



UNIVERSIDADE FEDERAL DE MINAS GERAIS  
DEPARTAMENTO DE ENGENHARIA NUCLEAR  
PROGRAMA DE PÓS GRADUAÇÃO EM CIÊNCIAS E TÉCNICAS NUCLEARES

VÍCTOR FARIA DE CASTRO

**CONTRIBUIÇÕES AO USO DE TÓRIO EM REATORES DE ÁGUA  
PRESSURIZADA – ASPECTOS NEUTRÔNICOS**

Belo Horizonte

2020

VÍCTOR FARIA DE CASTRO

**CONTRIBUIÇÕES AO USO DE TÓRIO EM REATORES DE ÁGUA  
PRESSURIZADA – ASPECTOS NEUTRÔNICOS**

Tese apresentada ao Programa de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares, Escola Engenharia da Universidade Federal de Minas Gerais para obtenção do grau de Doutor

Área de Concentração: Engenharia Nuclear e da Energia

Linha de Pesquisa: Tecnologia de Reatores Nucleares e Ciclos do Combustível

Orientadora: Cláudia Pereira Bezerra Lima

BELO HORIZONTE  
2020

C355c

Castro, Víctor Faria de.

Contribuições ao uso de Torio em reatores de água pressurizada – aspectos neutrônicos [recurso eletrônico] / Víctor Faria de Castro. - 2020. 1 recurso online (84 f. : il., color.) : pdf.

Orientadora: Cláudia Pereira Bezerra Lima.

Tese (doutorado) - Universidade Federal de Minas Gerais, Escola de Engenharia.

Apêndices: f. 81-84.

Bibliografia: f. 79-80.

Exigências do sistema: Adobe Acrobat Reader.

1. Engenharia nuclear - Teses. 2. Torio - Teses. 3. Combustíveis para reatores nucleares - Reprocessamento - Teses. 4. Reatores nucleares - Teses. 5. Análise por ativação nuclear – Teses. I. Lima, Cláudia Pereira Bezerra. II. Universidade Federal de Minas Gerais. Escola de Engenharia. III. Título.

CDU: 621.039(043)



UNIVERSIDADE FEDERAL DE MINAS GERAIS  
ESCOLA DE ENGENHARIA  
CURSO DE PÓS-GRADUAÇÃO EM CIÊNCIAS E TÉCNICAS NUCLEARES

## FOLHA DE APROVAÇÃO

### CONTRIBUIÇÕES AO USO DE TÓRIO EM REATORES DE ÁGUA PRESSURIZADA - ASPECTOS NEUTRÔNICOS

**VICTOR FARIA DE CASTRO**

Tese submetida à Banca Examinadora designada pelo Colegiado do Programa de Pós-Graduação em CIÊNCIAS E TÉCNICAS NUCLEARES, como requisito parcial para obtenção do grau de Doutor em CIÊNCIAS E TÉCNICAS NUCLEARES, área de concentração ENGENHARIA NUCLEAR E DA ENERGIA.

Aprovada em 22 de maio de 2020, pela banca constituída pelos membros:

Profa. Cláudia Pereira Bezerra Lima - Orientadora (Departamento de Engenharia Nuclear - UFMG)

Prof. Clarysson Alberto Mello da Silva (Departamento de Engenharia Nuclear - UFMG)

Prof. Carlos Eduardo Velasquez Cabrera (Departamento de Engenharia Nuclear - UFMG)

Dra. Graiciany de Paula Barros (CNEN/CDTN)

Dr. Fabiano Cardoso da Silva ( UFMG )

Dr. Luiz Claudio Andrade Souza (CNEN/CDTN)

Belo Horizonte, 22 de maio de 2020.



Documento assinado eletronicamente por **Cláudia Pereira Bezerra Lima**, Coordenador(a) de curso de pós-graduação, em 19/04/2022, às 15:23, conforme horário oficial de Brasília, com fundamento no art. 5º do [Decreto nº 10.543, de 13 de novembro de 2020](#).

## **AGRADECIMENTOS**

Para o desenvolvimento deste trabalho contei com a ajuda de diversas pessoas, dentre as quais agradeço:

Às minhas irmãs e principalmente aos meus pais, que estiveram ao meu lado, me motivavam a continuar e entendiam minhas faltas e momentos de reclusão.

À minha orientadora, professora Claúbia, que foi paciente e perseverante nesses anos. Não há palavras que expressem minha gratidão.

Aos professores e professoras do DEN, meus agradecimentos.

Aos amigos(as) e funcionários(as) do DEN que me ajudaram durante esta jornada. Especialmente, Carlos, Dani, Fabiana, Janine, Márcia, Michel e Renato, cuja amizade extrapola os limites físicos do departamento.

À Lívia, minha namorada, cuja paciência e perseverança no meu trabalho foram essenciais. E não há como deixar de mencionar a Maria Cecília, que muitas vezes, mesmo sem querer, me motivou a prosseguir. Não haveria esse trabalho sem elas.

A todos(as) que de alguma forma me apoiaram a produzir esta tese.

Por fim, ao apoio da CAPES à Eletronuclear, Programa Acordo Capes/Eletronuclear, que financiou esta pesquisa.

## RESUMO

Neste trabalho foi avaliada a viabilidade neutrônica do uso de um combustível reprocessado diluído em tório em sistemas do tipo PWR já existentes. Utilizando o pacote de códigos nucleares SCALE 6.0, a análise foi realizada com base em parâmetros neutrônicos, como o fator de multiplicação neutrônico, coeficientes de reatividade de temperatura e fração de nêutrons atrasados, e na distribuição isotópica ao longo de um ciclo de queima. Primeiramente, modelou-se o núcleo padrão de um PWR baseado no FSAR de Angra 2 e obteve-se o fator de multiplicação infinito que serviu de parâmetro principal durante a análise do núcleo. O combustível reprocessado utilizando a técnica UREX+ foi diluído em tório a diversas concentrações e inserido no núcleo padrão, substituindo o combustível  $UO_2$ . Após a análise em estado estacionário usando o código KENO-VI, foram feitos os cálculos de queima com o ORIGEN-S, ambos parte do pacote do SCALE 6.0. Inicialmente foi avaliado o núcleo e posteriormente os elementos combustíveis. Nesta etapa, também utilizou-se o código NEWT para o transporte neutrônico, a fim de se obter parâmetros físicos para geração de seções de choques homogeneizadas. Também foram feitas análises de supercélulas ao se inserir o combustível proposto. Na parte final do trabalho, o núcleo foi remodelado com a retirada das varetas de IFBA.

Os resultados mostram que o uso do combustível proposto reduz o coeficiente de reatividade negativo de temperatura, além da fração de nêutrons atrasados. A observância desses parâmetros fundamentais de segurança sugere que os dispositivos de controle usados em PWR padrões devem ser reavaliados. Verifica-se também que a introdução do combustível reprocessado diluído em tório introduz algumas vantagens, tais como a possibilidade de extensão da queima e a não necessidade de utilização de veneno queimável. Ressalta-se também que a técnica de reprocessamento selecionada, conforma com os tratados de não-proliferação e reduz os resíduos decorrentes de um ciclo aberto do combustível.

