VETOR

Simulação Neutrônica do Núcleo de um Reator Nuclear do Tipo iPWR Usando o Código Serpent

Neutronic Simulation of the iPWR Nuclear Core Using a Serpent Code

M. Cecilia Betancourt[1, †], L. Rojas Mazaira[2], C. R. García Hernández[1], Dany S. Dominguez[3], C. A. Brayner de Oliveira Lira[2]

[1]*Instituto Superior de Tecnologías y Ciencias Aplicadas (InSTEC), Universidad de La Habana, Ave. Salvador Allende No. 1110, Quinta de los Molinos, La Habana 10400, Cuba.*
[2]*Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste – CRCN-NE, Avenida Professor Luiz Freire, 1000, 50740-535 Recife, PE, Brazil.*
[3]*Universidade Estadual de Santa Cruz, Campus Soane Nazaré de Andrade - Ilhéus, BA, Brazil.*
[†]**Autor correspondente:** mariana.cbetancourt@gmail.com

Resumo

A energia nuclear é uma das principais alternativas para futuras fontes de energia sem emissões de gases contribuintes ao efeito estufa. Neste contexto os reatores nucleares modulares de pequeno porte têm grande potencial de desenvolvimento. Nesta categoria, por suas características de segurança e semelhanças com os reatores atuais em operação, destacam-se os reatores integrais de água pressurizada (iPWR). Neste trabalho, é apresentado um modelo computacional neutrônico baseado no código Monte Carlo Serpent para o projeto e análise de um ciclo de combustível estendido de quatro anos em um reator de tipo iPWR. Os principais parâmetros do comportamento neutrônico do núcleo são calculados e comparados com as recomendações para retores refrigerados a água.

Palavras-chave

neutrônica computacional • ciclo estendido do combustível • código de Serpent.

Abstract

Nuclear energy is one of the main alternatives for future energy sources without greenhouse gas emissions. Small modular nuclear reactors have great potential for future development. And among them, due to their safety characteristics and similarity to current reactors, the integral pressurized water reactors (iPWR) stand out. In the work, a neutronic computational model based on the Monte Carlo Serpent code is presented for the design of a four-year extended fuel cycle. The main results of the core neutronic behavior for the extended fuel cycle are offered.

Keywords

computational neutronic • extended fuel cycle • Serpent code

1 Introdução

O desenvolvimento de reatores nucleares pequenos começou no início dos anos 1950 para propulsão naval como fontes de energia para submarinos nucleares e quebra-gelos. Atualmente, os chamados Reatores Modulares Pequenos (SMR) têm ganhado grande popularidade. Pequeno significa que eles estão em uma certa faixa de potência, geralmente 10-300 MWe é aceito. O valor mínimo garante que o reator é adequado para aplicações industriais. O valor máximo garante a preservação das vantagens esperadas deste tipo de reatores, tais como: produção em série, correspondência com a rede elétrica, etc.[1].

Modular refere-se ao fato de que o sistema como um todo fornece a quantidade desejada de vapor de origem nuclear, porém, toda a unidade pode ser montada a partir de um ou mais submódulos. A implantação dos módulos pode ser sequenciada ao longo do tempo, tanto para se adaptar ao crescimento da carga regional quanto para atender às necessidades econômicas. A construção da usina por meio da montagem de elementos ou módulos construídos na fábrica não é exclusiva desses reatores, embora seja menor e mais fácil.

Existem três grupos principais de projetos de SMR que estão sendo desenvolvidos rapidamente em países como EUA, Japão, China, Coréia, Rússia, França e outros. O primeiro grupo baseia-se nos conceitos anteriores dos projetos de reatores de água leve já comprovados e amplamente usados. O segundo grupo consiste em SMRs resfriados a gás e estão relacionados a reatores de alta temperatura usando o comprovado combustível compacto TRISO. O terceiro grupo são os chamados SMRs resfriados por metal líquido avançado ou sal fundido. Espera-se que os conceitos SMR pertencentes ao terceiro grupo sejam os mais difíceis de licenciar, uma vez que não há muita experiência na operação de tais reatores ou instalações de teste disponíveis para verificar novos projetos.

