



ANÁLISE DO COMPORTAMENTO DO COMBUSTÍVEL E DO DESEMPENHO DE REVESTIMENTOS EM CENÁRIOS DINÂMICOS DE SEGURANÇA PARA O REATOR BASEADO NO CAREM 25

Thadeu Henrique S. C. Afonso¹, Diego Manoel E. Gonlaçves¹, Marcelo V. da Silva ¹, Lucile Daniel Moreira¹, Anderson Patrício Resende¹, Daniel A. P. Palma², Giovanni L. de Stefani¹

¹Universidade Federal do Rio de Janeiro, Av. Horácio Macedo, 2030 - Bloco G, Sala 206 - Cidade Universitária, Rio de Janeiro

²Brazilian Nuclear Power Commission (Rua General Severiano, 90, Botafogo, Rio de Janeiro)

thadeuhenrique1113@gmail.com, diegomanoelgoncalves@gmail.com, mvilela@coppe.ufrj.br, lucile.ifrj@yahoo.com.br, andersonresende@poli.ufrj.br, dpalmaster@gmail.com e laranjogiovanni@poli.ufrj.br

Palavras-Chave: Termo-hidráulica; Reator; CAREM; FRAPTRAN; Optimized ZIRLO.

RESUMO

O Pequeno Reator Modular baseado no CAREM (Central Argentina de Elementos Modulares) representa uma abordagem inovadora para a produção de energia nuclear. Desenvolvidos na Argentina, esses reatores são caracterizados pela sua modularidade e pela utilização de tecnologia avançada de segurança passiva. O revestimento otimizado de ZIRLO utilizado no reator CAREM 25 demonstrou sua eficiência em cenários estacionários com o código FRAPCON. Este trabalho de pesquisa propõe-se a utilizar o código FRAPTRAN para a modelagem de transientes do reator, considerando dois cenários distintos: um com acionamento do sistema de segurança e outro sem. Este estudo confirma a importância da análise do desempenho mecânico do revestimento na previsão de falhas durante a operação em potência nominal, levando em consideração o canal mais quente do núcleo para os dois cenários investigados. Além disso, comparações com outros tipos de revestimentos em cenários semelhantes podem evidenciar as possíveis falhas de cada um, contribuindo para uma avaliação promissora e evolução na tecnologia nuclear. Isso oferece uma solução sustentável e segura para a geração de energia elétrica em escala local e regional. Portanto, este estudo busca alternativas viáveis de revestimento de alta queima e contribui para a confiabilidade e resiliência do sistema, reduzindo os riscos associados à operação nuclear.

1. INTRODUÇÃO

Os pequenos reatores modulares vêm ganhando atenção nos últimos anos, como uma alternativa promissora às tradicionais usinas nucleares de grande escala, particularmente em países em desenvolvimento, como a Argentina, que estão explorando tecnologias nucleares para atender às suas demandas de energia. Uma das principais vantagens dos pequenos reatores modulares é seu design modular mais simples, padronizado e seguro, que permite componentes construídos na fábrica e tempos de construção mais curtos, resultando em menor investimento de capital inicial. Essa abordagem modular pode ser particularmente benéfica para pequenos países em desenvolvimento com recursos financeiros e capacidade de rede limitados, pois oferece uma opção de implantação mais flexível e escalável [1].

A viabilidade dos reatores nucleares depende fortemente de sua segurança e eficiência, fatores que estão diretamente relacionados à escolha do material utilizado no revestimento do combustível nuclear. Diante dessa relevância, este artigo analisa o reator CAREM 25, desenvolvido na Argentina, como base para propor um design básico de combustível nuclear adaptado a um Reator Modular Pequeno (SMR). A proposta inclui ajustes geométricos e modificações na composição do combustível, com o objetivo de viabilizar sua fabricação no Brasil de forma eficiente e segura, aproveitando a expertise do país na construção de reatores PWR.

Para realizar essa adaptação, utilizou-se o Código FRAPTRAN 1.5, ferramenta robusta que permitem calcular de forma interativa os efeitos inter-relacionados da temperatura do combustível e do



revestimento, da pressão interna do gás na vareta, da deformação do combustível e do revestimento de maneira dinâmica, com base na potência específica da vareta combustível [2]. Este estudo se insere no contexto de aprimoramento da segurança e eficiência dos reatores SMR, oferecendo uma análise detalhada de diferentes materiais de revestimento.

