

Id.: EN19

ANÁLISE DA VIABILIDADE DO COMBUSTÍVEL MOX (Unat-Pu) EM MICRORREATORES PWR USANDO O CÓDIGO SCALE

Ana Carolina N. Rangel¹, Sergio O.Vellozo¹, Ronaldo G. Cabral¹ e Cláudio L. Oliveira¹

¹Instituto Militar de Engenharia - IME
ana.carolina@ime.eb.br
vellozo@ime.eb.br
rgcabral@ime.eb.br
claudio@ime.eb.br

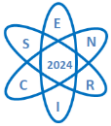
Palavras-Chave: Microrreator PWR, MOX e SCALE.

RESUMO

A crescente demanda por energia limpa e confiável, bem como as preocupações com o meio ambiente e a necessidade de reduzir as emissões de carbono, tem despertado o interesse no desenvolvimento de tecnologia de microrreatores. Esses sistemas compactos oferecem uma série de vantagens, incluindo maior segurança, mais flexibilidade na implantação e possíveis custos reduzidos. Além disso, os microrreatores têm o potencial de fornecer energia acessível e confiável em uma variedade de contextos, desde cidades densamente povoadas até áreas remotas. O desenvolvimento contínuo de microrreatores é um passo importante para um futuro energético mais sustentável e resiliente, diante desses benefícios. O urânio é normalmente o combustível de um reator ou microrreator PWR. No entanto, um relatório regular da AIEA “*Uranium-2022: Resources, Production and Demand*” estimou que haverá urânio disponível para os próximos 100 anos para o abastecimento das usinas elétricas, considerando um aumento de 70% na demanda em relação a 2020. Portanto, considerando a importância das usinas nucleares para a transição energética global, é necessário considerar alternativas de combustíveis para manter o suprimento das mesmas. O combustível MOX (mistura de óxido de urânio e óxido de plutônio) é capaz de ser uma das alternativas, podendo ser obtido a partir do reprocessamento de combustível irradiado, minimizando a necessidade de armazenamento dos rejeitos. Para explorar a viabilidade do combustível MOX em microrreatores PWR, foi iniciado um trabalho para projetar o núcleo do reator, utilizando o programa de simulação *Scale (Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation)*. A utilização do MOX acarreta numa economia do U-235. Realizou-se alguns ensaios de queima com o objetivo de se estimar o ciclo, já que uma das características desejada dos microrreatores é operar por anos sem reabastecimento. Estudou-se diferentes concentrações de dióxido de plutônio com dióxido de urânio natural. Resultados preliminares mostraram que o k_{∞} variou desde 1,4314 até 1,5202 para 5% até 20% de PuO₂, respectivamente, resultando num ciclo de 3,69 até 13,17 anos. Esse excesso de reatividade é suficiente para acomodar todas as condicionantes neutrônicas e térmicas do projeto.

1. INTRODUÇÃO

O interesse crescente pelo desenvolvimento de tecnologia em energia nuclear, se dá pela sua importância na transição energética global, pois ela proporciona uma fonte estável e de baixa emissão de carbono. De acordo com estudos da Agência Internacional de Energia (AIE) indicam que para atingir as metas climáticas globais, será essencial aumentar a participação da energia nuclear na matriz energética mundial [1]. Além disso, a alta densidade energética do combustível nuclear permite que pequenas quantidades de urânio, plutônio ou qualquer combinação desses combustíveis gerem vastas quantidades de energia, contribuindo para a redução da dependência de combustíveis fósseis e, conseqüentemente, das emissões de dióxido de carbono [2]. Tecnologias avançadas como reatores de quarta geração, pequenos reatores modulares (SMRs) e



microrreatores, prometem ser mais seguros e eficientes, contribuindo significativamente para as metas de descarbonização [3].