Este trabalho, parte de um projeto mais amplo que visa avaliar a viabilidade do uso de tório em sistemas do tipo PWR já existentes, introduz novos enfoques nessa área, ao estudar o combustível reprocessado diluído em tório. Em todos os casos estudados com o NEWT foram geradas seções de choque homogeneizadas para subsequente utilização em códigos nodais, i.e., PARCS, para serem posteriormente usadas em uma análise acoplado a neutrônica e a termohidráulica, i.e., PARCS-RELAP.

**Palavras-chave:** Tório. Combustível Nuclear Reprocessado. Sistemas PWR. Neutrônica de Reatores.

## ABSTRACT

In this work, the neutronic feasibility of using a reprocessed fuel spiked in thorium in existing PWR was evaluated. Using the SCALE 6.0 nuclear code package, the analysis was performed based on neutronic parameters such as the neutronic multiplication factor, reactivity coefficients of temperature and delayed neutron fraction, and the isotopic composition over a burnup cycle. First, a standard PWR was modelled based on the FSAR of Angra 2. The infinite multiplication factor was obtained, which is the main parameter during the analysis of the core. The reprocessed fuel obtained using the UREX+ technique was spiked in thorium with several concentrations and inserted into the standard core, replacing the UO<sub>2</sub> fuel. After the criticality analyses using the KENO-VI code were carried out, burnup calculations were performed by ORIGEN-S, both part of the SCALE 6.0 package. Initially, the core as a whole was evaluated, followed by the fuel elements evaluation. In this latter step, NEWT code was also used for neutron transport in order to obtain physical parameters for generating homogenized cross-sections. Afterwards, supercell analyses were performed using the proposed fuel. In the final part of the work, the core was remodelled with the removal of the IFBA rods.

The results show that the use of the proposed fuel reduces the negative temperature reactivity coefficient, as well as the delayed neutron fraction when compared to the standard UO<sub>2</sub> fuel. Acknowledgement of these fundamental safety parameters indicates that the safety control systems that are applied in standard PWR need to be reevaluated. It is also verified that the introduction of reprocessed fuel spiked in thorium introduces some advantages, such as the possibility of extending the burnup and removal of the burnable poison. Furthermore, the selected reprocessing technique UREX+ complies with non-proliferation treaties and reduces waste resulting from an open fuel cycle.

This work, part of a larger project that aims to assess the feasibility of the use of thorium in existing PWR, introduces new approaches in this area by studying the introduction of reprocessed fuel spiked in thorium. In all calculations performed using NEWT, homogenised cross-sections were generated for subsequent use in nodal codes, such as PARCS, followed by a neutronic/thermal-hydraulic coupling analysis, i.e., PARCS/RELAP.

**Keywords:** Thorium. Reprocessed Nuclear Fuel. PWR Systems. Reactor Neutronics.

## LISTA DE FIGURAS

Figura 1. Transmutação de $^{232}\text{Th}$ em $^{233}\text{U}$ .....	14
Figura 2. Núcleo do reator com as posições dos elementos.....	20
Figura 3. Elemento combustível sem veneno queimável .....	21
Figura 4. Elemento combustível com 8 barras de veneno queimável .....	21
Figura 5. Elemento combustível com 12 barras de veneno queimável .....	22
Figura 6. Núcleo do reator modelado com o código KENO-VI .....	27
Figura 7. $\frac{1}{4}$ do núcleo do reator modelado com o código KENO-VI.....	27
Figura 8. Elemento combustível do tipo ELE01: 1,9% / Sem veneno queimável .....	28
Figura 9. Elemento combustível do tipo ELE02: 2,5% / Sem veneno queimável .....	29
Figura 10. Elemento combustível do tipo ELE03: 2,5% / 12 varetas de veneno queimável .....	29
Figura 11. Elemento combustível do tipo ELE04: 3,2% / Sem veneno queimável.....	30
Figura 12. Elemento combustível do tipo ELE05: 3,2% / 8 varetas de veneno queimável .....	30
Figura 13. Elemento combustível do tipo ELE06: 3,2% / 12 varetas de veneno queimável .....	31
Figura 14. Elemento combustível gerado pelo NEWT.....	32
Figura 15. Supercélula SC01 no núcleo .....	33
Figura 16. Núcleo com a supercélula SC01 .....	34
Figura 17. Supercélula 2 no núcleo .....	34
Figura 18. Núcleo com a supercélula 2 .....	35
Figura 19. Supercélula 01 modelada no NEWT .....	36
Figura 20. Supercélula 02 modelada no NEWT .....	36
Figura 21. Influência da temperatura sobre o $k_{inf}$ .....	41
Figura 22. Influência da concentração de boro no moderador dos núcleos .....	43
Figura 23. Evolução do $k_{inf}$ durante a queima .....	44
Figura 24. Variação da massa de alguns núclídeos .....	44
Figura 25. Evolução da concentração de $^{233}\text{U}$ durante a queima.....	45
Figura 26. Evolução da concentração de $^{233}\text{Pa}$ durante a queima .....	45
Figura 27. Fator de conversão durante a queima .....	47
Figura 28. Evolução do coeficiente de reatividade da temperatura do combustível .....	48
Figura 29. Evolução do coeficiente de reatividade da temperatura do moderador.....	48
Figura 30. $\beta$ calculado em seis diferentes grupos usando diferentes combustíveis.....	52
Figura 31. Evolução do $k_{inf}$ durante a queima do combustível ELE01.....	53
Figura 32. Evolução do $k_{inf}$ durante a queima do combustível ELE02 .....	53
Figura 33. Evolução do $k_{inf}$ durante a queima do combustível ELE04 .....	54
Figura 34. Fração de nêutrons atrasados durante a queima do elemento ELE01 .....	55
Figura 35. Fração de nêutrons atrasados durante a queima do elemento ELE02 .....	55
Figura 36. Fração de nêutrons atrasados durante a queima do elemento ELE04 .....	56
Figura 37. Evolução do $k_{inf}$ do elemento ELE01 na supercélula SC01 .....	59
Figura 38. Evolução do $k_{inf}$ do elemento ELE02 na supercélula SC01 .....	59
Figura 39. Evolução do $k_{inf}$ do elemento ELE04 na supercélula SC01 .....	60
Figura 40. Evolução do DNF do elemento ELE01 na supercélula SC01 .....	61
Figura 41. Evolução do DNF do elemento ELE02 na supercélula SC01 .....	61
Figura 42. Evolução do DNF do elemento ELE04 na supercélula SC01 .....	62
Figura 43. Evolução do $k_{inf}$ durante a queima .....	66
Figura 44. Variação da massa de alguns núclídeos .....	66
Figura 45. Evolução da concentração de $^{233}\text{U}$ durante a queima.....	67
Figura 46. Evolução da concentração de $^{233}\text{Pa}$ durante a queima .....	68



Figura 47. Fator de conversão durante a queima .....	69
Figura 48. Evolução do coeficiente de reatividade da temperatura do combustível .....	69
Figura 49. Evolução do coeficiente de reatividade da temperatura do moderador.....	70
Figura 50. Evolução do $k_{inf}$ dos núcleos STD, TRU25 e TRU25_N.....	71
Figura 51. Variação de massa dos actnídeos nos núcleos TRU25 e TRU25_N.....	72
Figura 52. Evolução da concentração de $^{233}\text{U}$ nos núcleos TRU25 e TRU25_N.....	72
Figura 53. Comparação entre os fatores de conversão do TRU25 e do TRU25_N .....	73