Existem atualmente mais de 50 novos projetos SMR em desenvolvimento com o objetivo de atender as diferentes expectativas [2]. Três deles estão em estado avançado de construção ou prontos para a conclusão. O CAREM na Argentina do tipo água pressurizada, o HTR-PM na República Popular da China, do tipo leito de bolas resfriado a gás de alta temperatura e os KLT40s na Federação Russa, do tipo usina flutuante. Este último foi conectado à rede elétrica em dezembro de 2019, o restante ainda está em construção.

Dentre os SMRs de água pressurizada, destaca-se o conceito de reator integral de água pressurizada (iPWR), bastante promissor devido às suas características de segurança bastante avançadas, sua viabilidade e economia [3].

No projeto integral do vaso, tanto o gerador de vapor quanto o pressurizador estão localizados dentro do vaso, eliminando a probabilidade de falha da linha de circulação principal e minimizando acidentes com falha do gerador de vapor. O projeto integral também reduz as demandas de contenção e custos devido à diminuição do número de equipamentos. A chamada pegada de usina é reduzida e alguns projetos têm um design sísmico muito robusto. Possuem diversos recursos de segurança passiva, como sistemas de resfriamento de emergência com circulação natural e sistemas de injeção de água por gravidade, que garantem a eliminação passiva do calor residual com o estoque de água no local, utilizando apenas forças naturais como evaporação, condensação e gravidade.

Entre os projetos iPWR mais importantes estão o IRIS [4], do Consortium IRIS, mPower [5] do BWX Technologies, SMR-160 da Holtec International, Westinghouse SMR da Westinghouse Electric Company LLC, EUA e NuScale da NuScale Power [1]. A Tabela 1 resume as características mais importantes desses projetos, sendo muitas delas comuns, como o uso de uma rede quadrada de 17x17 elementos de combustível com UO_2 de baixo enriquecimento.

Embora o projeto do reator mPower tenha sido inicialmente concebido para ciclos de combustível de dois anos e recargas parciais, recentemente modificações da configuração do núcleo foram propostas para alcançar os chamados ciclos de combustível estendidos de quatro anos, nos quais a carga total do núcleo é removida de uma vez e nenhuma recarga parcial é realizada [6].

Tabela 1. Principais parâmetros técnicos dos projetos iPWR mais importantes.

Parâmetros	mPower	NuScale	SMR-160	Westinghouse
Capacidade Térmica /elétrica MW(t)/MWe	575/195	160/50	525 / 160	800/>225
Tipo de combustível/tipo de rede	UO_2 /17x17/ quadrada	UO_2 /17x17/ quadrada	UO_2 quadrada	UO_2 /17x17/ quadrada
Número de Conjuntos Combustíveis	69	37	112	89
Ciclo combustível (meses)	24	24	18–24 (flexível)	24
Mecanismo de controle de reatividade principal	Hastes de controle.	Hastes de controle e absorvente dissolvido	Hastes de controle.	Hastes de controle e absorvente dissolvido

Sabe-se que para os ciclos de combustível de uma etapa, do ponto de vista econômico as recargas parciais são mais vantajosas, a proposta dos ciclos de longa duração está relacionada à possibilidade dos SMRs trabalharem em áreas remotas. Nessas condições, um ciclo de combustível estendido com recarga total melhoraria a proteção contra a proliferação de armas nucleares.

O projeto mPower não propõe ao uso de controle de reatividade com absorvente dissolvido no refrigerante [5], o que juntamente com a necessidade de uma grande reserva de reatividade inicial, representa um grande desafio para o controle de reatividade dos diferentes estados de funcionamento do reator.

A maioria dos estudos realizados sobre a queima do combustível em iPWRs foram feitos usando modelos computacionais simplificados, que simulam o conjunto típico ou médio de combustível com condições de contorno de nenhum vazamento de nêutrons na direção radial. A simulação dos processos neutrônicos de todo o núcleo do reator usando modelos de Monte Carlo constitui um desafio para o projeto da configuração do núcleo que atinge um ciclo estendido de quatro anos.

