



Avaliação do Reator Regenerador a Sal Fundido (MSBR) Usando o Código MCNP

Gabriela G. Abreu¹, Isabella R.
Magalhães¹, Cláudia Pereira¹ and
Clarysson A. M. Silva¹

¹*granier.gabriela@gmail.com*
isabella.magalhaes13@gmail.com
claudia@nuclear.ufmg.br
clarysson@nuclear.ufmg.br
Departamento de Engenharia Nuclear
Universidade Federal de Minas Gerais
Av. Antônio Carlos, 6627, Campus UFMG
PAC 01 – Anexo Engenharia, Pampulha,
31270-901 Belo Horizonte, MG

1. Introdução

O Reator a Sal Fundido (MSR) é um conceito de reator da Geração IV que possui um sistema promissor devido ao seu combustível líquido, que se expande ao esquentar, consequentemente, isso retarda a taxa de reações nucleares e faz com que o reator tenha um grande coeficiente negativo de reatividade, tornando-o auto-regulador. Outro benefício do sistema MSR é a retirada contínua de produtos de fissão do sal por uma planta de processamento químico, o que mantém um bom rendimento do combustível. Além disso, esse tipo de reator pode operar no ciclo Th-U, que será posteriormente discutido em mais detalhes. Por fim, o MSR tem a vantagem de diminuir significativamente os custos de transporte e fabricação de novos elementos combustíveis [2].

O combustível do MSR é uma mistura de sais fundidos, normalmente fluoreto e núclídeos físeis e férteis que circulam entre o núcleo do reator e o trocador de calor. Na figura 1 é possível ver uma ilustração do funcionamento de um MSR. Em meados das décadas de 1960 e 1970, o Laboratório Nacional de Oak Ridge (ORNL), nos Estados Unidos, conduziu diversos estudos sobre o Reator Regenerador a Sal Fundido (MSBR), que se mostrou promissor, mas nunca foi colocado em prática. O MSBR é um tipo de MSR que contém tório em seu combustível.

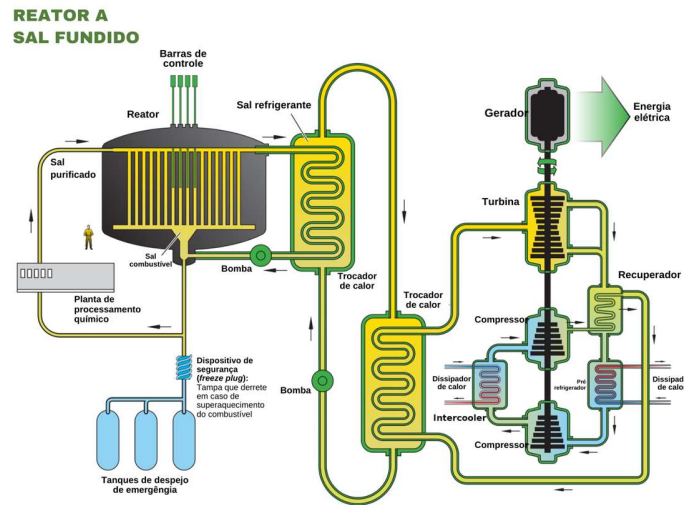


Figura 1: Esquema do reator a sal fundido [3].

O uso do tório se mostra interessante, pois ele é um material abundante na natureza e também pode ser transmutado em urânio-233, já que o ^{232}Th é um material fértil. No entanto, como o ^{233}U não é encontrado na natureza, são necessários vários estudos para avaliar qual seria o isótopo fissil que poderia ser empregado no combustível para gerar a fonte de nêutrons inicial. Algumas opções são: MOX (mistura de plutônio e urânio), urânio enriquecido e plutônio com actínídeos menores. Nesse contexto, o objetivo do presente trabalho consiste em avaliar a criticidade e o fluxo neutrônico de um sistema MSBR, considerando diferentes tipos de combustíveis como matriz inicial para o startup do reator. O código MCNP6 (Monte Carlo N-Particle) foi utilizado nas simulações.

2. Metodologia

A mistura padrão do combustível de um MSBR é $\text{LiF-Bef}_2\text{-ThF}_4\text{-UF}_4$. Um estudo feito pelo ORNL sugeriu duas porcentagens molares de UF_4 , 0,3% e 0,232%, as quais representam a quantidade conceitual e a quantidade otimizada do design de um MSBR, respectivamente [5]. A fim de avaliar vários nuclídeos como matriz inicial fissil no sistema MSBR, o presente estudo simula quatro tipos de combustíveis considerando a concentração de isótopos físeis relatados pelo ORNL. Nesse sentido, os seguintes isótopos foram combinados com o tório para compor o combustível inicial do reator:

- (a) Urânio Recuperado (UR): ^{233}U obtido do ciclo convencional U-Th do MSBR;
- (b) Urânio Enriquecido (UE): $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$ produzido em uma usina de enriquecimento;
- (c) Plutônio Reprocessado (PR): Pu recuperado do combustível queimado de um PWR; e
- (d) Actínídeos Reprocessados (AR): Pu e AMs recuperados do combustível queimado de um PWR.

O modelo computacional do MSBR utilizado neste trabalho tem como base vários trabalhos desenvolvidos anteriormente como, por exemplo, Ashraf, et al. (2020); Zou, et al. (2020); Zou, et al. (2018) [6,7,8]. A Figura 2 apresenta o plano radial e axial do modelo simulado no código MCNP6.