Motivados pelas lacunas identificadas no estudo de Afonso [3], que apresentou 20 cenários hipotéticos variando potência e tempo de queima para cinco tipos de revestimentos distintos, este artigo amplia a investigação ao explorar novos parâmetros usando o código FRAPTRAN, especializado em modelagem de transientes. Enquanto o estudo anterior destacou as características positivas do Optimized ZIRLO, ele deixou questões em aberto, especialmente em relação ao estudo de transientes, à elaboração de cenários de acidentes e à análise detalhada de acidentes postulados. Este estudo, portanto, busca preencher essas lacunas, investigando dois cenários distintos: um com acionamento do sistema de segurança e outro sem, focando na importância da análise do desempenho mecânico do revestimento para prever falhas durante a operação em potência nominal, especialmente no canal mais quente do núcleo.

Ao longo deste trabalho, o revestimento Zirlo Otimizado, foi analisado como uma possível substituição ao revestimento Zircaloy-4, a substituição se justifica, com adição de Nb e Fe que aumentam a resistência a corrosão, sob altas temperatura e aumenta a capacidade de receber doses de radiação mais elevadas. A estrutura do artigo está organizada da seguinte maneira: a Seção 2 discute o núcleo do reator, com ênfase no design das varetas de combustível; a Seção 3 detalha as simulações realizadas, incluindo as premissas adotadas; os resultados são apresentados na Seção 4; e, finalmente, a Seção 5 oferece conclusões e sugestões para futuros trabalhos.

Por meio dessa análise, o estudo não só avalia a segurança e eficiência do design proposto, mas também busca contribuir para o desenvolvimento de novas tecnologias adaptadas às particularidades brasileiras, fortalecendo a capacidade nacional de produção de combustível nuclear seguro e eficiente para SMRs.

2. METODOLOGIA

Neste capítulo serão apresentados os resultados obtidos a partir de simulações de uma vareta combustível do Reator CAREM adaptado e descrito no capítulo anterior. As simulações consideraram o acionamento ou não do sistema de segurança, com um revestimento Zirlo Otimizado alternativo ao zircaloy-4. O uso do código de simulação FRAPTRAN permite modelar e prever diversos cenários de comportamento termomecânico do combustível nuclear em condições normais e transientes. O objetivo desta análise é simular dois cenários distintos, aplicando o FRAPTRAN para avaliar regimes de estado transiente. Os resultados são validados em ambos os casos com base nos mesmos parâmetros dimensionais, garantindo a segurança e o desempenho do combustível nuclear (UO_2) com revestimento de ZIRLO otimizado. Esses resultados servem como base para recomendações de melhorias de projeto ou na operação do reator.

- No primeiro cenário (representado pela cor azul), simula-se a retirada de uma barra de controle, após 10s o que resulta em um aumento de potência. Nessa situação, o sistema de segurança inserindo as barras de controle é ativado, desligando o reator.
- No segundo cenário (representado pela cor vermelha), onde ocorre uma falha do sistema de segurança e as barras de controle, não são acionados após 10s, levando a um aumento descontrolado da potência durante 20s, potencialmente comprometendo a segurança do reator.

Em ambos os cenários o reator está desligado a frio, ou seja, não há fornecimento de calor inicialmente.

Visando avaliar o desempenho de uma vareta de combustível típica e as questões relacionadas à segurança nuclear, foram considerados os seguintes parâmetros de simulação no FRAPTRAN:

- Temperatura do núcleo do combustível abaixo do ponto de fusão;
- Temperatura média do revestimento 1850 (°C);
- Temperatura do líquido refrigerante 326 (°C);
- Tensão efetiva do revestimento 300 (MPa);
- Pressão no gap 35 (MPa);
- Potência Axila 27 (kW/m);

