

MODELAGEM DA CONVECÇÃO NATURAL NO REATOR IEA-R1 UTILIZANDO DINÂMICA DOS FLUIDOS COMPUTACIONAL COM O MÉTODO DE MEIOS POROSOS

Natural convection modelling in the IEA-R1 reactor using computational fluid dynamics with the porous media method

Franklin Cândido Costa¹ , Pedro Ernesto Umbehaun² ,
Walmir Maximo Torres² , Delvonei Alves de Andrade² 

Resumo: A convecção natural é um mecanismo essencial para a remoção passiva de calor em reatores nucleares. Entretanto, sua modelagem numérica apresenta desafios. O método de meios porosos é uma alternativa potencial, porém ainda carece de validação com dados experimentais. Este trabalho investiga a aplicação do método de meios porosos para modelar a convecção natural no reator de pesquisa IEA-R1. O método adotado envolveu simulações transientes de um acidente de parada de bomba, utilizando o método dos volumes finitos implementado no código Ansys[®] CFX. Os resultados numéricos foram comparados com dados experimentais obtidos com um elemento combustível instrumentado, permitindo avaliar a acurácia do método proposto.

Palavras-chave: Reator. Termo-hidráulica. Convecção Natural. Meios Porosos.

Abstract: Natural convection is an essential mechanism for passive heat removal in nuclear reactors. However, its numerical modeling presents several challenges. The porous media method is a potential alternative; however, it still requires validation with experimental data. This work investigates the application of the porous media method to model natural convection in the IEA-R1 research reactor. The adopted methodology involved transient simulations of a pump trip accident using the finite volume method implemented in the Ansys[®] CFX code. The numerical results were compared with experimental data obtained from an instrumented fuel assembly, allowing the evaluation of the accuracy of the proposed method.

Keywords: Reactor. Thermal-hydraulics. Natural Convection. Porous Media.

1. Capitão-tenente. Mestre em Tecnologia Nuclear pelo Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares. Encarregado da Seção de Análise de Segurança do Centro de Projetos de Sistemas Navais, Itaguaí, RJ – Brasil. E-mail: costafranklin@yahoo.com.br

2. Pesquisador do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Paulo, SP – Brasil. E-mail: umbehaun@gmail.com, wmaximo1955@gmail.com, delvonei@gmail.com

1. INTRODUÇÃO

A convecção natural é o movimento de um meio fluido com diferenças de densidade causadas por gradientes de temperatura. Trata-se de um fenômeno passivo que ocorre independentemente de qualquer energia externa, dispositivo mecânico ou elétrico. Por causa dessa natureza passiva, é um fator-chave na remoção de calor em reatores nucleares.

Alguns reatores modulares pequenos (SMRs, *small modular reactors*) são projetados para operar com remoção de calor apenas por convecção natural, sem bombas no circuito primário, como é o caso do reator NuScale. O NuScale possui geradores de vapor integrados ao vaso de pressão e situados acima do núcleo. A diferença de densidade da água entre o núcleo e os geradores de vapor força um escoamento passivo (Figura 1). Dessa forma, métodos numéricos capazes de prever a convecção natural são extremamente relevantes. Tradicionalmente, a análise termo-hidráulica de segurança é realizada por meio de códigos desenvolvidos e qualificados para esse propósito — os chamados códigos de sistemas. Entre esses códigos, podem-se citar os programas *reactor excursion and leak analysis program* (RELAP) e *code for analysis of thermal-hydraulics during an accident of reactor and safety evaluation* (CATHARE). Esses códigos podem modelar o comportamento de toda a planta nuclear durante transientes

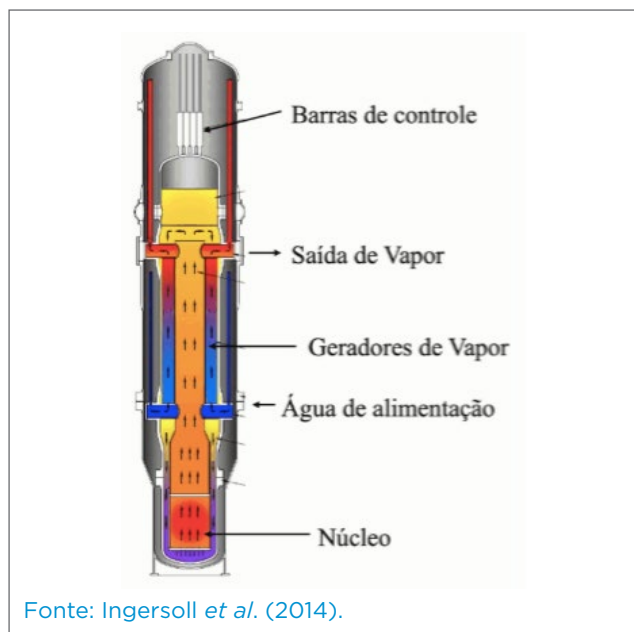


Figura 1. Reator nuclear NuScale.

e acidentes. Entretanto, são códigos unidimensionais e, conseqüentemente, não produzem uma análise detalhada da termo-hidráulica do núcleo (D'Auria, 2017), tendendo a superestimar alguns parâmetros de segurança.