Os microrreatores são sistemas compactos que apresentam uma série de vantagens significativas, incluindo maior segurança, flexibilidade na implantação e custos potencialmente reduzidos. A segurança aprimorada dos microrreatores advém de seus sistemas de segurança passiva, que minimizam a necessidade de intervenção humana e reduzem o risco de acidentes nucleares. A flexibilidade na implantação permite que esses reatores sejam utilizados em uma ampla gama de contextos, desde cidades densamente povoadas até áreas remotas, onde a infraestrutura convencional de energia pode ser insuficiente ou inexistente. Além disso, os microrreatores podem operar por longos períodos sem reabastecimento, proporcionando uma fonte de energia contínua e confiável, essencial para aplicações críticas, como hospitais, centros de dados e instalações militares. A capacidade de fornecer energia acessível e estável não apenas fortalece a segurança energética, mas também contribui para o desenvolvimento econômico de regiões isoladas, promovendo uma melhor qualidade de vida para suas populações.

O urânio enriquecido é normalmente utilizado como combustível de um reator ou microrreator PWR. No entanto, um relatório regular da AIEA “*Uranium-2022: Resources, Production and Demand*” mencionou que com as 442 usinas nucleares em operação em 2020, com capacidade elétrica total de 393 GW, demandam cerca de 60,1 mil toneladas de urânio por ano (cerca de 150 toneladas por 1 GW por reator já em operação). O relatório também dissertou sobre um possível cenário, na qual haverá um crescimento de 70% na demanda em relação a 2020, utilizando 108,2 mil toneladas por ano, dessa forma estimou-se a disponibilidade de urânio para os próximos 100 anos para o abastecimento das usinas elétricas.[4]

Portanto, considerando a relevância das usinas nucleares na transição energética global, torna-se necessário avaliar alternativas de combustíveis que garantam a continuidade de seu suprimento. Atualmente, já existem alguns modelos de reatores, inclusive do tipo PWR, que utilizam outros combustíveis. No entanto, a utilização desses combustíveis representa uma parcela muito pequena em comparação ao uso predominante do urânio como matéria-prima principal. Os projetos em desenvolvimento de microrreatores PWR seguem a mesma linha dos reatores convencionais, empregando o urânio como combustível [5]. Diante disso, este trabalho propõe uma análise para verificar a viabilidade da utilização do MOX com urânio natural em microrreatores, combustível considerado inovador pela IAEA [6], considerando que esse combustível pode ser obtido por meio do reprocessamento de combustível irradiado. Tal prática pode reduzir a necessidade de armazenamento de rejeitos, o que demanda considerável espaço para a construção de Unidades de Armazenamento Complementar a Seco (UAS) e exige monitoramento constante.

2. METODOLOGIA

A análise foi realizada através do sistema SCALE, o qual permite realizar análises de criticidade, queima de combustível, blindagem, transporte de nêutrons e fótons, segurança e confiabilidade, decaimento radiativo, produção de calor e simulação de reatores.

Inicialmente, foi necessário definir a composição do combustível através da densidade (átomos/barn.cm) de cada isótopo. A densidade do combustível depende da composição do combustível, temperatura, fração de densidade teórica ou porosidade. A densidade de um combustível MOX aumenta com o incremento de PuO_2 e diminui com o aumento da temperatura. Foi considerado que, a 300K, a densidade do UO_2 é 10.961 kg/m^3 e a do PuO_2 é 11.450 kg/m^3 [7].



Dessa forma, a densidade do MOX a 273K, descrito pelo Laboratório de *Oak Ridge* [7], é dada pela seguinte equação linear:

$$\rho_{MOX} = 10970 + 490 \cdot y \quad (1)$$

Sendo y a fração de massa de PuO_2 presente na amostra.

Fazendo as correções de acordo com a temperatura a 300K, temos:

$$\rho_{MOX} = 10961 + 489 \cdot y \quad (2)$$

Com isso, é possível obter a densidade aparente do UO_2 e PuO_2 .

$$\rho'_{UO_2} = (1 - y) \cdot \rho_{MOX} \quad (3)$$

$$\rho'_{PuO_2} = y \cdot \rho_{MOX} \quad (4)$$

Para finalizar esta etapa e obter a densidade de cada isótopo presente no combustível MOX é necessário multiplicar a densidade aparente pela porcentagem de abundância representada pela tabela 1.