## LISTA DE TABELAS

Tabela 1. Parâmetros dos elementos combustíveis de Angra 2 em HFP.....	19
Tabela 2. Tipos de elementos combustíveis .....	20
Tabela 3. Nuclídeos utilizados nos combustíveis TRU.....	23
Tabela 4. Composição do combustível reprocessado pela técnica UREX+ .....	23
Tabela 5. Parâmetros de queima .....	37
Tabela 6. Valores do $k_{inf}$ nos diferentes núcleos .....	39
Tabela 7. Composição isotópica do combustível TRU (15% em material físsil) usado no TRU19 - Núcleo.....	40
Tabela 8. Composição isotópica do combustível TRU (18% em material físsil) usado no TRU25 - Núcleo.....	40
Tabela 9. Composição isotópica do combustível TRU (23% em material físsil) usado no TRU32 - Núcleo.....	40
Tabela 10. Temperaturas do combustível, revestimento e moderador .....	41
Tabela 11. Fator de multiplicação obtido com inserção parcial e total das barras de controle.....	42
Tabela 12. Massa de $^{233}\text{U}$ ao final da queima.....	46
Tabela 13. Fator de multiplicação, $k_{inf}$ , calculados com KENO-VI e NEWT para elementos padrão ( $\text{UO}_2$ ) .....	49
Tabela 14. Composição isotópica do combustível TRU usado em cada elemento (NEWT).....	50
Tabela 15. Valores do $k_{inf}$ para cada elemento combustível estudado.....	50
Tabela 16. $\beta$ obtido em seis diferentes grupos de nêutrons atrasados para os diferentes combustíveis .....	51
Tabela 17. Constante de decaimento $\lambda$ para cada grupo.....	51
Tabela 18. $k_{inf}$ para as supercélulas 01 e 02 .....	57
Tabela 19. Fração de nêutrons atrasados da supercélula 01 no BOL .....	58
Tabela 20. Fração de nêutrons atrasados da supercélula 01 no EOL .....	58
Tabela 21. Fração de nêutrons atrasados da supercélula 02 no BOL .....	58
Tabela 22. Fração de nêutrons atrasados da supercélula 02 no EOL .....	58
Tabela 23. Valores do $k_{inf}$ nos núcleos propostos .....	64
Tabela 24. Composição isotópica do combustível TRU (2,0% em material físsil) usado no TRU19_N..	64
Tabela 25. Composição isotópica do combustível TRU (15% em material físsil) usado no TRU25_N..	64
Tabela 26. Composição isotópica do combustível TRU (12% em material físsil) usado no TRU32_N..	65
Tabela 27. Massa de $^{233}\text{U}$ ao final da queima.....	68
Tabela 28. Modelos de elementos combustíveis.....	81
Tabela 29. Modelos de núcleos.....	81

## LISTA DE SIGLAS E ACRÔNIMOS

- AIROX – *Atomics International reduction oxidation*
- BOL – *Beginning of Life*
- CR – *Conversion Ratio* (Fator de Conversão)
- CSAS6 – *Criticality Safety Analysis Sequence*
- CZP – *Cold Zero Power*
- DEN – Departamento de Engenharia Nuclear
- DNF – *Delayed Neutron Fraction*
- ELE – Elemento Combustível
- ENDF – *Evaluated Nuclear Data File*
- ENDF B-VII - *Evaluated Nuclear Data File – VERSION B-VII*
- EOL – *End of Life*
- FSAR – *Final Safety Analysis Report*
- GANEX – *Group Actinide Extraction*
- HFP – *Hot Full Power*
- IFBA – *Integrated Fuel Burnable Absorber*
- IPEN – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares
- MOX fuel – *Mixed oxide fuel*
- NEWT – *New ESC-based Weighting Transport*
- OECD – *Organization for Economic Co-Operation and Development*
- ORIGEN – *Oak Ridge Isotope GENERation*
- ORNL – *Oak Ridge National Laboratory*
- PARCS – *Purdue Advanced Reactor Core Simulator*
- RELAP – *Reactor Excursion and Leak Analysis Program*
- PPM – Partes por milhão
- PUREX – *Plutonium Uranium Redox Extraction*
- PWR – *Pressurized Water Reactor*
- SCALE – *Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation*
- SNF – *Spent Nuclear Fuel*
- STD - *Standard*
- TRU – Combustível nuclear reprocessado diluído em tório utilizando a técnica UREX+

UFMG – Universidade Federal de Minas Gerais

UNODA – *United Nations Office for Disarmament Affairs*

UREX – *Uranium Extraction*

# SUMÁRIO

I. INTRODUÇÃO .....	13
II. DESCRIÇÃO DO SISTEMA ESTUDADO .....	19
2.1. NÚCLEO PADRÃO .....	19
2.2. NÚCLEO COM COMBUSTÍVEL REPROCESSADO DILUÍDO EM TÓRIO .....	22
2.2.1. COMBUSTÍVEL REPROCESSADO .....	22
2.2.2. METODOLOGIA DE SUBSTITUIÇÃO DOS COMBUSTÍVEIS REPROCESSADOS .....	23
2.3. FERRAMENTAS UTILIZADAS.....	24
2.3.1. SCALE .....	24
2.3.2. MATLAB .....	25
III. MODELAMENTOS DESENVOLVIDOS.....	26
3.1. MODELO DO NÚCLEO.....	26
3.2. MODELO DO ELEMENTO COMBUSTÍVEL .....	31
3.3. MODELO DA SUPERCÉLULA.....	32
3.4. CÁLCULOS DE QUEIMA .....	37
3.5. COEFICIENTES DE REATIVIDADE .....	37
IV. ANÁLISE DO NÚCLEO .....	39
4.1. COMPOSIÇÃO DO COMBUSTÍVEL REPROCESSADO DILUÍDO EM TÓRIO.....	39
4.2. ANÁLISE DA VARIAÇÃO DE TEMPERATURA NO NÚCLEO .....	41
4.3. ANÁLISE DA INSERÇÃO DAS BARRAS DE CONTROLE .....	42
4.4. ANÁLISE DA VARIAÇÃO DA CONCENTRAÇÃO DE BORO NO MODERADOR DO NÚCLEO.....	42
4.5. ANÁLISE DA QUEIMA DO NÚCLEO.....	43
V. ANÁLISE DOS ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS .....	49
5.1. COMPOSIÇÃO DO COMBUSTÍVEL REPROCESSADO DILUÍDO EM TÓRIO NOS ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS .....	49
5.2. FRAÇÃO DE NÊUTRONS ATRASADOS.....	50
5.3. CÁLCULOS DE QUEIMA DOS ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS .....	52
VI. ANÁLISE DE SUPERCÉLULA .....	57
6.1. ANÁLISE DO $K_{INF}$ E DNF DAS SUPERCÉLULAS .....	57
VII. MODELAMENTO DO NÚCLEO PROPOSTO.....	63
7.1. COMPOSIÇÃO DO COMBUSTÍVEL TRU NO NÚCLEO PROPOSTO .....	63
7.2. ANÁLISE DA QUEIMA DO COMBUSTÍVEL TRU NO NÚCLEO PROPOSTO .....	65
7.3. ANÁLISE DO FATOR DE CONVERSÃO .....	68