Por outro lado, a dinâmica dos fluidos computacional (CFD) resolve numericamente as equações que regem o escoamento (equações de Navier-Stokes). Esse tipo de código tem sido amplamente utilizado pela indústria e demonstrado eficiência para tratar problemas tridimensionais. Portanto, é relevante para estudar a convecção natural em reatores nucleares (Salama, 2011). Na indústria nuclear, o método de CFD tem sido empregado para estudar escoamentos monofásicos e bifásicos e o acoplamento multifísico, como termo-hidráulica e neutrônica. Esses estudos fornecem informações detalhadas sobre os fenômenos termo-hidráulicos nos reatores. Conseqüentemente, podem complementar a modelagem com o RELAP, especialmente em geometrias complexas, como no núcleo do reator, nos *plena* e nos elementos combustíveis (Souto *et al.*, 2023). Além disso, sua capacidade também foi comprovada para uso em análises de segurança (IAEA, 2003). Como exemplo, pode-se citar a análise de CFD no processo de licenciamento da planta nuclear argentina de Atucha (Petruzzi *et al.*, 2016). Entretanto, os recursos computacionais disponíveis podem limitar o uso de CFD.

Nesse sentido, o método de meios porosos apresenta uma boa relação entre custo computacional e acurácia dos resultados. O método foi desenvolvido para modelar geradores de vapor (Patankar; Spalding, 1983). Geralmente, é utilizado para simular o escoamento em geometrias regulares, como placas de orifício e elementos combustíveis nucleares. O método trata essas geometrias regulares como um contínuo homogêneo com coeficientes de perda de carga e de transferência de calor definidos, em vez de resolver o escoamento em cada canal ou orifício individualmente. O método adiciona um termo-fonte, de acordo com a Lei de Darcy, às equações de Navier-Stokes para considerar a perda de carga.

Trabalhos relevantes foram desenvolvidos com esse método. O código Ansys® Fluent foi adotado para modelar o fenômeno da convecção natural no reator de pesquisas australiano Replacement. Nesse caso, todo o núcleo e piscina foram modelados como meio poroso (Yan; Sobh, 2005). Outro estudo modelou o reator TRIGA Mark I a fim de investigar sua resposta a dois acidentes — blecaute total e perda de fluido refrigerante (Corzo *et al.*, 2020). Uma equipe de pesquisa

conduziu um estudo de segurança no Reator de Pesquisas de Teerã (Hedayat; Davari, 2022). A análise termo-hidráulica foi realizada por meio de um acoplamento entre os códigos RELAP e Ansys® Fluent. O objetivo era subsidiar o aumento de potência térmica do reator com foco na convecção natural. Mais recentemente, o reator da Universidade de Ciência e Tecnologia do Missouri foi modelado utilizando duas abordagens de CFD: a modelagem tradicional e o método de meios porosos (Tusar *et al.*, 2024). O presente trabalho também avaliou um possível aumento da potência térmica do reator, analisando os gradientes de temperatura no núcleo.

Apesar dos diversos trabalhos com o método de meios porosos para modelar a convecção natural em reatores nucleares, poucos compararam a solução numérica com dados experimentais para avaliar sua acurácia. Este trabalho preenche essa lacuna e apresenta um estudo da convecção natural no reator IEA-R1 utilizando o método de meios porosos com o código Ansys® CFX. Os resultados numéricos foram comparados com dados experimentais de um acidente de parada de bomba obtidos com um elemento combustível instrumentado.

O reator IEA-R1 (Figura 2) é um reator nuclear de pesquisa do tipo piscina aberta. Presta serviços à sociedade brasileira

há quase 70 anos, produzindo radioisótopos para uso medicinal e fornecendo dados para pesquisa nuclear. Atualmente, a Marinha do Brasil contribui para seu funcionamento, fornecendo militares qualificados para sua operação.

Durante a operação normal, uma bomba está em funcionamento enquanto a outra atua como reserva. Além disso, o escoamento do fluido refrigerante é descendente. Quando o reator é desligado, a vazão do fluido diminui e a válvula de convecção natural, localizada abaixo do cone de redução, cai por gravidade. Após sua queda, o núcleo é desconectado do circuito primário e permanece aberto para a piscina, o que possibilita a remoção do calor residual por circulação natural.