1.1 Modelagem do núcleo.

O elemento combustível CAREM 25 é constituído por 61 elementos combustíveis, cada um com um comprimento ativo de 1,4 metros. Cada elemento contém 108 posições destinadas às varetas combustíveis, além de 18 tubos guia e um tubo de instrumentação, totalizando 127 posições (como ilustrado na Fig. 1). Exemplifica o arranjo hexagonal de componentes em um núcleo de reator nuclear modular. Os círculos brancos representam as varetas de combustível, responsáveis pela geração de calor através do processo de fissão nuclear. As posições dos venenos consumíveis são indicadas pelos círculos em azul e verde, localizados em 12 e 6 posições, respectivamente, e utilizados para controlar a reatividade do reator durante o ciclo de operação. Os círculos laranja correspondem aos tubos guias que abrigam as barras de controle, essenciais para ajustar a reatividade e garantir a segurança do reator. As barras de instrumentação, representadas pelos círculos azuis com um "I", monitoram parâmetros críticos como temperatura e fluxo de nêutrons.

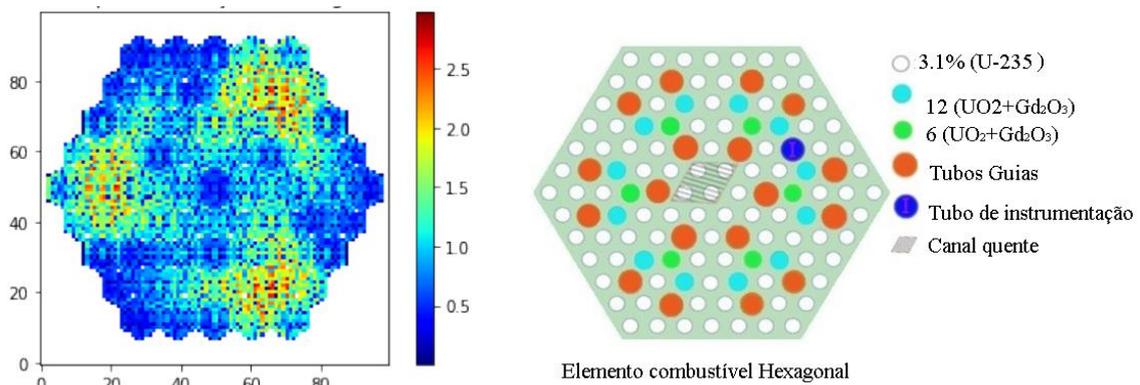


Fig. 1. Representação esquemática de um elemento combustível e mapa de liberação de energia no núcleo do reator em W/cm^3 [4].

A Fig. 2 apresenta um mapa de liberação de energia no núcleo de um reator nuclear, conforme descrito por Lima [4]. A imagem utiliza uma escala de cores, onde as áreas em azul indicam menor densidade de liberação de energia, enquanto as áreas em vermelho apontam para regiões de maior intensidade. A variação de cores reflete a distribuição espacial da energia no núcleo do reator, com uma região destacada que representa um "canal quente". Essa distribuição é fundamental para entender o comportamento térmico e o desempenho da vareta de combustível, cuja geometria e composição estão detalhadas na Tab. 1.



Tab. 1. Parâmetros utilizados na simulação - Adaptado de [4] e [5].

| Material do revestimento: | Zirlo Otimizado |
|--|------------------------|
| Combustível | UO ₂ |
| diâmetro externo do revestimento | 0,9000 cm |
| diâmetro interno do revestimento | 0,8375 cm |
| espessura do vão diametral | 0,0760 cm |
| diâmetro da pastilha de combustível | 0,7615 cm |
| comprimento da pastilha de combustível | 0,8000 cm |
| temperatura de sinterização da pastilha de combustível | 1872,6 K |
| densidade real da pastilha de combustível | 95 % |
| altura da pilha de combustível | 140,0 cm |
| comprimento do plenário | 14,6 cm |
| diâmetro da mola do plenário | 0,019558 cm |
| número de voltas da mola | 28 |
| pressão interna de hélio na vareta | 1,72 MPa |
| passo da vareta de combustível | 1,284 cm |
| diâmetro equivalente do canal | 1,4324 cm |

Este artigo considerará o revestimento de Zirlo Otimizado esse material de revestimento é uma liga à base de zircônio e nióbio, com adição de impurezas para melhorar seu desempenho quanto a corrosão e a resistência e a radiação e são comumente encontrados na indústria [6]. A composição básica desse material pode ser vista na Tab. 2.