Tab. 1. Porcentagem de abundância dos isótopos presente no combustível MOX

Isótopos	Abundância (%)
U-234	0,01
U-235	0,71
U-238	99,28
Pu-238	0,10
Pu-239	77,32
Pu-240	19,35
Pu-241	2,68
Pu-242	0,55

Fonte: NIST,2024.

A reatividade em um reator nuclear é uma variável crucial que determina o comportamento do reator durante a operação. Ela indica a diferença entre a produção de nêutrons e a absorção e fuga de nêutrons no núcleo. Também se deve levar em consideração o fator de multiplicação de nêutrons (K_{eff}), que está associada à capacidade de um reator nuclear de manter uma reação em cadeia autossustentada, sendo definido como a razão entre o número de nêutrons em uma geração e o número de nêutrons na geração anterior. Em um reator é fundamental que o valor seja superior a 1, ou seja, supercrítico [8].

A sequência T-NEW do SCALE, juntamente com a biblioteca V5-44, otimizou os parâmetros geométricos da célula. Efetuou-se o levantamento da curva $k_{\infty} \times V_m/V_f$, onde V_m/V_f , razão entre o volume do moderador e o volume do combustível, procedimento padrão em todo projeto de um reator térmico.



O valor do meio passo, foi definido como aquele que possibilita o maior k_{∞} , em seguida foi analisado o output obteve-se o valor do keff, a seção macroscópica de fissão, absorção e transporte e o número médio de nêutrons por fissão.

Com estes valores e considerando que o elemento combustível (EC) terá um formato de um cilindro equilátero, a fim de proporcionar um equilíbrio entre minimizar fugas de nêutrons e maximizar o uso do combustível nuclear, é possível estimar através da equação da difusão o tamanho do raio e altura necessários para que o EC possa obter um keff que acomode todas as condicionantes neutrônicas e térmicas do projeto [9].

Conforme o tempo de reação avança e a fissão continua, o combustível experimenta mudanças em sua composição isotópica e física devido à formação de novos produtos de fissão e à depleção dos isótopos fissionáveis. A queima é quantificada em termos de megawatt-dia por tonelada de combustível (MW.d/ton), representando a quantidade de energia gerada por tonelada de combustível durante sua vida útil no reator.

Para verificar se as concentrações de PuO_2 utilizadas nas células são suficientes para promover longos ciclos, característica desejada em um microrreator, utilizou-se a ferramenta de queima (T-DEPL) do código SCALE, bem como a biblioteca V5-44.

O passo posterior é efetuar o cálculo rigoroso 3D, desse núcleo inicial, feito utilizando-se a sequência KENO-VI e mantendo a biblioteca, assim é possível verificar a geometria exata, adicionar de refletor e barras de segurança.

3. RESULTADOS

Para efetuar a viabilidade foi considerado as seguintes concentrações, 5%, 10%, 15% e 20% de PuO_2 e o complemento foi realizado com UO_2 natural, ou seja, sem enriquecimento. Definido isso, foram realizados os cálculos de densidade, utilizando as equações 2, 3 e 4. Os valores obtidos estão expressos na tabela 2.

Tab. 2. Densidade dos isótopos em átomos/barn.cm para diferentes concentrações de PuO_2 .

300K	Isótopos	5% PuO_2	10% PuO_2	15% PuO_2	20% PuO_2
UO2	U-234	0,000001	0,000001	0,000001	0,000001
	U-235	0,000165	0,000157	0,000149	0,000140
	U-238	0,023111	0,021944	0,020772	0,019594
	Pu-238	0,000001	0,000002	0,000004	0,000005
PuO2	Pu-239	0,000927	0,001857	0,002793	0,003732
	Pu-240	0,000232	0,000465	0,000699	0,000934
	Pu-241	0,000032	0,000064	0,000097	0,000129
	Pu-242	0,000007	0,000013	0,000020	0,000027
O2	O-16	0,048952	0,049010	0,049068	0,049125

Fonte: Autores, 2024

O levantamento da curva $k_{\infty} \times V_m/V_f$ considerou um raio de combustível de 0,5 cm, um revestimento de zircaloy-4 de 0,6 cm e água leve como moderador com diferentes dimensões, iniciando em 0,65 cm e aumentando em incrementos de 0,05 cm até atingir o k_{∞} máximo. As curvas obtidas para cada configuração estão ilustradas na Figura 1.