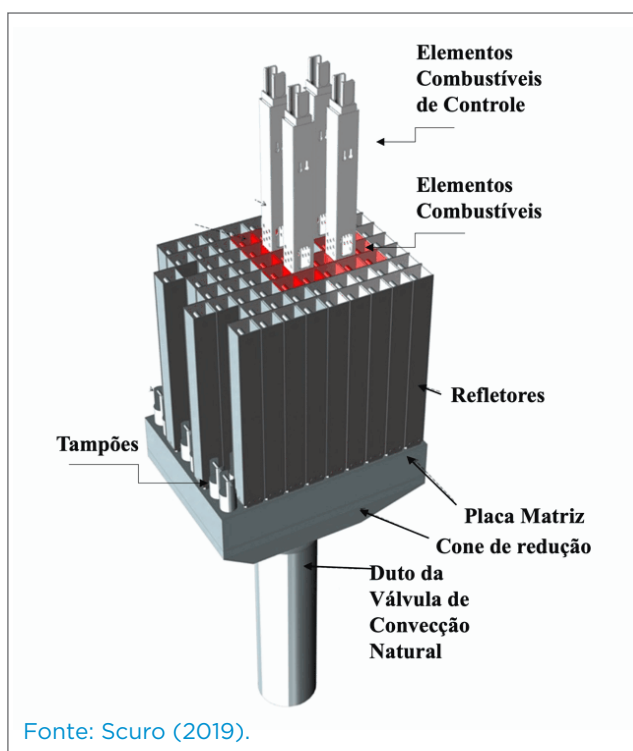
Uma série de experimentos foi conduzida no reator IEA-R1 (Umbehaun *et al.*, 2015). O objetivo principal era obter dados termo-hidráulicos e neutrônicos de referência (*benchmark*). Durante os testes, um elemento combustível instrumentado foi utilizado para avaliar a temperatura do fluido e do revestimento. Um acidente de parada de bomba foi simulado, e seus resultados foram utilizados para validar o modelo computacional desenvolvido neste trabalho.

2. METODOLOGIA

A metodologia deste trabalho consistiu na simulação de um acidente de parada de bomba, com posterior comparação dos resultados numéricos com dados experimentais, a fim de validar o método de meios porosos empregado em conjunto com o método dos volumes finitos. Inicialmente, um modelo de canal utilizando CFD foi empregado para estimar parâmetros de perda de carga e de transferência de calor. Esses parâmetros foram subsequentemente utilizados como dados de entrada para o modelo do elemento combustível, por meio do método de meios porosos. Em ambos os casos, o efeito de empuxo foi modelado considerando a densidade do fluido dependente da temperatura.

2.1. MODELO DE CANAL (MÉTODO TRADICIONAL DE DINÂMICA DOS FLUIDOS COMPUTACIONAL - MÉTODO DOS VOLUMES FINITOS)

Uma simulação transiente empregando um modelo de canal (Figura 3) foi realizada utilizando o método convencional de CFD para estimar a queda de pressão e os parâmetros



Fonte: Scuro (2019).

Figura 2. Núcleo do reator nuclear IEA-R1.

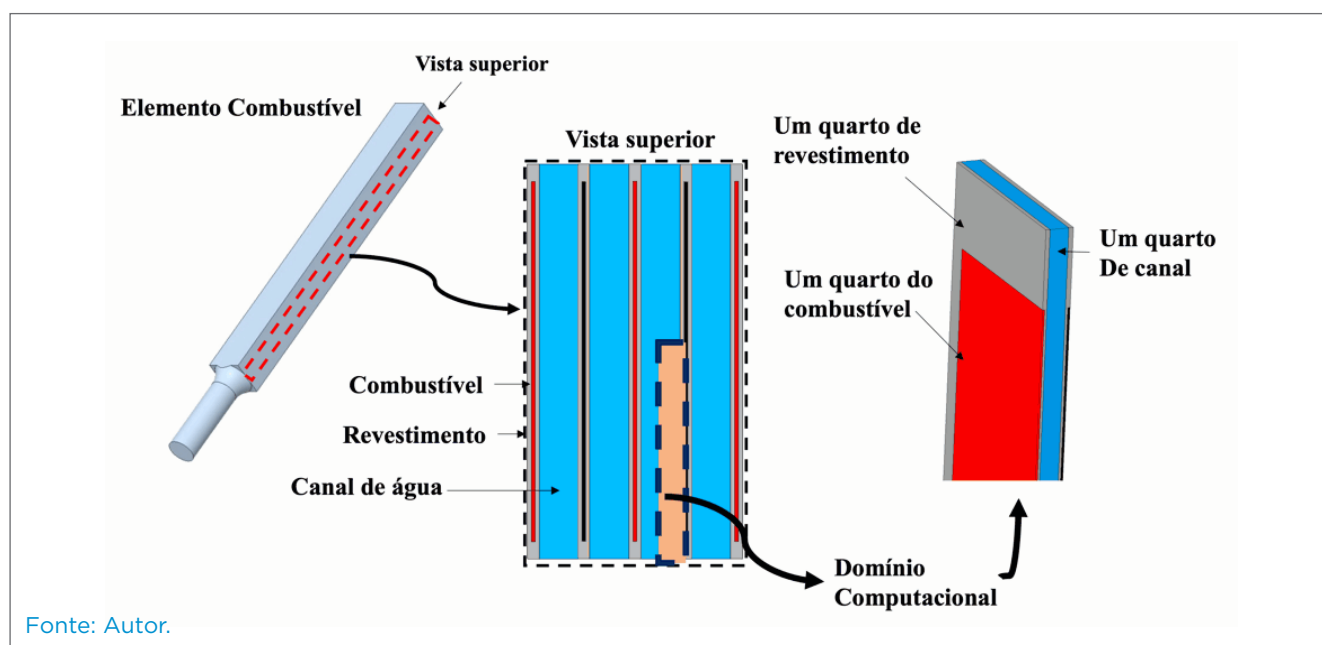


Figura 3. Domínio computacional para a simulação do canal.