No presente trabalho, é apresentado um modelo computacional baseado no código Serpent de Monte Carlo, que permite estudar o comportamento dos parâmetros neutrônicos da configuração do núcleo de um reator, para um ciclo de quatro anos em um reator iPWR de média potência. A estrutura do trabalho é explicada a seguir. A seção dois do artigo descreve os parâmetros e características gerais do núcleo do reator analisado, bem como os principais dados dos combustíveis e materiais absorventes utilizados, a seção três descreve as características do modelo computacional baseado no código Serpent, e na quatro, os resultados obtidos para a configuração do núcleo proposta são discutidos. As conclusões resumem os aspectos fundamentais do estudo e fornecem ideias para trabalhos futuros.

2 Principais Parâmetros do Núcleo do Reator

O núcleo do reator analisado é composto por 69 conjuntos de combustível, em uma rede quadrada com um passo da rede de 21,5 cm. O núcleo tem configuração geométrica com um quarto de simetria [7]. A Figura 1 descreve a distribuição radial dos conjuntos de combustível no núcleo e seu enriquecimento em U-235. Um enriquecimento em peso de U-235 de 4% para os conjuntos de combustível interiores e 4,95% para os exteriores. O ciclo de combustível deve durar 48 meses sem permutação da posição dos conjuntos de combustível. A potência térmica do núcleo é de 530 MWt, com altura e diâmetro equivalentes de 240 e 200 cm, respectivamente.

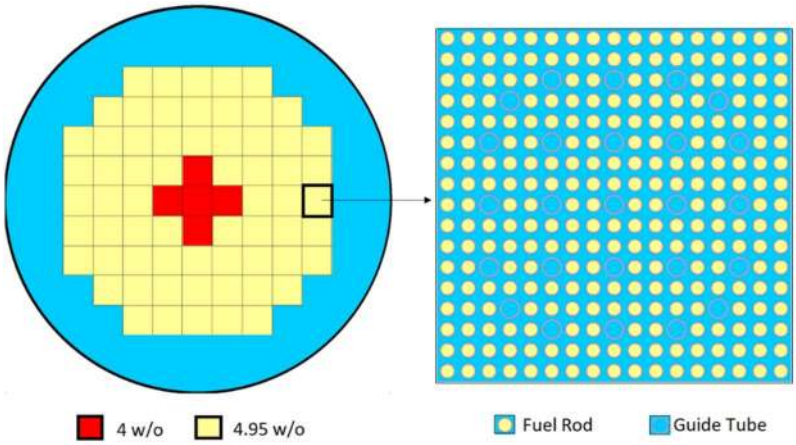

Figura 1: Diagrama do núcleo e do conjunto de combustível.

Cada conjunto de combustível é formado por uma rede quadrada de elementos combustíveis, composta por hastes de dióxido de urânio de composição axialmente uniforme, e coberta por um revestimento de Zircaloy-4, o gap é preenchido por gás hélio que separa a haste de seu revestimento. Em cada conjunto de combustível um arranjo de 24 tubos guia é utilizado para inserir as hastes de controle, que em nossa proposta podem ser compostas por dois tipos de material absorvente. Embora no projeto original do mPower uma liga de prata, índio e cádmio (Ag-In-Cd) tenha sido proposta como a composição das hastes de controle, neste estudo também foi considerado um material amplamente utilizado em reatores de água leve, o carboneto de boro (B_4C). No centro do conjunto de combustível, há um tubo guia para o instrumento de controle de fluxo de nêutrons. A Tabela 2 fornece os principais dados do conjunto de combustível.

Em operação normal, o estado crítico do reator é alcançado inserindo-se hastes de controle no núcleo para compensar o excesso de reatividade necessária, que diminui com o aumento da queima. O núcleo analisado não usa absorvente dissolvido no refrigerante, portanto, todo o excesso de reatividade quente deve ser compensado com absorventes queimáveis e hastes de controle inseridas. Por este motivo, este projeto possui um número maior de hastes de controle do que outros PWRs de mesma potência e semelhantes aos reatores de água fervente (BWRs).

Os conjuntos de combustível com grupos de hastes de controle (CRA) são agrupados em bancos de hastes de forma semelhante a um BWR, a Figura 2 mostra a distribuição dos CRAs nos grupos A e B. Adicionalmente, consideramos uma modificação no grupo A, inserindo um terceiro grupo denominado A1 para os conjuntos de posições (C, 3), (C, 5), (C7), (E, 3), (E, 5), (E, 7), (G, 3), (G, 5) e (G7).