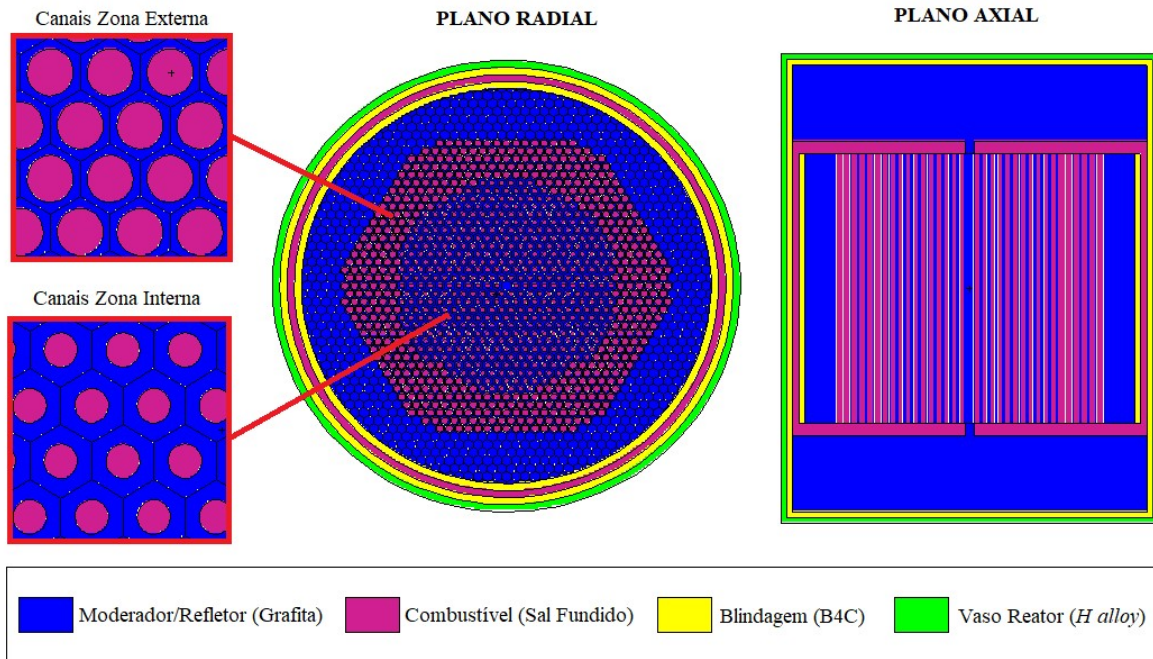


Figura 2: Modelo do MSBR simulado no MCNP6.

3. Resultados e Discussão

Embora possuam o mesmo percentual de material fissil, os combustíveis avaliados geram diferentes valores de keff no sistema MSBR, pois o PR e os AR possuem isótopos com alta seção de choque de absorção. Além disso, as massas atômicas dos isótopos fisséis são diferentes entre os combustíveis avaliados. Considerando a mesma massa e o mesmo percentual em massa de núclídeos fisséis, o UR possui maior número de átomos fisséis de ^{233}U em relação aos combustíveis UE, PR e AR. Assim, entre os combustíveis avaliados, o número de fissões é maior para o UR, produzindo um maior valor de keff. Portanto, a porcentagem molar de isótopos fisséis para os combustíveis UE, PR e AR deve ser maior que 0,3%. Comparada ao combustível tradicional UR, a presença de absorvedores no PR e nos AR também provoca redução no fluxo de nêutrons, o qual apresenta um perfil mais achatado para os combustíveis reprocessados.

4. Conclusões

Os resultados iniciais indicam que a concentração de núclídeos fisséis nos combustíveis UE, PR e AR deverá ser maior do que no tradicional UR, para que o sistema MSBR possua criticidade similar. As simulações que se encontram em desenvolvimento avaliam diferentes percentuais de isótopos fisséis para os combustíveis UR, PR e AR, analisando o keff e a distribuição do fluxo de nêutrons no núcleo do MSBR. Posteriormente, outros parâmetros poderão ser estudados a fim de completar este estudo.

Agradecimentos

Os autores agradecem às agências de fomento: CNEN, FAPEMIG, CAPES e CNPq.

Referências

- [1] T. J. Dolan et al., *Molten Salt Reactors and Thorium Energy*, Woodhead Publishing (2017).
- [2] J. Serp et al., The molten salt reactor (MSR) in generation IV: Overview and perspectives, *Progress in Nuclear Energy*, vol. 77, pp. 308-319 (2014).
- [3] GEN IV - The Generation IV International Forum. Molten Salt Reactor (MSR). Disponível em: https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9359/msr . Acessado em 31 ago 2021. Adaptado.
- [4] US Department of Energy Nuclear Energy Research Advisory Committee - http://www.ne.doe.gov/genIV/documents/gen_iv_roadmap.pdf
- [5] R. C. Robertson, *Conceptual Design Study of a Single-Fluid Molten-Salt Breeder Reactor*. Oak Ridge National Laboratory. Report ORNL-4541, EUA (1971).
- [6] O. Ashraf et al., Whole core analysis of the single-fluid double-zone thorium molten salt reactor (SD-TMSR), *Annals of Nuclear Energy*, vol. 137 (2020).
- [7] C. Zou et al., Transition to thorium fuel cycle in a small modular molten salt reactor based on a batch reprocessing mode, *Annals of Nuclear Energy*, vol. 138 (2020).
- [8] C.Y. Zou et al., Transition to thorium fuel cycle for TMSR, *Nuclear Engineering and Design*, vol. 330, pp. 420-428 (2018).