de transferência de calor no canal do elemento combustível. Os parâmetros obtidos foram subsequentemente aplicados como dados de entrada para o modelo de meio poroso do elemento combustível. O calor gerado no combustível foi representado como uma fonte volumétrica, respeitando o perfil de potência axial do elemento combustível instrumentado. Após o desligamento do reator, essa potência térmica diminuiu de acordo com a curva de calor de decaimento. As propriedades físicas do revestimento (alumínio) (IAEA, 1992) e do combustível (U_3Si_2-Al , $3,0 \text{ gU/cm}^3$) (IPEN, 2010) foram extraídas da literatura. As propriedades da água foram baseadas na fonte de dados IAPWS97 (Wagner; Pruß, 2002).

2.2. MODELO DO ELEMENTO COMBUSTÍVEL (MÉTODO DE MEIOS POROSOS - VOLUMES FINITOS)

Nesse caso, o mesmo acidente foi simulado em um elemento combustível inteiro. A região das placas combustíveis foi modelada com a abordagem de meios porosos, enquanto o restante do elemento (região inferior) foi modelado com o método tradicional de CFD (Figura 4). A porosidade foi calculada com base nas características da região das placas combustíveis. Uma fonte volumétrica de calor foi aplicada

ao sólido. O perfil axial de potência do elemento combustível e a curva de calor de decaimento foram novamente considerados. As propriedades físicas do sólido foram estimadas por meio de uma média ponderada pelo volume das propriedades do combustível e do revestimento, pois o modelo de meios porosos do Ansys® CFX permite representar apenas um domínio sólido.

2.3. DISCRETIZAÇÃO ESPACIAL E TEMPORAL (MEIO POROSO E DINÂMICA DOS FLUIDOS COMPUTACIONAL TRADICIONAL)

Um teste de independência de malha foi realizado em ambos os modelos, utilizando quatro malhas, progressivamente refinadas, conforme o procedimento proposto na literatura (Celik *et al.*, 2008).

Os domínios sólido e fluido foram discretizados com elementos hexaédricos no modelo de canal. No modelo do elemento combustível, a região porosa foi discretizada com elementos hexaédricos, enquanto a região inferior foi malhada com elementos tetraédricos (Figura 5). O passo de tempo, em ambos os casos, foi estabelecido em 0,001 segundos para atender ao critério de número de Courant, mantendo-o menor que a unidade.