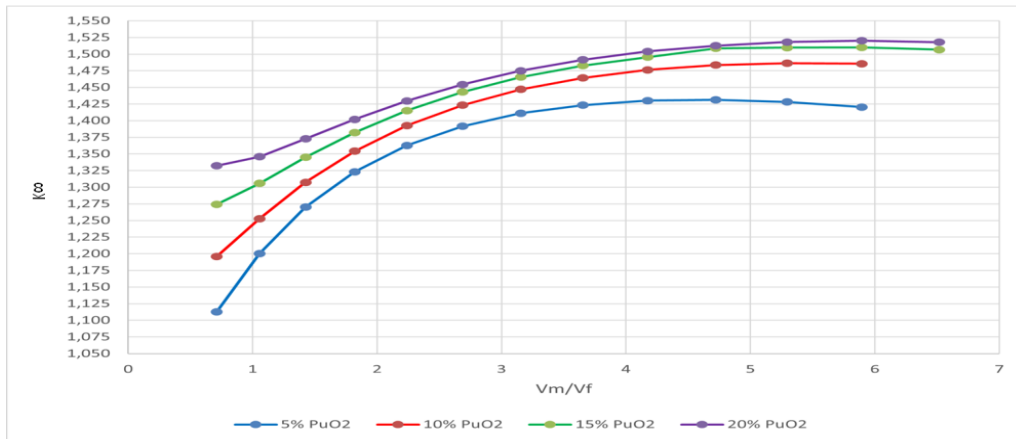


Fig. 1. $k_{\infty} \times V_m/V_f$.

Os valores para o meio-passo referente a cada concentração foram definidos quando atingia o valor máximo de k_{∞} , valores na tabela 3. Também foi calculado o valor do k_{ef} a partir do k_{∞} .

Tab. 3. Valor do meio-passo, k_{∞} , e k_{ef}

	Meio passo (cm)	k_{∞} máx	k_{ef} máx
5% PuO ₂ + 95% UO ₂	1,10	1,4314	1,4314
10% PuO ₂ + 90% UO ₂	1,15	1,4865	1,4865
15% PuO ₂ + 85% UO ₂	1,20	1,5099	1,5099
20% PuO ₂ + 80% UO ₂	1,20	1,5203	1,5203

Fonte: Autores, 2024

A partir da na análise do output foram obtidos os valores expressos na tabela 4, referente às seções de choque macroscópica de fissão, absorção e transporte.

Tab. 4. seção de choque.

	$v \cdot \Sigma_f$	Σ_a	Σ_T
5% PuO ₂ + 95% UO ₂	$5,1757 \cdot 10^{-2}$	$3,2236 \cdot 10^{-2}$	$2,9659 \cdot 10^{-1}$
10% PuO ₂ + 90% UO ₂	$5,0907 \cdot 10^{-2}$	$3,4243 \cdot 10^{-2}$	$2,8453 \cdot 10^{-1}$
15% PuO ₂ + 85% UO ₂	$5,2865 \cdot 10^{-2}$	$3,5014 \cdot 10^{-2}$	$2,8139 \cdot 10^{-1}$
20% PuO ₂ + 80% UO ₂	$5,4675 \cdot 10^{-2}$	$3,5961 \cdot 10^{-2}$	$2,8179 \cdot 10^{-1}$

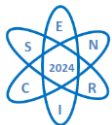
Fonte: Autores, 2024

Utilizando os valores da tabela 4 e inserindo na equação 5 é possível estimar o menor tamanho do possível do núcleo para cada concentração, ou seja, o mínimo para torná-lo supercrítico. Sendo assim, os valores obtidos estão anexados na tabela 5.

