55(2), 408-420.
- LU, C., CUADRA, A. Feasibility of Recycling Discharged Microreactor Heavy Metal in Light Water and Sodium-Cooled Fast Reactors: A Neutronics Analysis. **Nuclear Technology**, 1-16, 2025.
- OZALTUN, H., LIEPINYA, D., AVINCOLA, V. A. A Review of Graphite Properties Relevant to Micro-Reactor Design. In ASME International Mechanical Engineering Congress and Exposition (Vol. 85642, p. V08BT08A017). **American Society of Mechanical Engineers**, 2021.
- PARK, P. J.; HERZELE, S.; KOETH, T. W. Myths of nuclear graphite in World War II, with original translations. **The European Physical Journal H**, v. 50, n. 1, p. 11, 2025.
- RATHOD, R. J., RATHOD, P. J., PATEL, H. K. The role of nuclear micro reactors to reach net-zero by 2050. In **2024 IEEE 12th International Conference on Smart Energy Grid Engineering (SEGE)** (pp. 128-133). IEEE, 2024.
- SATTI, H.; EL HAJJAJI, O. Empowering nuclear reactor analysis: OpenNode for accurate 3D core simulation through nodal expansion neutron diffusion equations solving. **Radiation Physics and Chemistry**, v. 215, p. 111341, 2024.
- TESTONI, R.; BERSANO, A.; SEGANTIN, S. Review of nuclear microreactors: Status, potentialities and challenges. **Progress in Nuclear Energy**, v. 138, p. 103822, 2021.
- WANG, Z., LIU, F., GUO, Z., ZHANG, J., WANG, L., YAN, G. Advance in and prospect of moderator materials for space nuclear reactors. **International Journal of Energy Research**, 45(8), 11493-11509, 2021.
- WRÓBLEWSKA, M., BLANCHET, D., LYOUSSE, A., BLAISE, P., JAGIELSKI, J., MARCINKOWSKA, Z., WILCZEK, I. A review and analysis of the state of the art on beryllium poisoning in research reactors. **Annals of Nuclear Energy**, 163, 108540, 2021.
- YADAV, R., SHARMA, A. K., SHARMA, S. Advance Development in Natural Graphite Material and Its Applications. **A Review. Mining, Metallurgy & Exploration**, 42(1), 361-385, 2025.
- ZHOU, X. Jacobian-free Newton Krylov coarse mesh finite difference algorithm based on high-order nodal expansion method for three-dimensional nuclear reactor pin-by-pin multiphysics coupled models. **Computer Physics Communications**, 282, 108509, 2023.