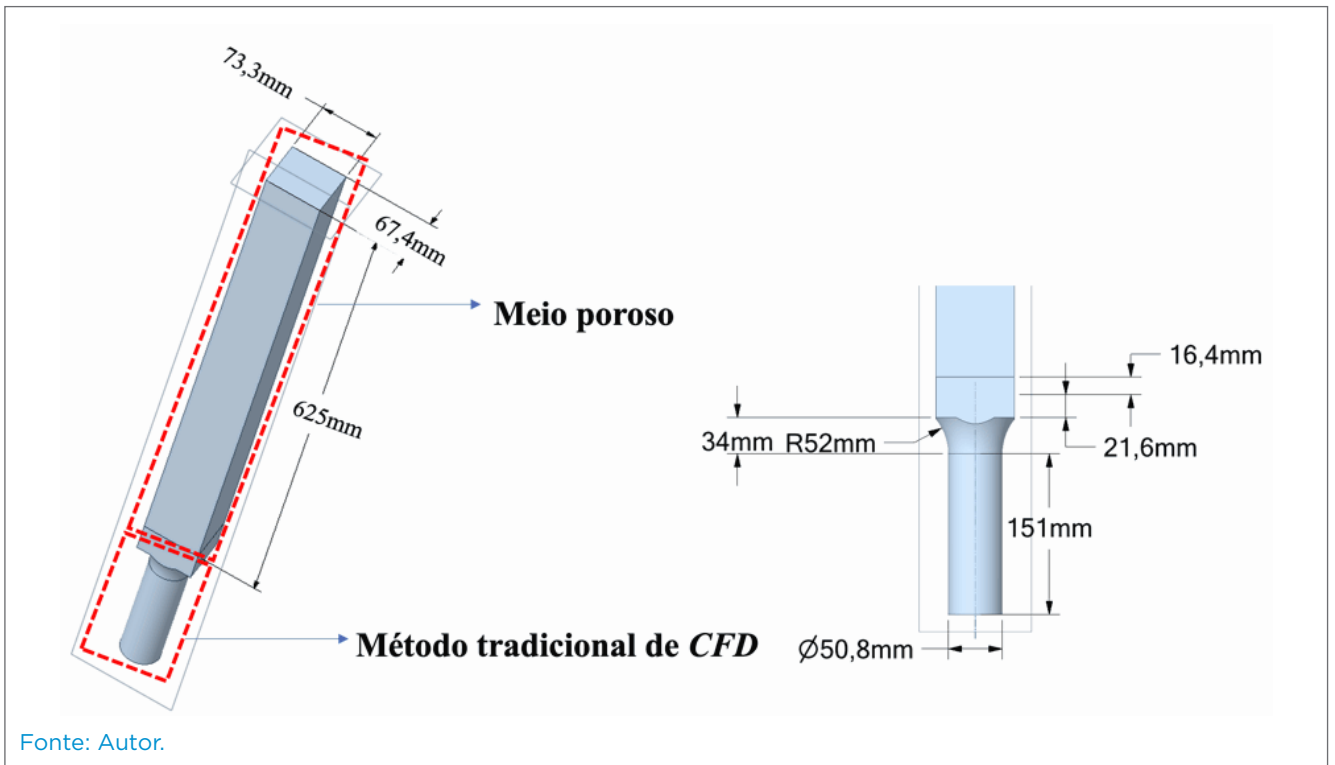


Figura 4. Domínio computacional do elemento combustível.

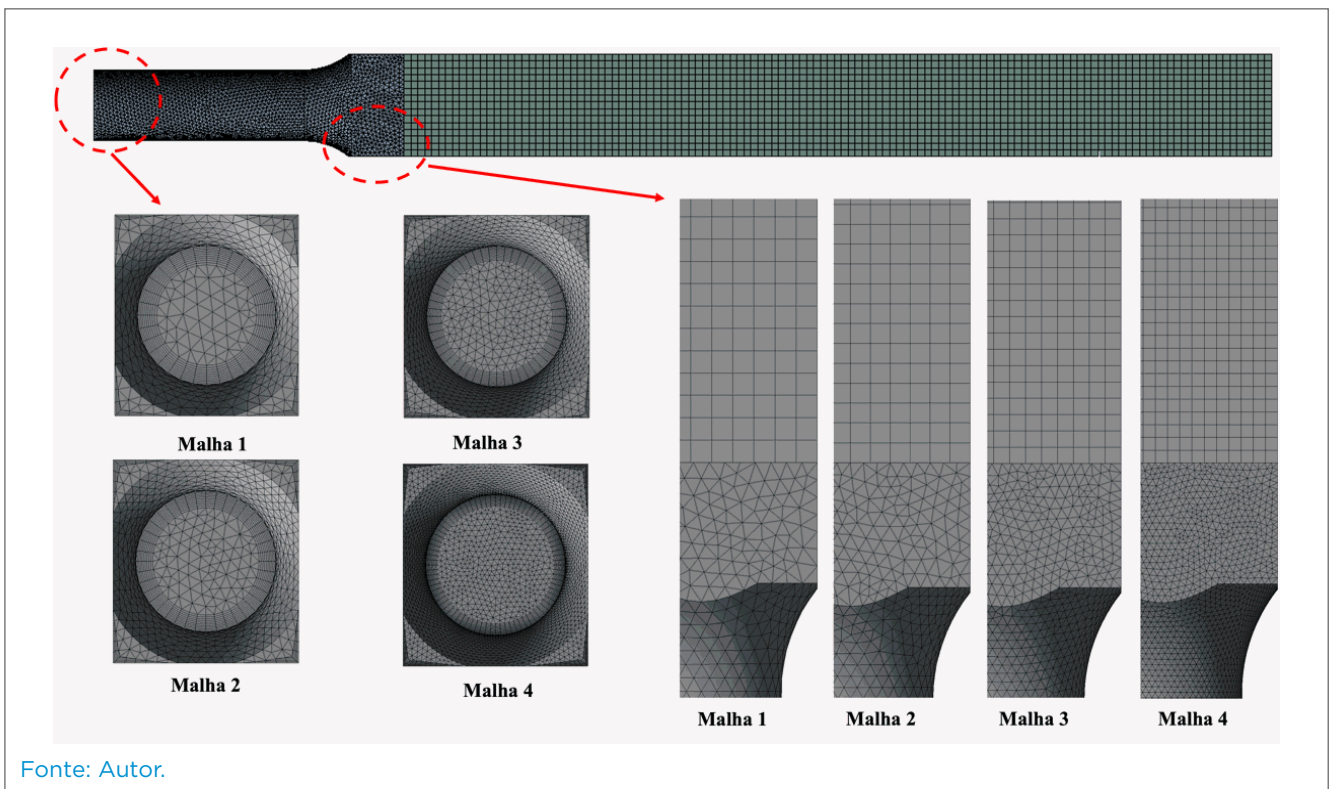


Figura 5. Malhas do elemento combustível.