Tab. 2. Especificações dos elementos adicionados aos revestimentos [7].

| Revestimento | Optimized ZIRLO |
|--------------------------------|-----------------|
| Densidade [g/cm ³] | 6.50 |
| Sn (%) | 0,8 – 1,2 |
| Fe (%) | 0,09 – 0,13 |
| Cr (%) | ----- |
| Ni (%) | ----- |
| Nb (%) | 0,8 – 1,2 |
| O (%) | 0,09 – 0,16 |

1.2 Simulação.

A partir dos dados sobre geometria e composição, [4] realizou adaptações no projeto do reator CAREM para manter uma potência térmica de 100 MW e uma potência elétrica aproximada de 25 MW. [4] simulou o fluxo de nêutrons do reator com um revestimento de Zircaloy 4 e obteve, em uma condição próxima à criticidade, o seguinte mapa de liberação de energia no núcleo do reator Fig. 2.

Como já comprovado no trabalho de [3], o reator proposto suportou um ciclo com as potências de 10,86kW/m (potência nominal) e 27kW/m (potência no ponto quente), neste trabalho estudará com base em um transiente momentâneo e suas consequências no sistema, partindo do pressuposto que o reator está desligado a frio após a primeira recarga.

Para isso vamos pressupor que o sistema de segurança funcione com a potência estimada SMR NuScale [8], obtida pelo código SERPENT, onde acima de 102% de potência nominal o sistema é acionado, fazendo com que a reação seja contida. No caso do CAREM os 102% da potência nominal equivale a 11,06 kW/m, que será usada como base para as simulações.



Com base na potência térmica de 100 MWth e o uso de 6.588 barras de combustível com um comprimento ativo de 1,4 m, foi possível obter uma potência linear média de 10,84 kW/m. Vale ressaltar que o canal quente em questão apresenta uma potência média 2,5 vezes maior (27 kW/m). É importante também destacar que, neste estudo preliminar, não consideraremos fatores como a potência gerada pelo fluxo de nêutrons e pela presença de boro na água, que podem impedir a operação contínua do reator. O objetivo aqui é avaliar a viabilidade do projeto e confirmar a possibilidade de sua inclusão na rede elétrica brasileira.

O Código FRAPTRAN utilizado no trabalho permite a subdivisão da barra de combustível em seções radiais igualmente espaçadas entre si. O ponto médio foi o que apresentou o maior valor de tensão ao longo de toda a barra de combustível, o que o tornou o elemento mais crítico na avaliação do desempenho dos revestimentos estudados [9]. E visando redimensionar o passo equivalente a uma malha hexagonal em uma malha quadrada, para que o referido código pudesse ser utilizado, recorreremos às seguintes equações. Como descrito em Nuclear Systems [10], para obter um passo quadrado equivalente de 1,28 cm. Além disso, foram feitas algumas considerações e aproximações:

- Os conjuntos de combustível são cilíndricos, com um eixo de simetria vertical central, com geração interna de calor e contendo apenas UO_2 .
- Os modelos térmicos do código são baseados em condições e equações de estado estacionário e calculam apenas o fluxo de calor radial.
- Apenas pequenas deformações do revestimento (<5% de deformação) são calculadas significativamente.
- Uma distribuição axial de calor prototípica em formato de 'platô'.

3. RESULTADOS

Neste capítulo serão apresentados os resultados obtidos a partir de simulações de uma vareta combustível do Reator CAREM adaptado e descrito no capítulo anterior. As simulações consideraram o acionamento ou não do sistema de segurança.

Na Fig. 2, a potência axial no nodo médio considerando o acionamento ou não do sistema de segurança. Nesse sentido, no primeiro cenário após 10 segundos quando atinge a potência de 102%, depois de 2 segundos o sistema de segurança entra em ação e derruba a potência para o desligamento seguro do reator. Já no segundo cenário a potência continua a crescer até atingir 31kW/m aumenta continuamente até o final do período, alcançando valores consideravelmente maiores, o que pode levar a um maior desgaste ou falhas operacionais.