Tabela 2: Dados principais do conjunto de combustível.

Raio da haste de combustível	0.4096 cm
Raio interno do revestimento	0.418 cm
Raio externo do revestimento	0.475 cm
Passo de rede dos elementos	1.26 cm
Material	UO_2
Material do revestimento	Zircaloy-4
Raio interno do tubo guia	0.561 cm
Raio externo do tubo guia	0.602 cm
Raio interno do tubo de instrumentação	0.559 cm
Raio externo do tubo de instrumentação	0.605 cm
Material do tubo	Zircaloy-4
Espaçamento entre conjuntos	0.04 cm
Material do gás de enchimento	Hélio

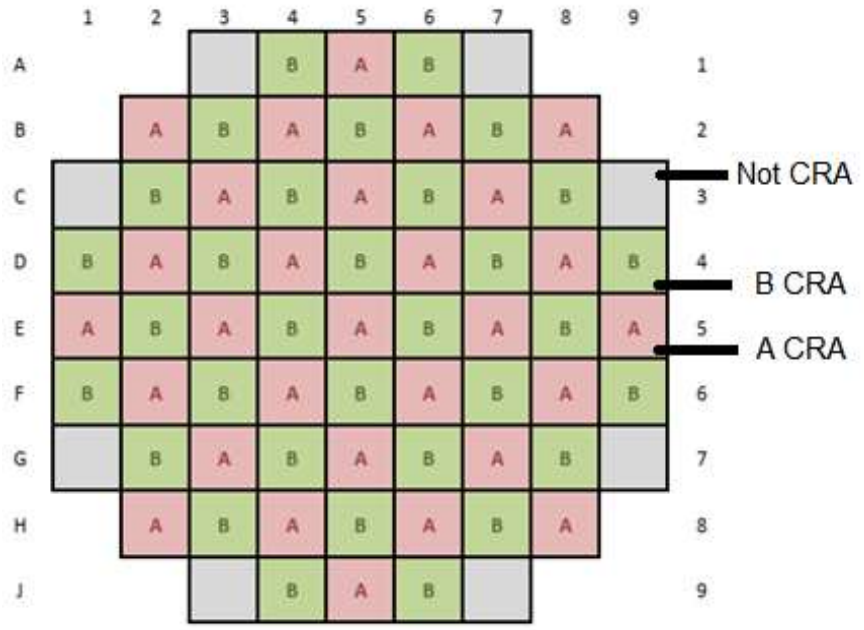

Figura 2: Distribuição de conjuntos de combustível com hastes de controle.

3 Modelo Computacional Baseado no Serpent

O código Serpent é um código de transporte de partículas de energia contínua de Monte Carlo, desenvolvido no Centro de Pesquisa Técnica VTT na Finlândia [8]. Em seu desenvolvimento, tornou-se uma ferramenta muito completa e versátil para a análise neutrônica de reatores nucleares. Ele usa uma descrição geométrica combinatória baseada no universo que facilita a simulação de todo o núcleo em geometrias bidimensionais e tridimensionais. Ele pode resolver uma variedade de problemas, desde a geração de constantes de grupo até o cálculo de queima para ciclos de combustível.

O cálculo de queima durante o ciclo do combustível é feito com subrotinas próprias, sem acoplamentos externos, o número de zonas de queima não está limitado, depende apenas dos recursos de memória disponíveis. As saídas dos dados de queima, durante o ciclo de combustível, são fáceis de manipular. Um grande número de isótopos de produtos de fissão, isótopos filhos em cadeias de decaimento e produtos de ativação são considerados. O histórico de irradiação é dado em unidades de tempo e de queima. As taxas de reação podem ser normalizadas para potência total, densidade de potência ou fluxo de nêutrons. Neste trabalho, os fatores de pico do núcleo e o conjunto de combustível mais carregado foram calculados normalizados para a potência total.

O código usa bibliotecas de seção transversal de interação no formato ACE com base nas bibliotecas de dados nucleares avaliadas JEF-2.2, JEFF-3.1, JEFF-3.1.1, ENDF / B-VI.8 e ENDFB / B-VII. Os dados de interação estão disponíveis para 432 núcleos e para 6 valores de temperatura entre 300 e 1800 K. A biblioteca usada neste estudo foi JEFF-3.1. Mais detalhes sobre as possibilidades do código podem ser encontrados em [9].