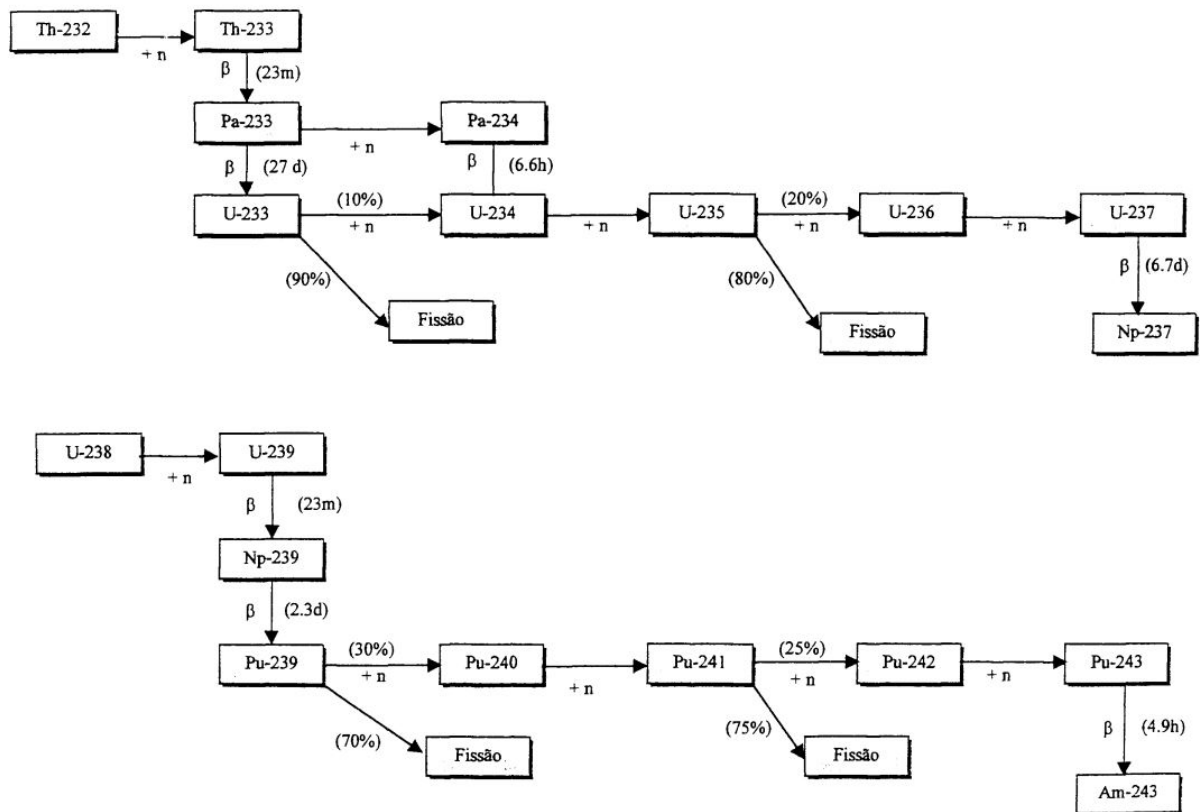
7.4. ANÁLISE DOS COEFICIENTES DE REATIVIDADE DO NÚCLEO PROPOSTO .....	69
VIII. CONCLUSÕES .....	74
IX. SUGESTÕES PARA TRABALHOS FUTUROS.....	78
X. REFERÊNCIAS.....	79
XI. APÊNDICE I – TABELA DE NOMES E CARACTERÍSTICAS DOS MODELOS USADOS NO TRABALHO .....	81
XII. APÊNDICE II - LISTA DE TRABALHOS PUBLICADOS EM DECORRÊNCIA DA PESQUISA REALIZADA.....	82

## I. INTRODUÇÃO

Com a crescente demanda energética mundial faz-se necessário o desenvolvimento de novas tecnologias no setor de geração de energia elétrica, assim como o melhoramento de outras já existentes. Com isso em mente, nas últimas décadas, várias pesquisas envolvendo reatores nucleares de potência vêm sendo desenvolvidas com o intuito de melhor produzir energia a partir da fissão nuclear.

A utilização de tório como combustível para reatores nucleares é estudada desde os princípios do desenvolvimento da área nuclear. O ciclo deste combustível, desde então, é considerado uma alternativa, entre outras, ao uso de urânio, com a possibilidade de seu uso em todas as etapas do ciclo do combustível nuclear (International Atomic Energy Agency, 2002). No Brasil, existem abundantes reservas de tório estimadas em torno de 0,60 milhões de toneladas, o que se supõe ser a maior quantidade mundialmente, que totaliza cerca de 2,23 milhões de toneladas (International Atomic Energy Agency, 2005). Além da abundância deste material, uma das grandes vantagens de seu uso como combustível em reatores é o fato de o tório natural ser quase totalmente constituído de um isótopo fértil, ou seja, seu uso gera energia por fissão além de outros isótopos físséis. Mais de 99,9% do elemento tório encontrado na natureza é o isótopo  $^{232}\text{Th}$  que ao interagir com um nêutron, pode sofrer fissão ou, após sucessivos decaimentos como esquematizado na Figura 1, converter-se em  $^{233}\text{U}$ , que é um isótopo físsil.

Figura 1. Transmutação de  $^{232}\text{Th}$  em  $^{233}\text{U}$ .



Fonte: (Ayoub, 1999)

O ciclo do tório é considerado uma alternativa segura e viável ao ciclo do urânio em sistemas nucleares, devido à reduzida produção de actínidos transurânicos, o plutônio em particular, e a produção do isótopo físsil  $^{233}\text{U}$ . Em reatores térmicos ele também apresenta coeficiente de temperatura negativo, o que é um fator de segurança desejado durante o funcionamento do reator nuclear. A geração de produtos de fissão por  $^{233}\text{U}$  é cerca de 25% menor que a de  $^{235}\text{U}$  ou  $^{249}\text{Pu}$ , o que reduz a radiotoxicidade gerada no reator e dos combustíveis queimados (*SNF – Spent Nuclear Fuel*) (International Atomic Energy Agency, 2002). Entretanto, para iniciar um ciclo a base de tório, necessita-se da inserção de material físsil. Geralmente usa-se urânio altamente enriquecido ou MOX, obtido por meio da técnica PUREX e diluído em urânio natural ou urânio empobrecido, até obter um MOX com alto percentual de material físsil. Uma outra opção que seria diluir o combustível reprocessado, seja por técnica PUREX ou por outras técnicas não proliferantes, com tório natural (International Atomic Energy Agency, 2008).



Com o objetivo de inserir o tório no ciclo do combustível nuclear brasileiro, nos anos 60 foi criado no Brasil um grupo para estudo e desenvolvimento de combustíveis baseados em tório, conhecido como Grupo do Tório (Pinheiro, 1997). Este projeto foi abandonado no final desta mesma década, com a decisão do governo brasileiro de construir um reator PWR que utiliza urânio enriquecido como combustível. Desde então, alguns programas de pesquisa e desenvolvimento nesta área foram criados, mas com acordos realizados entre governos brasileiro e alemão em 1975 para construção de outros reatores PWR no Brasil, estes programas foram também concluídos (Maiorino & Carluccio, 2004).