2.4. MODELO COMPLETO DO REATOR (MEIO POROSO E DINÂMICA DOS FLUIDOS COMPUTACIONAL TRADICIONAL)

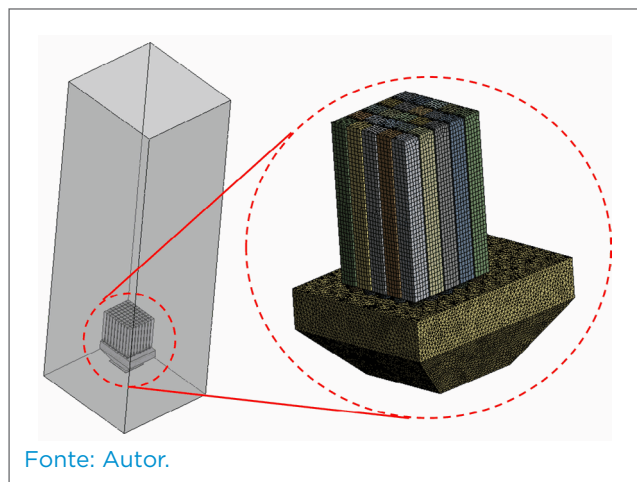
O núcleo do reator e a piscina (Figura 6) foram simulados em regime permanente.

O instante simulado corresponde à fase de estabilização da convecção natural. Nesse estágio, o reator opera a aproximadamente 3,5% de sua potência nominal de operação (5 MW).

As características do modelo poroso do elemento combustível foram mantidas. A placa matriz e o cone de redução foram discretizados com elementos tetraédricos (Figura 6). A geometria dos elementos refletor foi preservada para garantir consistência geométrica, embora não tenha sido discretizada (ou seja, nenhum elemento computacional foi criado).

2.5. MÉTODOS NUMÉRICOS

O modelo de turbulência RANS $k-\omega$ foi adotado. O manual do código Ansys® CFX (ANSYS CFX 25.0, 2025) recomenda seu uso por questões de estabilidade numérica. Esse modelo de turbulência é particularmente apropriado para este tipo de problema transiente, haja vista que o escoamento começa turbulento e se torna laminar após certo tempo. Isso ocorre porque, à medida que o número de Reynolds diminui, o modelo RANS $k-\omega$ suprime a viscosidade turbulenta (Salama, 2011). A função de parede automática, desenvolvida especificamente para esse modelo de turbulência, foi utilizada para favorecer a convergência do cálculo.



Fonte: Autor.

Figura 6. Modelo completo do reator.

3. RESULTADOS

Os resultados numéricos obtidos foram comparados com os dados experimentais do acidente de parada de bomba do reator IEA-R1 (Umbehaun *et al.*, 2015).

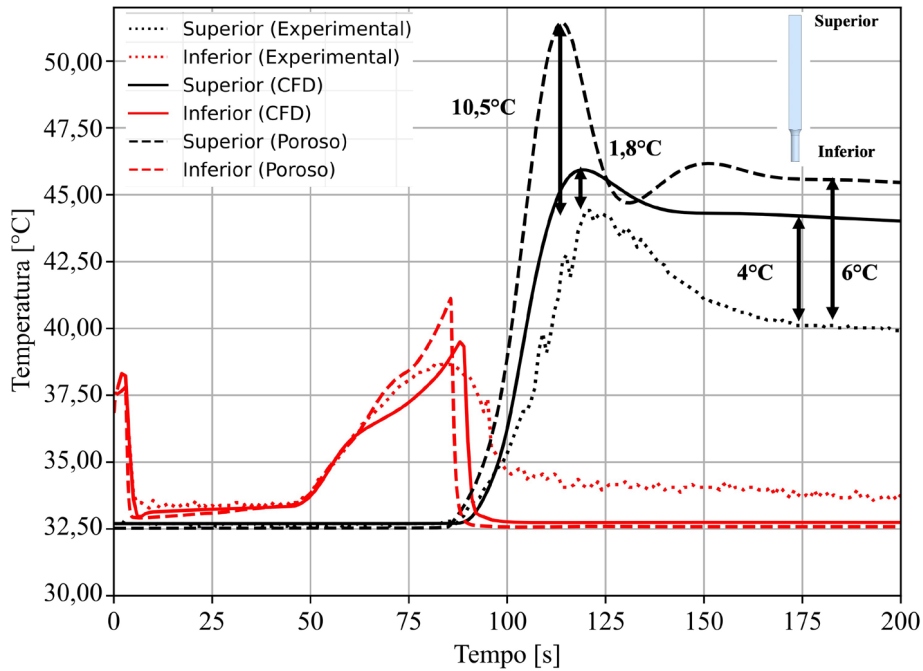
A Figura 7 apresenta a temperatura do fluido na entrada (parte superior) e na saída (parte inferior) do elemento combustível. Ambos os modelos capturaram com acurácia a convecção forçada e natural durante o transiente. Entretanto, o modelo poroso perdeu eficácia no momento da inversão térmica. Assim, o pico de temperatura no modelo de canal foi ligeiramente superior ao valor experimental (1,8°C), enquanto, no modelo poroso, essa temperatura foi superestimada em 10,5°C. Após a estabilização do regime de convecção natural (150 segundos), a diferença de temperatura entre os dois modelos caiu para apenas 2°C. A maior discrepância do modelo poroso nos picos de temperatura pode ser atribuída à perda de informação física inerente a esse método. A diferença de temperatura entre os dois modelos no regime de convecção natural e os valores experimentais pode ter ocorrido em razão das perdas de carga não modeladas na parte inferior do reator, no cone de redução e na placa matriz.