Neste trabalho, o modelo computacional neutrônico construído baseado no código Serpent é apresentado para a simulação do núcleo completo do reator iPWR analisado. O modelo tornou possível calcular os diferentes estados de operação do núcleo proposto para garantir o ciclo prolongado de quatro anos. Foram determinadas as principais características neutrônicas do ciclo do combustível, tais como: duração do ciclo, variação da composição isotópica durante a queima, distribuição da energia liberada para o conjunto de combustível mais carregado e eficácia dos grupos de hastes de controle para os materiais propostos, entre outras.

Para a simulação do núcleo do reator, foram definidos diferentes tipos de células, que fazem parte do conjunto de combustível, considerando o núcleo completo. O refletor foi simulado através das zonas de água externas axial e radialmente. Foram considerados também 50 mil histórias e 500 ciclos para o cálculo de todos os estados, o que garantiu valores de incertezas abaixo de 50 pcm. A duração do ciclo foi dividida em 82 intervalos de queima. O método preditor-corretor implementado para a interpolação temporal dos cálculos de queima foi simulado com 10 subpassos para cada um e utilizando extrapolação linear no preditor e interpolação linear para o corretor.

O modelo computacional foi construído na versão 2.1.29 do código Serpent [9], foi executado em paralelo com 24 processadores (apenas OpenMP), em um computador com processador Intel (R) Xeon (R) CPU E5 - 2683 v4, a 2,10 GHz e 128 GB de RAM, com o sistema operacional Linux Ubuntu 18.04.5 LTS.

4 Resultados e Discussão

O modelo computacional neutrônico construído permitiu simular o comportamento do ciclo do combustível para a configuração do núcleo, proposta para o reator analisado. Foi obtida uma duração do ciclo do combustível superior a 1400 dias para uma queima média do combustível descarregado de 37 MWd / KgU, que corresponde aos parâmetros esperados. Na Figura 3 o comportamento do coeficiente de multiplicação dos nêutrons em um meio finito Keff é plotado contra o tempo de trabalho do reator em potência nominal.

Pode-se observar que para o estado em potência nominal e com o núcleo envenenado no início do ciclo (BOC), é necessário compensar um grande excesso de reatividade, superior a 33500 pcm, para o qual é necessário introduzir os materiais absorventes queimáveis no núcleo e/ou hastes de controle.

Um dos desafios do projeto do núcleo é obter a distribuição mais uniforme possível da energia liberada, durante todos os estados de funcionamento do reator em potência nominal. Como o caso do ciclo estudado não considera a recarga total do combustível, o achatamento do fluxo torna-se uma necessidade adicional aos requisitos de segurança, pois garante uma maior uniformidade na queima do combustível descarregado.

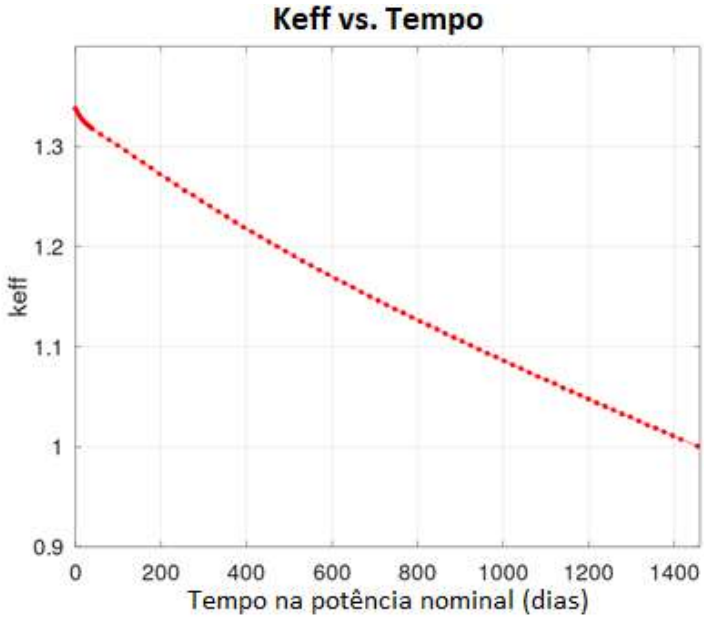

Figura 3: Dependência do fator de multiplicação efetivo dos nêutrons com o tempo de queima em potência nominal.