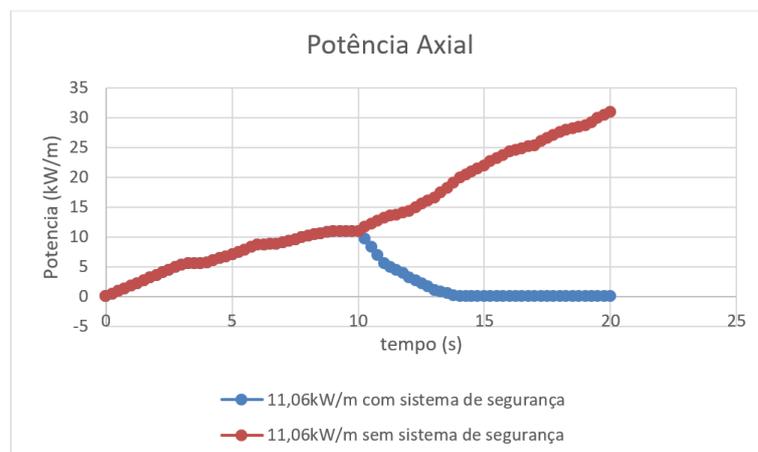


Fig. 2. Potência Axial (kW/m) com e sem a atuação do sistema de segurança.



Dando seguimento na temperatura central do combustível analisada em operação com potência na Fig. 3. No segundo cenário um rápido aumento de temperatura depois de 10 segundos. temperatura central da pastilha de combustível revela que o sistema com segurança mantém a temperatura relativamente constante, com uma leve elevação ao longo do tempo. No entanto, no sistema sem segurança, a temperatura continua a aumentar significativamente, o que indica que a pastilha pode estar sujeita a superaquecimento.

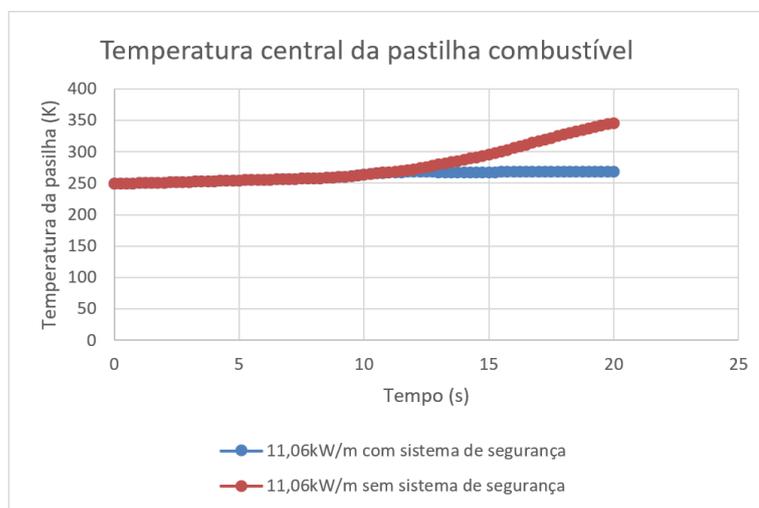


Fig. 3. Temperatura central da pastilha combustível (K) com e sem a atuação do sistema de segurança.

De acordo com a Fig. 4, a temperatura do revestimento segue um crescimento a partir dos 10 segundos. O sistema com segurança mantém a temperatura média do revestimento relativamente estável, com um leve aumento ao longo do tempo. Em contraste, no sistema sem segurança, a temperatura do revestimento sobe de forma acentuada após 10 segundos, alcançando valores muito mais altos. Isso pode indicar um risco de degradação do revestimento, comprometendo a integridade estrutural.