A Figura 8 apresenta a distribuição da temperatura do fluido no elemento combustível durante o transiente. Como esperado, as menores temperaturas são observadas na parte inferior do combustível e, após a inversão térmica, a parte superior passa a ser a mais quente.

A Figura 9 exhibe os perfis de temperatura e velocidade no reator e na piscina, em regime de convecção natural, após o desligamento. O impacto do calor residual na água da piscina é relativamente pequeno, pois a piscina atua como um sorvedouro praticamente infinito de calor. A temperatura da água na parte superior de alguns combustíveis atinge 62,5°C. As velocidades do fluido permanecem baixas, da ordem de 0,3 m/s. Além disso, a convecção natural é suficiente para impulsionar uma coluna de água de 7,5 m, superando a perda de carga no núcleo do reator.

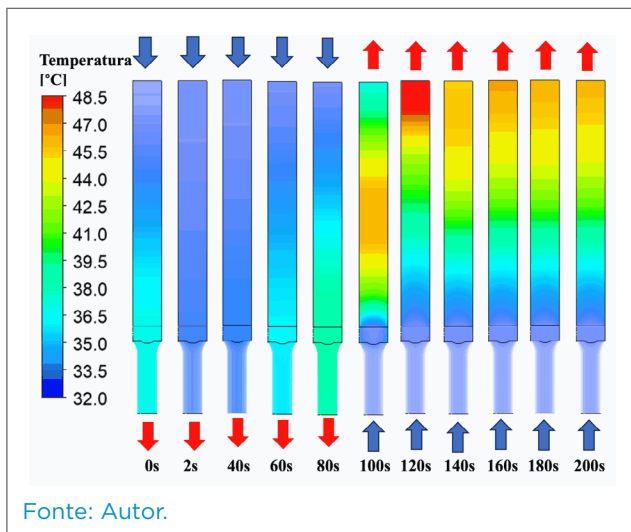
4. CONCLUSÕES

Os resultados indicam que o método de meios porosos apresenta boa acurácia para estimar a temperatura do fluido durante o acidente. Maiores diferenças foram observadas



Fonte: Autor.

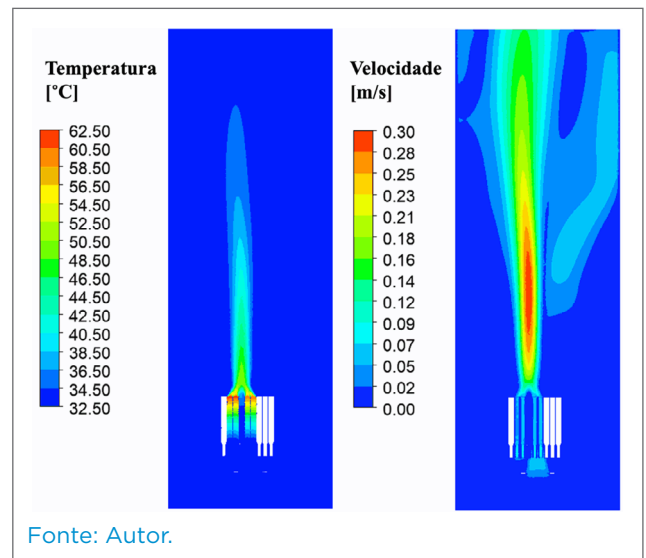
Figura 7. Temperatura na parte superior e inferior do elemento combustível instrumentado.



Fonte: Autor.

Figura 8. Temperatura da água no elemento combustível ao longo do acidente.

durante o fenômeno de inversão térmica. Essas discrepâncias são atribuídas à perda de informação física inerente ao modelo poroso, como a ausência da representação da camada limite dentro dos canais e a omissão da transferência de calor



Fonte: Autor.

Figura 9. Perfil de temperatura e velocidade no reator e na piscina.

entre o combustível e o revestimento, uma vez que um único domínio sólido pode ser modelado. Após a estabilização da convecção natural, a diferença de temperatura caiu para somente 2°C quando comparada com o modelo de canal, que

possui maior acurácia. A simplificação da malha viabilizou a modelagem completa do reator com confiabilidade, tornando o método aplicável às futuras análises de acoplamento termo-hidráulico e neutrônico no IEA-R1. Assim, conclui-se que

o método de meios porosos proporciona um excelente equilíbrio entre custo computacional e precisão, representando uma ferramenta valiosa para projetos de reatores nucleares e análises de licenciamento.