A Figura 4 mostra as distribuições dos fatores de pico do núcleo 4(a) e do conjunto de combustível mais carregado 4(b) para três momentos do ciclo de combustível do núcleo do reator BOC, MOC e EOC (início, meio e fim do ciclo de combustível) em simetria de um quarto. Os fatores de pico do núcleo são calculados como a potência produzida no conjunto de combustível, entre a potência média do núcleo e os fatores de pico do conjunto de combustível mais carregado. São calculados como a potência gerada em cada elemento de combustível dividido pela potência média do núcleo.

As Figuras 4a e 4b mostram que as distribuições de liberação de energia no núcleo e no conjunto de combustível mais carregado são planas o suficiente para garantir a operação segura do reator e se tornam mais uniformes com o aumento da queima.

Uma das tarefas do cálculo do ciclo do combustível é descrever o comportamento dos principais isótopos que compõem o combustível e que são gerados no processo de irradiação. Na Figura 5, a variação no tempo dos isótopos de combustível físsil é descrita. Observa-se que a quantidade final de U-235 no combustível é mais do que o dobro da quantidade final dos novos isótopos físseis gerados, Pu-239 e Pu-241.

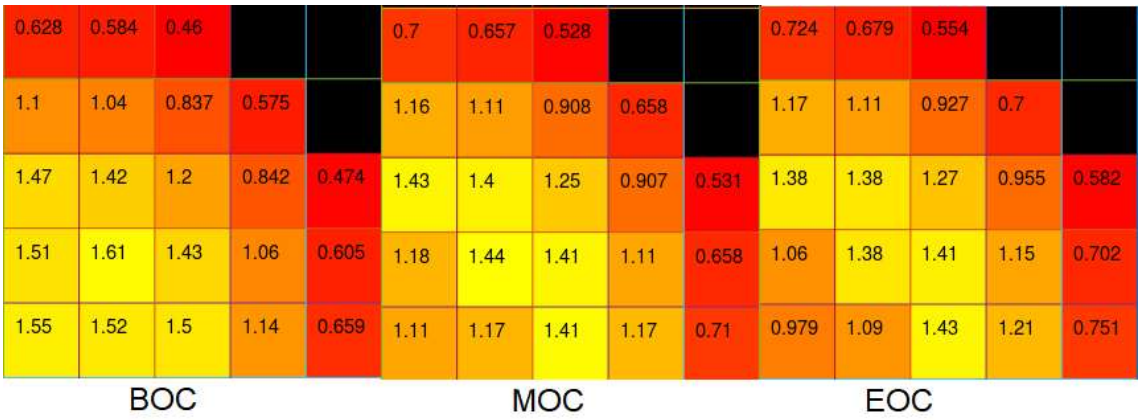

Figura 4 a): Distribuição dos fatores de pico do núcleo do reator em simetria de um quarto para três estados do ciclo de combustível, BOC, MOC e EOC.

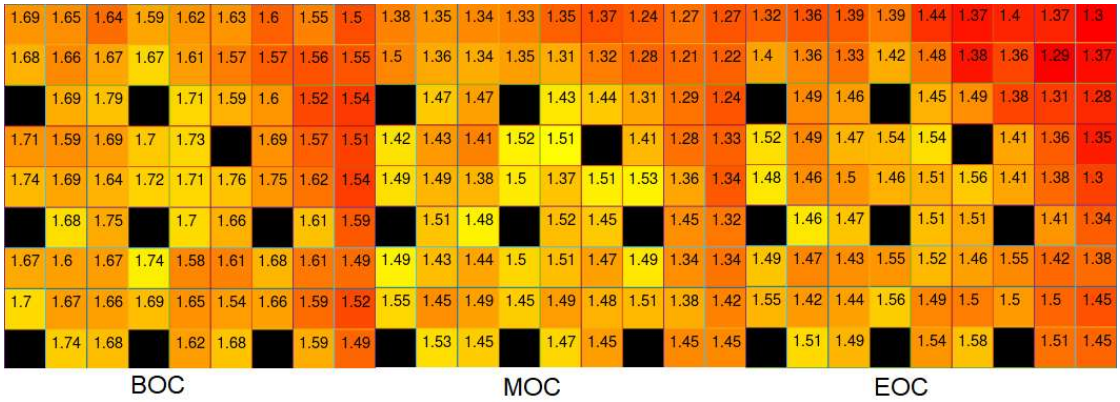

Figura 4 b): Distribuição dos fatores de pico do conjunto de combustível mais carregado em simetria de um quarto para três estados do ciclo de combustível, BOC, MOC e EOC.