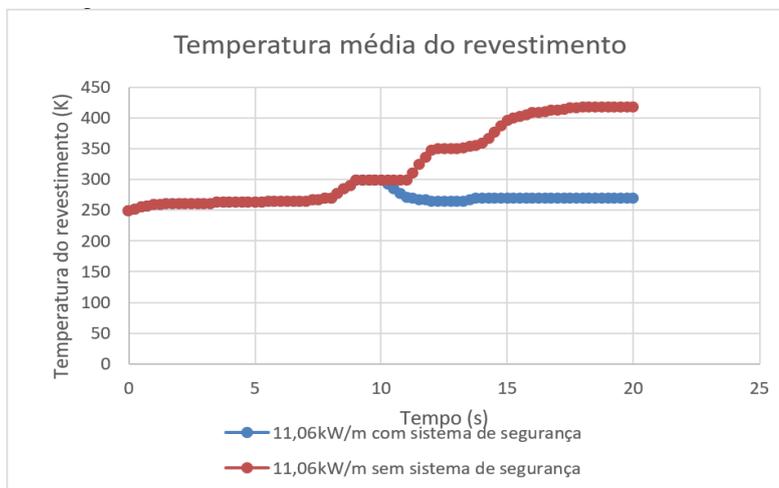


Fig. 4. Temperatura média do revestimento (K) com e sem a atuação do sistema de segurança.

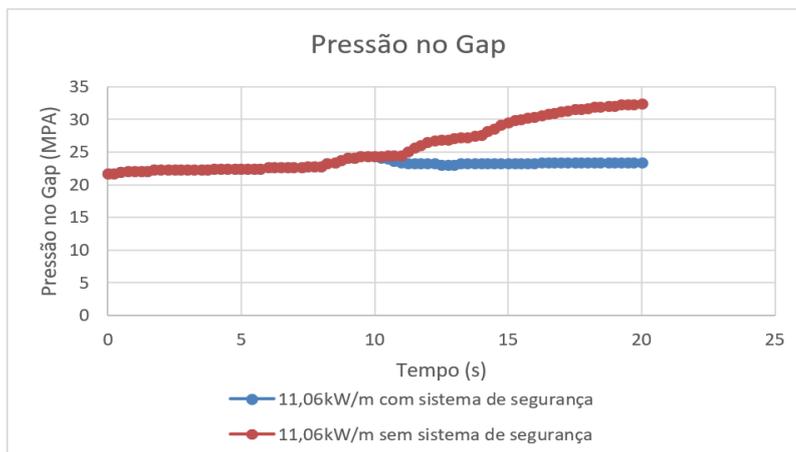


Fig. 5. Pressão no Gap (MPa) com e sem a atuação do sistema de segurança.

Nessa fase a Fig. 5, apresentou um aumento de pressão na vareta combustível que também apresenta um aumento após 10 segundos de cerca de 10Mpa do gás hélio podendo elevar a temperatura, podendo aumentar as tensões na pastilha, bem como no revestimento. Observa-se na Fig. 6., a tensão efetiva do revestimento, considerando que no cenário sem o sistema de segurança a tensão sobe mais de 100 MPA em comparação com o primeiro cenário. A pressão no gap se mantém estável no sistema com segurança, mostrando uma ligeira elevação controlada. No entanto, no sistema sem segurança, a pressão continua a aumentar progressivamente, o que pode resultar em maiores tensões mecânicas nos componentes estruturais. O controle eficaz da pressão no gap no sistema com segurança sugere uma operação mais segura e previsível.



Fig. 6. Tensão efetiva no revestimento (MPa) com e sem a atuação do sistema de segurança.

Considerando que não houve nenhum impedimento no funcionamento do reator mesmo no segundo cenário após 20 segundos, comprovasse que há tempo hábil para o operador efetuar o desligamento do reator caso o sistema de segurança falhe e o operador verifique há tempo. O comportamento da tensão efetiva no revestimento segue uma tendência semelhante aos demais gráficos. O sistema com segurança limita o aumento da tensão no revestimento, mantendo-o em níveis estáveis, enquanto no sistema sem segurança, a tensão aumenta continuamente, o que pode levar a falhas mecânicas no revestimento. Esse controle da tensão é fundamental para garantir a durabilidade e a segurança do sistema.



4. CONCLUSÃO

Os resultados preliminares obtidos deste trabalho evidenciaram o potencial do código FRAPTRAN para simular com acurácia o desempenho do combustível nuclear em um SMR do tipo PWR sob condições de acidentes postulados, inclusive utilizando novo tipo de revestimento. Essa capacidade de simulação é essencial para a análise de segurança do reator, pois permite uma compreensão mais aprofundada de seu comportamento, contribuindo para a otimização de sua operação.