Entretanto, recentemente, retomou-se o interesse no tório, entre outras alternativas, para reduzir o impacto ambiental devido à deposição final dos combustíveis queimados dos reatores nucleares, associado à ideia da inserção do ciclo fechado e, portanto, de combustíveis reprocessados.

O ciclo aberto do combustível, que vem sendo padrão desde o início da era de geração de energia nuclear, é uma opção que vem sendo discutida ao longo dos anos, devido à produção de rejeitos não reutilizados. Entretanto, o ciclo fechado, usando reprocessamento PUREX, e posteriormente fabricando MOX (*Mixed Oxide*), já é uma opção adotada inclusive nos atuais reatores de potência (International Atomic Energy Agency, 2008). Dentro da opção do ciclo fechado está a adoção do reprocessamento por técnicas não-proliferantes em que não se separa o plutônio.

Uma das grandes preocupações com o reprocessamento do combustível queimado diz respeito à não-proliferação de armas nucleares que podem ser produzidas com a recuperação do plutônio. A técnica de reprocessamento PUREX, usada atualmente para obtenção do combustível MOX em todos os países que adotaram o ciclo fechado em seus reatores LWR (*Light Water Reactor*), está fundamentada na separação do urânio e plutônio e está diretamente associada à proliferação de armas nucleares. Em contrapartida, diversas técnicas de reprocessamento não-proliferantes, onde o plutônio é deixado misturado a outros elementos transurânicos vem sendo estudados (International Atomic Energy Agency, 2008). Dentre elas, as técnicas de reprocessamento UREX+ e GANEX apresentam certa vantagem, já que não há a separação entre plutônio e os elementos transurânicos durante o reprocessamento (Musembi, Seung-Young, & Eun-ha, 2013).

Neste âmbito, o Departamento de Engenharia Nuclear da UFMG tem apresentado desde a década de 90 novos estudos neutrônicos utilizando combustíveis reprocessados por técnicas não-proliferantes diluídos em tório (Marcelo & Pereira, 1997) (Pereira & Leite, 1999). Foram estudadas diferentes técnicas de reprocessamento com o uso de tório, como AIROX, PUREX e Coprocessamento (Pereira, Leite, & Faria, 2000) (Pereira & Leite, 1998). Mais recentemente estes estudos incluíram cálculos usando diferentes arranjos e geometrias de células combustíveis, além da criticalidade e queima do núcleo (Monteiro & de Faria, 2014) (Castro, Monteiro, & Pereira, 2017). Nestes estudos foram usadas a técnica UREX+ (Musembi, Seung-Young, & Eun-ha, 2013).

O combustível recuperado pela técnica UREX+ contém aproximadamente 52% de material físsil em sua matriz, sendo composto de isótopos de plutônio e transurânicos. Por essa técnica, é possível recuperar 90% do urânio, mais de 90% de tecnécio, mais de 97% de céscio e estrôncio, mais de 99% do plutônio e netúnio, e cerca de 99,5% de amerício e cúrio (Vandergrift, et al., 2004). Devido à grande quantidade de material físsil, o combustível reprocessado deve ser diluído para poder ser reutilizado em um reator. Comumente essa diluição é feita com urânio empobrecido proveniente das etapas de enriquecimento do próprio urânio natural. Neste trabalho, o urânio foi separado no reprocessamento e utilizou-se o tório natural ( $\text{Th-O}_2$ ) para a diluição do combustível reprocessado, de forma a verificar a possibilidade de utilização deste combustível em reatores PWR. O combustível reprocessado diluído em tório utilizado nesse trabalho foi denominado TRU (Transurânicos – Np, Pu, Am e Cm)

Dentro deste contexto, a proposta deste trabalho é avaliar o comportamento do combustível nuclear reprocessado utilizando a técnica UREX+ e posteriormente diluído em tório, em um sistema PWR. A análise desses combustíveis TRU em relação a um combustível padrão de  $\text{UO}_2$  foi feita em termos da comparação da criticalidade, da variação da composição isotópica durante a queima, da fração de nêutrons atrasados (DNF – *Delayed Neutrons Fraction*), do número de nêutrons gerados por fissão, da taxa de conversão (CR – *Conversion Ratio*), dos coeficientes de reatividade de temperatura, e da inserção de reatividade de barras de controle. Esta abordagem pode ser vista como uma continuação de um amplo estudo em tório desenvolvido pelo Departamento de Energia Nuclear da UFMG. Nos trabalhos iniciais, fez-se um estudo em que se avaliou e validou o uso de bibliotecas neutrônicas ENDF utilizando um

benchmark de MOX e UO<sub>2</sub>. Validou-se também modelos de células, elementos combustíveis e posteriormente abrangendo esses estudos para um núcleo (Monteiro F. , 2017; Monteiro, Faria, Fortini, Silva, & Pereira, 2015; Monteiro & de Faria, 2014).

Este trabalho incluirá modelos e abordagens de elementos combustíveis com diferentes composições, usando diferentes códigos computacionais, assim como diferentes configurações do núcleo de um PWR incluindo o combustível TRU proposto. Primeiramente analisou-se o núcleo de um PWR padrão, obtendo os parâmetros neutrônicos iniciais. Este primeiro passo tem como objetivo observar o comportamento geral do núcleo como um todo para situar o modelo nesta análise. A partir desta primeira análise, o trabalho aprofundou-se, então, para os elementos combustíveis, seguida de uma análise de supercélulas selecionadas de acordo com a distribuição dos elementos no núcleo. Com base nos resultados obtidos nessas etapas anteriores, o núcleo foi reavaliado retirando-se as varetas de veneno queimável substituindo-as por varetas de combustível de acordo com o elemento em que estão inseridos. Todos os modelos são baseados no reator de Angra-2, descritos no FSAR (*Final Safety Analysis Report*) disponível (Eletrobras Termonuclear S.A., 2013).

O sistema de códigos SCALE (Oak Ridge National Laboratory, 2009), desenvolvido pela ORNL, foi utilizado para os cálculos computacionais envolvidos. Inclusos nesse pacote, foram usados os códigos NEWT (2D - determinístico) e KENO-VI (3D – Monte Carlo) para o transporte de nêutrons e o ORIGEN-S para a queima. O módulo TRITON acopla os códigos transporte/queima e também conta com a funcionalidade do tratamento de seções de choque levando-se em conta a distribuição das células de combustível no elemento. Para os cálculos de criticalidade utilizando o KENO-VI, utilizou-se o módulo CSAS6. Foi utilizada uma biblioteca de seções de choque ENDF B-VII colapsada a 238 grupos de energia. Estes códigos serão descritos detalhadamente em capítulos subsequentes.

Esta tese será apresentada da seguinte forma: No segundo capítulo, o sistema estudado será descrito, onde se apresentarão a geometria e os materiais utilizados de acordo com o FSAR de Angra 2. Logo em seguida, o combustível proposto e a metodologia de inserção destes em um PWR serão definidos. Então os códigos computacionais utilizados serão detalhados, juntamente com a ferramenta utilizada

para o tratamento de dados e geração dos gráficos. No capítulo 3 serão detalhados os modelos do núcleo, dos elementos combustíveis e das supercélulas, que serão analisados. Os resultados para as análises do núcleo, dos elementos e das supercélulas serão apresentados nos capítulos 4, 5 e 6, respectivamente. No capítulo 7, o núcleo proposto, modelado de acordo com as observações das análises anteriores, será apresentado junto com sua análise neutrônica. No capítulo 8 apresentam-se as conclusões e no capítulo 9, sugestões para trabalhos futuros. No Apêndice I, é apresentada uma tabela com os identificadores dos modelos e as características básicas de elementos combustíveis usados no decorrer do trabalho. No Apêndice II estão listados os trabalhos desenvolvidos e publicados em congressos e periódicos relacionados com o desenvolvimento desta tese e com a participação do autor da mesma.