A Figura 6 mostra o comportamento dos isótopos de plutônio durante o ciclo, o vetor dos isótopos de plutônio do combustível descarregado é muito semelhante ao obtido em outros estudos de reatores nucleares para os mesmos valores da queima. A Tabela 3 fornece a eficácia dos grupos de hastes de controle considerados no projeto para os materiais Ag-In-Cd y B4C.

A Tabela 3 fornece a eficácia dos grupos de hastes de controle considerados no projeto para os materiais Ag-In-Cd e B_4C. Na tabela 3 observa-se que para o núcleo do reator sem incluir absorventes queimáveis apenas com os 61 conjuntos de combustível e com todas as hastes de controle totalmente inseridas, uma profunda subcriticalidade é alcançada. Com o material B_4C nas hastes de controle são alcançados maiores valores de eficácia, elemento que deve ser considerado no projeto final do núcleo.

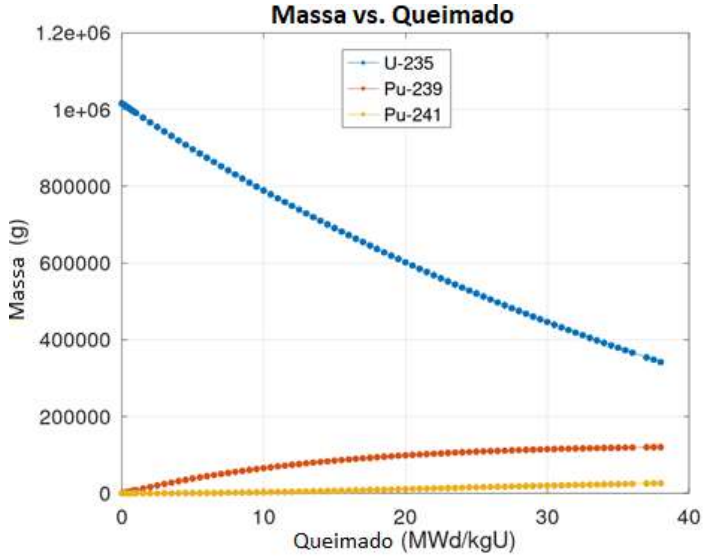

Figura 5: Variação da massa dos isótopos físseis com a queima do combustível

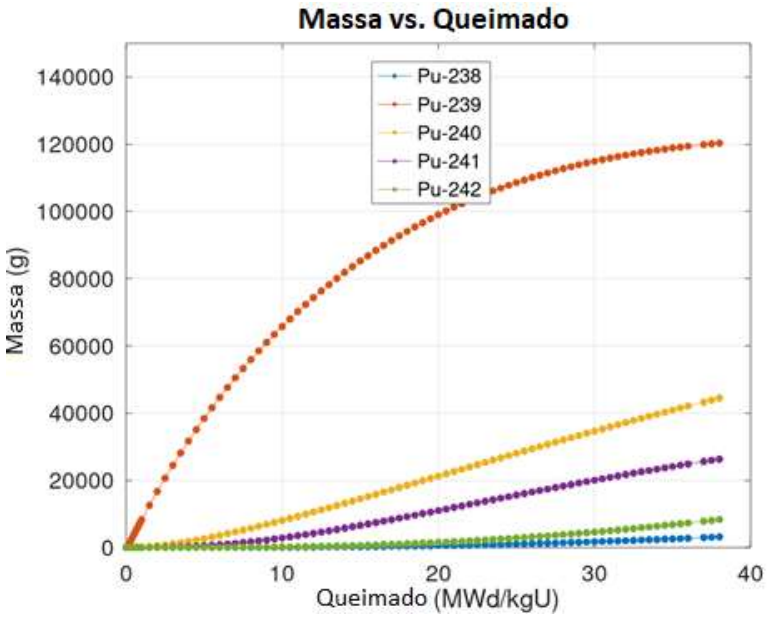

Figura 6: Variação da massa dos isótopos de plutônio com a queima.