Além disso, o estudo mostrou-se a eficácia do sistema de segurança do reator CAREM 25. As condições de potência e tempo propostas se mostraram adequadas para garantir a operação segura do reator.

Por fim, os resultados obtidos via simulações destacam a importância do sistema de segurança automático, que pode prevenir ou mitigar acidentes. Esse sistema se torna especialmente crucial em cenários em que o operador tem um tempo de resposta prolongado, o que poderia levar à ocorrência de incidentes. Desta forma, o trabalho em desenvolvimento se mostrou relevante e pertinente para continuidade e aperfeiçoamento da metodologia.

AGRADECIMENTOS

Os autores agradecem o financiamento e o apoio concedidos pelas agências de pesquisa brasileiras: Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico (CNPq), Coordenação de Aperfeiçoamento de Pessoal de Nível Superior (CAPES) e Fundação de Amparo à Pesquisa do Rio de Janeiro (FAPERJ) e ao INCT de Reatores Inovadores.

5. REFERENCIAS

- [1] Kessides, I.N.; Kuznetsov, V. Small Modular Reactors for Enhancing Energy Security in Developing Countries. *Sustainability* 2012, 4, 1806-1832. <https://doi.org/10.3390/su4081806>.
- [2] K. Geelhood, W. Luscher, P. Raynaud, I. Porter, FRAPCON-4.0: A Computer Code for the Calculation of Steady-State, Thermal-Mechanical Behavior of Oxide Fuel Rods for High Burnup, 2nd Edition, Division of System Analysis Office of Nuclear Regulatory Research, United States, 2015.
- [3] AFONSO, T. H. S. da C. AVALIAÇÃO DE PERFORMANCE DE COMBUSTÍVEL NUCLEAR EM UM REATOR DO TIPO SMR. 105 p. Mestrado em Engenharia Nuclear-Instituto Militar de Engenharia, Rio de Janeiro, 2023.
- [4] Marco Antonio C. Lima, Edson Henrice, Daniel A.P. Palma, Amir Zacarias Mesquita
Critical configuration of a SMR based on CAREM 25 using the SERPENT code
Nuclear Engineering and Design, Volume 423, 2024, 113192, ISSN 0029-5493, DOI: [10.1016/j.nucengdes.2024.113192](https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2024.113192)
- [5] C. P. Marcel, D. F. Delmastro, M. Schlamp, O. Calzetta, Carem-25: A safe innovative small nuclear power plant, in: Nuclear Espana, 1st Edition, Sociedad Nuclear Espanola, Madrid, 2017, p. 5, 08 dez. De 2022. URL <https://ri.conicet.gov.ar/handle/11336/66802>
- [6] M. Teague, M. Tonks, S. Novascone, S. Hayes, Microstructural modeling of thermal conductivity of high burn-up mixed oxide fuel, *Journal of Nuclear Materials* 444 (1) (2014) 161–169. doi:<https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2013.09.035>. URL <https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0022311513011112>
- [7] I. Sato, Analysis of Fukushima-daiichi nuclear power plant unit 3 pressure data and obtained insights on accident progression behavior, *Nuclear Engineering and Design* 383 (2021) 111426. doi:<https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2021.111426>. URL <https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0029549321003782>



Semana Nacional de Engenharia Nuclear e da Energia e Ciências das Radiações – VII SENCIR
Belo Horizonte, 12 a 14 de novembro de 2024

- [8] Fridman, E., Bilodid, Y., & Valtavirta, V. (2023). Definition of the neutronics benchmark of the NuScale-like core. *Nuclear Engineering and Technology*, 55(10), 3639-3647.
<https://doi.org/10.1016/j.net.2023.06.029>
- [9] D. A. P. Palma, A. Z. Mesquita, A. S. Martinez, A. da Cruz Gonçalves, Assessment of thermo-mechanical performance of fuel elements with the use of cnfr and frapcon codes, in: *Int. J. Nuclear Energy Science and Technology*, 9th Edition, no. 2, *Int. J. Nuclear Energy Science and Technology*, 2015, pp. 116–130.
- [10] N. E. Todreas, M. S. Kazimi, *Nuclear Systems - Thermal Hydraulic Analysis*, 2nd Edition, Taylor Francis Group, Boca Raton, 2011.