## II. DESCRIÇÃO DO SISTEMA ESTUDADO

Neste capítulo, o núcleo padrão é apresentado juntamente com os núcleos com o combustível reprocessado proposto, assim como os códigos computacionais utilizados e as ferramentas para o tratamento dos dados ao longo do trabalho.

### 2.1. Núcleo padrão

O núcleo do PWR foi baseado em dados disponibilizados pelo FSAR do reator de Angra 2 (Eletrobras Termonuclear S.A., 2013). No BOL (*Beginning Of Life*) o núcleo é formado por 193 elementos combustíveis, com  $UO_2$  enriquecido em  $^{235}U$  a diferentes níveis. Alguns dos elementos combustíveis possuem varetas com veneno queimável, que servem para ajudar no controle da criticalidade ao iniciar o processo de queima no reator. Estes elementos combustíveis são moderados a água leve, que também atua como refrigerante nesse tipo de reator (PWR). A Tabela 1 apresenta os principais dados dos elementos combustíveis em condições de HFP (*Hot Full Power*). Todos os dados de geometria estão disponíveis no FSAR de Angra 2.

**Tabela 1. Parâmetros dos elementos combustíveis de Angra 2 em HFP**

Parâmetro	Valor
Arranjo das varetas	16x16
Espaçamento dos elementos	23,11 cm
Varetas de combustível por elemento	236
Tubos guias por elemento	20
Espaçamento entre varetas	1,43 cm
Comprimento ativo	391,6 cm
Material do veneno queimável	$Gd_2O_3$
Material do revestimento e dos tubos guias	Zircaloy 4
Temperatura do combustível	873 K
Temperatura do revestimento	618 K
Temperatura do moderador	583 K
Raio das pastilhas de combustível	4,583 cm
Raio interno do revestimento	4,659 cm
Raio externo do revestimento	5,385 cm
Quantidade de IFBA nas varetas de combustível	896
Raio das pastilhas de IFBA	4,583 cm
Comprimento do absorvedor	316,3 cm
Comprimento da zona sem absorvedor (inferior)	30,12 cm
Comprimento da zona sem absorvedor (superior)	45,18 cm

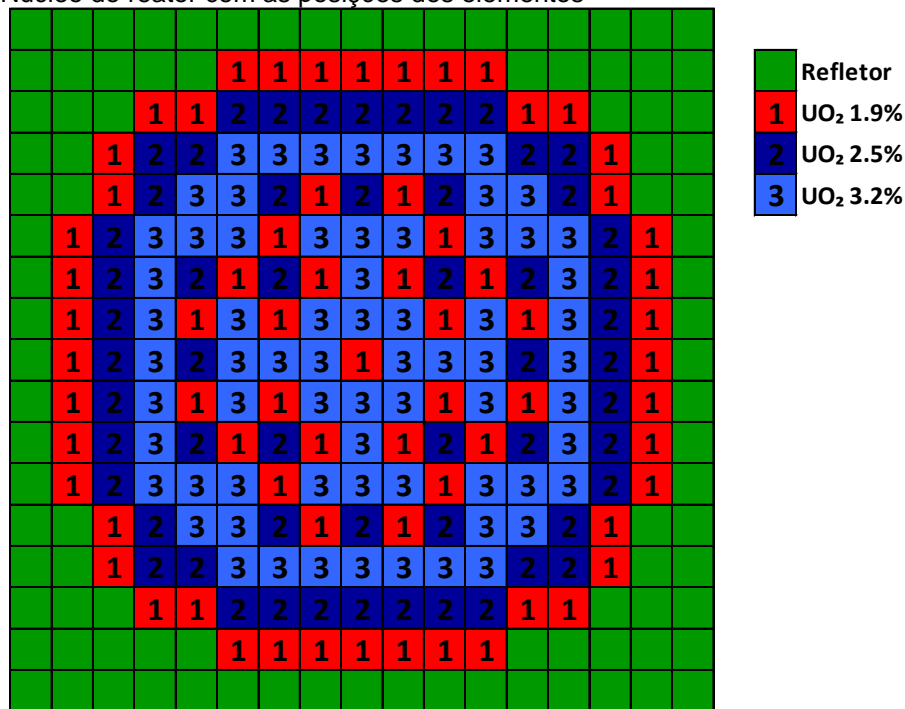
Tomando como base o reator de Angra 2 conforme descrito no FSAR, o mesmo apresenta seis tipos de elementos combustíveis, todos geometricamente semelhantes, diferenciados com base no enriquecimento e na quantidade de varetas de veneno queimável presente. Na Tabela 2 estão apresentados esses seis tipos de elementos, com seus respectivos identificadores que serão usados ao longo desse trabalho.

**Tabela 2. Tipos de elementos combustíveis**

ID	Enriquecimento em wt%	Quantidade de varetas de veneno queimável
ELE01	1,9	0
ELE02	2,5	0
ELE03	2,5	12
ELE04	3,2	0
ELE05	3,2	8
ELE06	3,2	12

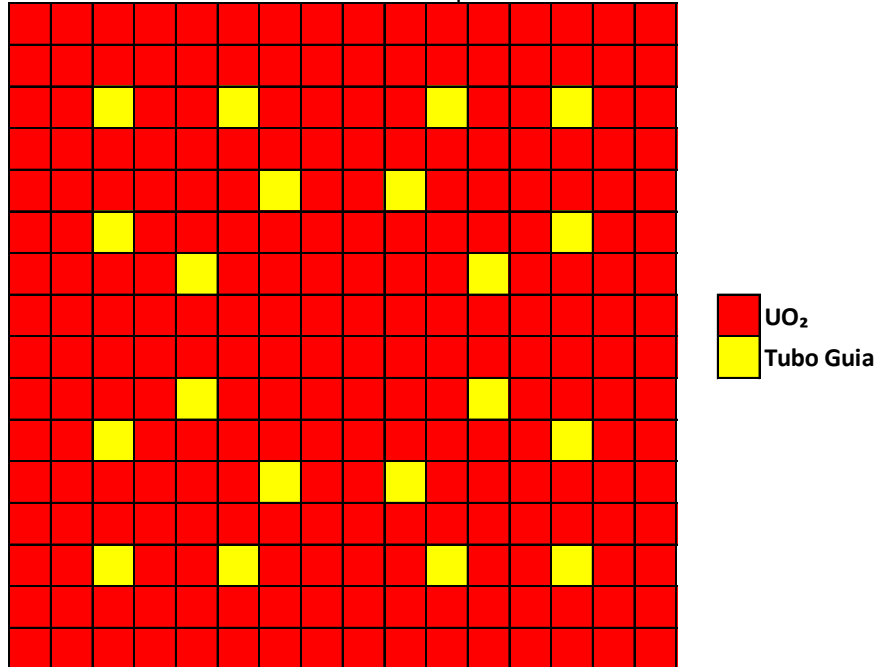
Na Figura 2 está representada a distribuição dos elementos combustíveis segundo seus enriquecimentos. No núcleo existem 69 elementos com varetas de UO<sub>2</sub> enriquecido em 1,90%, 56 com UO<sub>2</sub> enriquecido em 2,50%, e 68 com UO<sub>2</sub> enriquecido em 3,20%, representados pelas cores vermelho, azul escuro e azul claro, respectivamente. Em verde, ao redor do núcleo, está representado o refletor, composto de água leve.