Tabela 3. Valores de eficácia dos grupos de hastes de controle considerados para ambos os tipos de materiais absorventes.

Número de conjuntos com hastes de controle	Keff		Eficácia (pcm)	
	Ag-In-Cd	B_4C	Ag-In-Cd	B_4C
0	1.33804	1.33804	----	----
9 (A1)	1.27417	1.26610	6 391	7 194
29 (A)	1.17430	1.14939	16 374	18 865
61 (A+B)	0.99668	0.95096	34 136	38 708

5 Conclusões

O modelo computacional neutrônico desenvolvido para o núcleo do reator iPWR usando o código Serpent permite simular os fenômenos neutrônicos presentes no núcleo do reator. A configuração do núcleo, e os parâmetros de enriquecimento e das hastes de controle propostos garantem um ciclo de combustível estendido com duração de 4 anos com recarga total, enquanto os índices de segurança permanecem nas faixas recomendadas para os reatores de água pressurizada. Foram obtidas as composições do combustível ao longo do ciclo, assim como as massas de isótopos de Urânio e Plutônio, gerando uma composição final semelhante a obtida em outros reatores refrigerados a água.

Os desdobramentos futuros desta pesquisa envolvem avaliar o uso de isótopos de Tório e Plutônio na composição inicial do combustível. Ademais, uma análise termo-hidráulica do núcleo proposto deve ser realizada para verificar que os critérios de segurança do reator em relação aos fenômenos de transferência de calor são atendidos em todos os estados de operação.

Agradecimentos

Os autores agradecem à CNEN do Brasil (Comissão Nacional de Energia Nuclear) e à FACEPE (Fundação do Amparo a Ciência e Tecnologia do Estado de Pernambuco) pelo apoio a esta pesquisa.

Referências

[1] IAEA, “Advances in Small Modular Reactor Technology Developments,” *A Suppl. to IAEA Adv. React. Inf. Syst.*, 2018. Disponível em: https://aris.iaea.org/Publications/SMR-Book_2018.pdf

[2] IAEA, 2020. Disponível em: https://pris.iaea.org

[3] IAEA, 2020. Disponível em: https://aris.iaea.org, 2020.

[4] M. D. Carelli, "IRIS: A global approach to nuclear power renaissance," *Nuclear News*, pp. 32-42, 2003. Disponível em: http://www3.ans.org/pubs/magazines/nn/pdfs/2003-9-3.pdf

[5] M. A. Erighin, "A 48-month extended fuel cycle for the B&W mPower™ small modular nuclear reactor," *Int. Conf. Phys. React. 2012, PHYSOR 2012 Adv. React. Phys.*, vol. 2, pp. 1315–1330, 2012.

[6] E. D. Kitcher e S. S. Chirayath, "Neutronics and thermal hydraulics analysis of a small modular reactor," *Annals of Nuclear Energy*, vol. 97, pp. 232–245, 2016. Disponível em: https://doi.org/10.1016/j.anucene.2016.07.019

[7] J. A. Rosales García, M. Cecilia Betancourt, L. Rojas, J. D. L. Bezerra, C. A. B. D. O. Lira, e C. R. García Hernández, "New stage on the neutronics and thermal hydraulics analysis of a small modular reactor core," *International Journal of Nuclear Energy Science and Technology*, vol. 12, no. 4, p. 400, 2018. Disponível em: https://www.inderscienceonline.com/doi/abs/10.1504/IJNEST.2018.097201

[8] J. Leppänen, M. Pusa, T. Viitanen, V. Valtavirta, e T. Kaltiaisenaho, "The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013," *Annals of Nuclear Energy*, vol. 82, pp. 142–150, 2015. Disponível em: https://doi.org/10.1016/j.anucene.2014.08.024

[9] J. Leppänen, "Serpent – a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code. VTT Technical Research," *Cent. Finl.*, 2019, [Online]. Disponível em: http://serpent.vtt.fi/mediawiki/index.php/Main.