Tab. 5. Dimensões do núcleo

	Raio (cm)	Altura (cm)	Volume (L)
5% PuO ₂ + 95% UO ₂	25,8	51,7	108
10% PuO ₂ + 90% UO ₂	24,21	48,42	89
15% PuO ₂ + 85% UO ₂	23,41	46,83	81
20% PuO ₂ + 80% UO ₂	22,87	45,7	75

Fonte: Autores, 2024



Os resultados mostram que os valores estão bem próximos do microrreator que será utilizado na Missão Apollo 12- NASA, na qual seria 45,7 cm x 40,6 cm [10].

Por fim, utilizou-se a sequência T-DEPL para realizar a queima, estimando uma geração de 30 MWt (~ 10 MWe). Verificou-se que os ciclos obtidos são longos o suficiente para suprir a demanda de um microrreator. Os valores obtidos dos ciclos, em anos, do combustível com diferentes concentrações, estão na tabela 6.

Tab. 6. Ciclo do núcleo

	Ciclo (anos)
5% PuO ₂ + 95% UO ₂	3,69
10% PuO ₂ + 90% UO ₂	6,85
15% PuO ₂ + 85% UO ₂	10,01
20% PuO ₂ + 80% UO ₂	13,17

Fonte: Autores, 2024

4. CONCLUSÃO

Em conclusão, o desenvolvimento de microrreatores representa uma resposta promissora às crescentes demandas por energia limpa e confiável, contribuindo significativamente para a redução das emissões de carbono e enfrentando as preocupações ambientais. A continuidade do desenvolvimento dos projetos desses reatores é essencial para um futuro energético mais sustentável e resiliente.

Dessa forma, a ideia central deste trabalho foi mostrar que é possível substituir-se o urânio enriquecido pelo natural no combustível MOX nos microrreatores. Isso acarreta uma enorme vantagem pois o enriquecimento é um processo caro e poucos países dominam. O uso do Pu acarreta uma dupla vantagem: diminui os estoques armazenados e economiza o isótopo natural físsil U-235.

Os cálculos mostraram, também, que é possível atingir um ciclo de queima próximo aos 13 anos, considerando uma potência térmica de 30 MWt (~ 10 MWe).

Esses resultados preliminares sublinham o potencial do combustível MOX para promover a eficiência e sustentabilidade dos microrreatores, reforçando a importância de explorar e investir em alternativas inovadoras no campo da energia nuclear para a transição energética global.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] International Energy Agency. (2020). World Energy Outlook 2020.
- [2] World Nuclear Association. (2021). Nuclear Power and the Environment.
- [3] International Atomic Energy Agency. (2021). Advances in Small Modular Reactor Technology Developments.
- [4] Uranium: Resources, Production and Demand 2022. Paris: Nuclear Energy Agency, 2023. Disponível em: https://www.oecd-nea.org/upload/docs/application/pdf/2023-04/7634_uranium_-_resources_production_and_demand_2022.pdf. Acesso em: 6 ago. 2024.



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

[5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Advances in Small Modular Reactor Technology Developments. Vienna: IAEA, 2020. Disponível em: <https://www.iaea.org/publications>. Acesso em: 21 out. 2024.

[6] INTERNATIONAL CONFERENCE ON SMALL MODULAR REACTORS AND THEIR APPLICATIONS. Advances in SMR Developments. 21–25 out. 2024.

[7] S. G. Popov et al., Thermophysical Properties of MOX and UO₂ Fuels Including the Effects of Irradiation. OAK RIDGE NATIONAL LABORATORY, 2000.

[8] DUDERSTADT, James J., E LOUIS J. HAMILTON. Nuclear Reactor Analysis. Department of Nuclear Engineering. The University of Michigan, 1975

[9] KAPLAN, Irving. Física Nuclear. Aguilar, 1961.

[10] <https://www.bbc.com/future/article/20240417-the-nuclear-reactors-that-could-power-moon-bases>
Acesso em: 6 ago. 2024