**Figura 2. Núcleo do reator com as posições dos elementos**

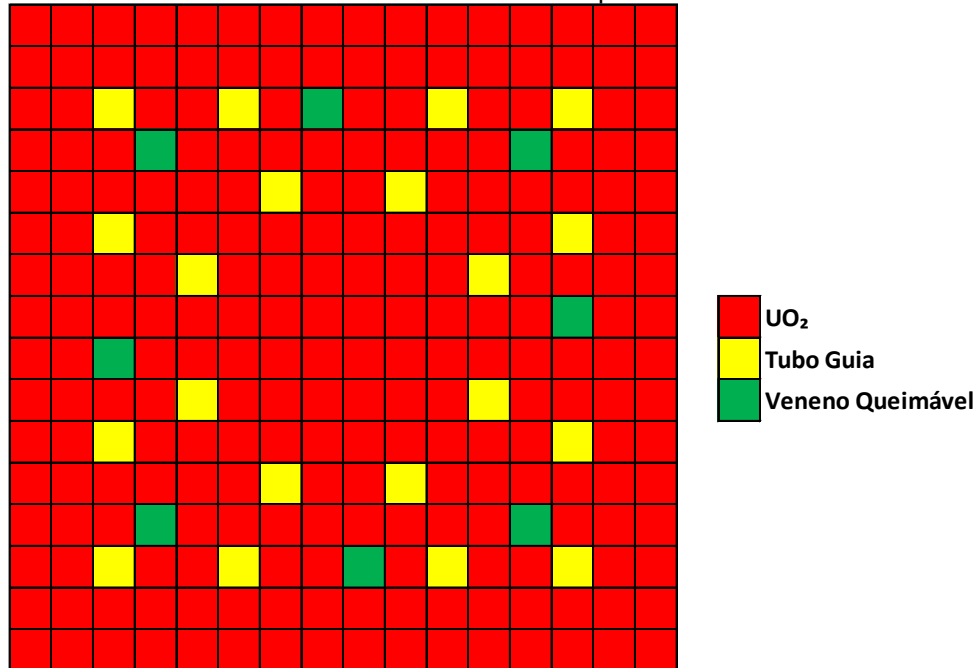


Da Figura 3 à Figura 5 apresenta-se a distribuição das varetas de combustível, dos tubos guia e das barras de veneno queimável, quando presentes, nos elementos combustíveis.

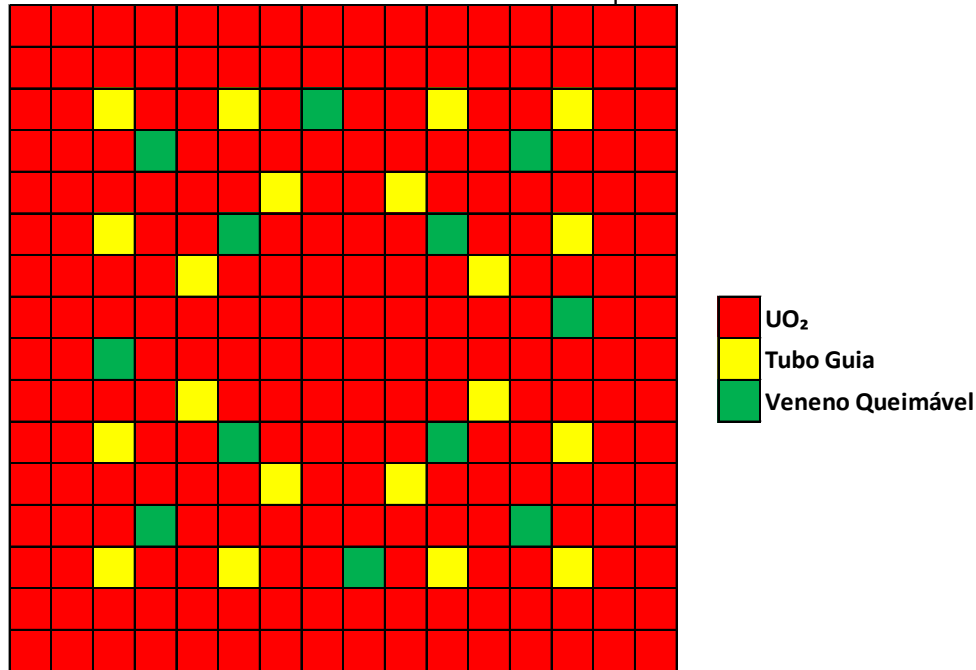
**Figura 3.** Elemento combustível sem veneno queimável



**Figura 4.** Elemento combustível com 8 barras de veneno queimável



**Figura 5.** Elemento combustível com 12 barras de veneno queimável



## 2.2. Núcleo com combustível reprocessado diluído em tório

Nesta parte inicial do trabalho, o combustível TRU foi inserido nos elementos do núcleo padrão de forma a substituir o UO<sub>2</sub> enriquecido nos diferentes elementos combustíveis. O objetivo é obter informações preliminares do comportamento do núcleo do PWR como um todo ao usarmos o combustível TRU. Nas subseções a seguir são apresentados os nuclídeos utilizados e o esquema de inserção do combustível TRU.

### 2.2.1. Combustível reprocessado

A composição do combustível TRU foi obtida pelo seguinte método: inicialmente, um combustível de um PWR padrão com UO<sub>2</sub> enriquecido em <sup>235</sup>U a 3,1% foi inserido e irradiado em um reator padrão e queimado até 30 GWd/MTHM, seguido por um período de resfriamento igual a 5 anos (Cota & Pereira, 1997). Este combustível queimado foi então subsequentemente reprocessado usando a técnica UREX+, e posteriormente processado de forma que a quantidade de tório diluída possa ser variada de acordo com a necessidade.



A Tabela 3 apresenta os núclídeos recuperados com a técnica UREX+ que foram utilizados neste trabalho. A composição final do combustível reprocessado após a queima e o período de resfriamento é apresentada na Tabela 4.

**Tabela 3. Nuclídeos utilizados nos combustíveis TRU**

Elemento	Número de massa
Np	235 236 237 238 239
Pu	236 237 238 239 240 241 242 243 244 246
Am	241 242 242m 243
Cm	241 242 243 244 245 246 247 248 250

**Tabela 4. Composição do combustível reprocessado pela técnica UREX+**

Isótopo	Fração em peso (%)	Isótopo	Fração em peso (%)
Np-235	1,62064E-11	Pu-246	3,83890E-23
Np-236	3,77195E-08	Am-241	3,52368E-02
Np-237	3,29149E-02	Am-242m	9,43278E-05
Np-238	1,28361E-11	Am-242	1,12837E-09
Np-239	8,24664E-09	Am-243	1,32633E-02
Pu-236	4,45192E-08	Cm-241	5,80871E-26
Pu-237	2,04005E-20	Cm-242	7,65186E-07
Pu-238	1,73856E-02	Cm-243	4,06131E-05
Pu-239	5,08505E-01	Cm-244	3,05595E-03
Pu-240	2,13049E-01	Cm-245	1,61176E-04
Pu-241	1,15569E-01	Cm-246	2,07454E-05
Pu-242	6,06990E-02	Cm-247	2,28199E-07
Pu-243	1,02505E-17	Cm-248	1,33250E-08
Pu-244	4,04995E-06	Cm-250	7,25289E-17

No capítulo seguinte, serão apresentadas as composições desse combustível reprocessado ao ser diluído em tório.