REFERÊNCIAS

ANSYS CFX 25.0. *Ansys CFX-Pre User's Guide*. Canonsburg: ANSYS Inc., ANSYS Europe Ltd., 2025.

CELIK, I. B.; GHIA, U.; FREITAS, C. K.; COLEMAN, H.; RAAD, P. E. Procedure for Estimation and Reporting of Uncertainty Due to Discretization in CFD Applications. *Journal of Fluids Engineering*, v. 130, n. 7, p. 078001, 2008. <https://doi.org/10.1115/1.2960953>

CORZO, S. F.; GODINO, D. M.; COSTA, A. L.; REIS, P. A. L.; PEREIRA, C.; RAMAJO, D. E. Numerical simulation of the open-pool reactor coolant system using a multi-domain approach. *Nuclear Engineering and Design*, v. 368, p. 110739, 2020. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2020.110739>

D'AURIA, F. *Thermal hydraulics in water-cooled nuclear reactors*. Oxford: Woodhead Publishing, 2017.

HEDAYAT, A.; DAVARI, A. Feasibility study to increase the reactor power at natural convection mode in Tehran Research Reactor (TRR) through a hybrid thermal-hydraulic simulation and analysis using the RELAP5 code and Computational Fluid Dynamic (CFD) modeling by ANSYS-FLUENT. *Progress in Nuclear Energy*, v. 150, p. 104285, 2022. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2022.104285>

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY - IAEA. *Research reactor core conversion guidebook - Volume 2: Analysis*. Vienna: IAEA, 1992.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY - IAEA. *Use of computational fluid dynamics codes for safety analysis of nuclear reactors systems*. Vienna, Austria: IAEA, 2003.

INGERSOLL, D. T.; COLBERT, C.; BROMM, R.; HOUGHTON, Z. NuScale Energy Supply for Oil Recovery and Refining Applications. In: PROCEEDINGS OF INTERNATIONAL CONGRESS ON ADVANCES IN NUCLEAR POWER PLANTS, 2014, Charlotte. *Proceedings [...]*. Charlotte: ICAPP, 2014. p. 2344-2351.

INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES - IPEN. *Documento de Qualificação - Elemento Combustível Padrão IEA-208*. Centro do Combustível Nuclear - CCN, 2010.

PATANKAR, S. V.; SPALDING, D. B. Computer analysis of the three-dimensional flow and heat transfer in a steam generator. In: *Numerical*

Prediction of Flow, Heat Transfer, Turbulence and Combustion. USA: Pergamon Press, 1983. p. 293-298.

PETRUZZI, A.; CHERUBINI, N.; D'AURIA, F.; LANFREDINI, M.; MAZZANTINI, O. The BEPU evaluation model with RELAP5-3D for the licensing of the Atucha-II NPP. *Nuclear Technology*, v. 193, n. 1, p. 113-160, 2016. <https://doi.org/10.13182/NT14-145>

SALAMA, A. CFD investigation of flow inversion in typical MTR research reactor undergoing thermal-hydraulic transients. *Annals of Nuclear Energy*, v. 38, n. 7, p. 1578-1592, 2011. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2011.03.005>

SCURO, N. L. *Simulação numérica de um acidente tipo perda lenta de vazão em um reator nuclear de pesquisa*. 2019. Dissertação (Mestrado em Tecnologia Nuclear - Reatores) - Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, Universidade de São Paulo, São Paulo, 2019.

SOUTO, N. P. B.; DE OLIVEIRA, C. L.; VELLOZO, S. O.; CABRAL, R. G. Development and verification of a computational fluid dynamics model for a PWR-type small modular reactor subchannel. *Nuclear Engineering and Design*, v. 412, p. 112455, 2023. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2023.112455>

TUSAR, M. H.; BHOWMIK, P. K.; KOBAYASHI, K.; ALAN, S. B.; USMAN, S. Porous media model simulates thermal-hydraulics of nuclear research reactors with flat and curved plate fuel assembly. *International Communications in Heat and Mass Transfer*, v. 153, p. 107334, 2024. <https://doi.org/10.1016/j.icheatmasstransfer.2024.107334>

UMBEHAUN, P. E.; DE ANDRADE, D. A.; TORRES, W. M.; RICCI FILHO, W. IEA-R1 nuclear reactor: facility specification and experimental results. In: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2015. *Anais [...]*. Viena, Áustria, p. 2015.

WAGNER, W.; PRUß, A. The IAPWS Formulation 1995 for the Thermodynamic properties of ordinary water substance for general and scientific use. *Journal of Physical and Chemical Reference Data*, v. 31, n. 2, p. 387-535, 2002. <https://doi.org/10.1063/1.1461829>

YAN, Y.; SOBH, N. CFD Simulation of a research reactor. In: MATHEMATICS AND COMPUTATION, SUPERCOMPUTING, REACTOR PHYSICS AND NUCLEAR AND BIOLOGICAL APPLICATIONS, 2005. *Meeting [...]*. França, 2005.