### 2.2.2. Metodologia de substituição dos combustíveis reprocessados

Os modelos do núcleo usando o combustível TRU foram obtidos ao se substituir todas as varetas de  $\text{UO}_2$  com um mesmo enriquecimento pelo combustível TRU. A quantidade de material físsil nesse combustível foi alterada de forma a igualar o fator de multiplicação neutrônica dos modelos padrão e TRU. Assim, três núcleos com combustível TRU foram modelados: um ao substituir todas as varetas com  $\text{UO}_2$  enriquecido a 1,9%, outro ao substituir todas as varetas com  $\text{UO}_2$  enriquecido a 2,5%, e, por fim, outro núcleo com todas as varetas com  $\text{UO}_2$  enriquecido a 3,2%, substituídos. Estes modelos serão chamados de TRU19, TRU25 e TRU32, respectivamente, ao longo deste trabalho. Na primeira parte do trabalho, as varetas

com IFBA foram mantidas, sendo que a composição do veneno queimável não foi alterada, enquanto a parte contendo o material combustível foi substituída pelo combustível TRU, de acordo com o enriquecimento do elemento.

### 2.3. Ferramentas Utilizadas

Nesta seção serão descritos os códigos computacionais e ferramentas utilizadas para a realização deste trabalho.

#### 2.3.1. SCALE

O sistema de códigos SCALE, desenvolvido pela *Oak Ridge National Laboratory* (ORNL) nos Estados Unidos, é um sistema modular de códigos e provê mais de 90 módulos computacionais para cálculos nucleares que incluem segurança, física de reatores, caracterização de combustível queimado, proteção à radiação, e análise de sensibilidade e incerteza. (Oak Ridge National Laboratory, 2009).

Para a realização desse trabalho, dois códigos de transporte presentes no pacote SCALE foram utilizados: NEWT e KENO-VI.

O código NEWT é um código de transporte determinístico em 2D e tem uma variedade de aplicações. Pode ser usado para cálculos de autovalores, cálculo de fluxo em multigrupos e colapso de seções de choque. Esse código aplica o método de ordenadas discretas desenvolvido com base no método *Extended Step Characteristic* (ESC) para discretização espacial em uma malha. O NEWT pode ser utilizado por si só ou parte do módulo de controle TRITON, como desenvolvido neste trabalho.

Já o KENO-VI é um código de transporte que utiliza o método Monte Carlo para calcular o fator de multiplicação neutrônico em sistemas nucleares em três dimensões. Além do  $k_{\text{eff}}$ , o KENO-VI pode calcular o tempo de vida médio, escape, taxas de absorção por energia, taxa de fissões, densidades de fluxo e densidades de fissão. O KENO-VI pode ser usado em modo *standalone* ou parte do módulo CSAS6 para criticalidade ou com o módulo TRITON, que realiza o acoplamento entre o código de transporte e o código de queima.

Os cálculos de queima e decaimento foram realizados pelo código ORIGEN-S dentro do módulo TRITON. Os dois módulos TRITON e CSAS6 acoplam diferentes códigos para preparação das seções de choque de acordo com o problema descrito. (ORNL, 2015). Em todos os casos estudados, a não ser quando especificado, a biblioteca ENDF B-VII (*Evaluated Nuclear Data File*, versão B-VII) colapsada em 238 grupos foi utilizada, disponível juntamente com o código SCALE.

O TRITON é um módulo de controle para transporte, queima e análise sensibilidade e incerteza. Ele pode ser usado para automaticamente processar e preparar seções de choque para uso em cálculos de transporte multigrupo a uma, duas ou três dimensões. Essa funcionalidade pode ainda ser usada junto com o código de queima ORIGEN-S para composições isotópicas, termo-fonte e calor de decaimento, além de gerar seções de choque homogeneizadas para cálculos em códigos nodais.

Dentro do TRITON, para esse trabalho, utilizou-se as sequências *t-newt*, que utiliza o código NEWT para cálculos de transporte em 2D, *t-depl* que acopla os códigos NEWT e ORIGEN-S para transporte e queima, e também a sequência *t6-depl*, que acopla o código de transporte em 3D, KENO-VI, com o ORIGEN-S, para queima.

O CSAS6 é um módulo de criticalidade que prepara seções de choque para o código KENO-VI. Esses dois módulos preparam as seções de choque a partir de uma biblioteca ENDF disponível para a subsequente utilização em códigos de transporte neutrônico.

### 2.3.2. MATLAB

MATLAB é uma poderosa ferramenta computacional que permite o usuário lidar com inúmeros tipos e arranjos de dados. Este software foi utilizado para automatizar a coleta dos dados relevantes nos arquivos de saída, realizar o processamento destes dados e gerar os gráficos presentes nesse trabalho.

### III. MODELAMENTOS DESENVOLVIDOS

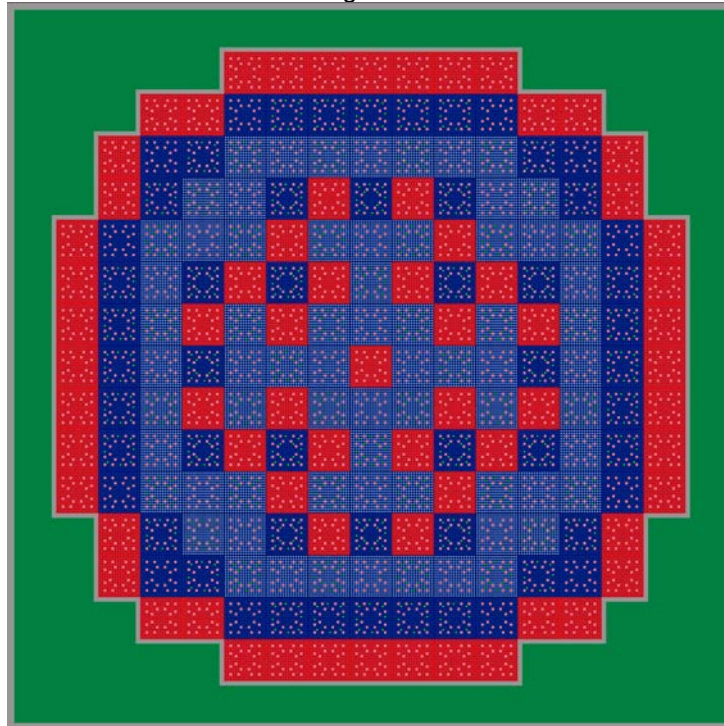
Nesse capítulo serão descritos os modelos utilizados para a realização desse trabalho.

#### 3.1. Modelo núcleo

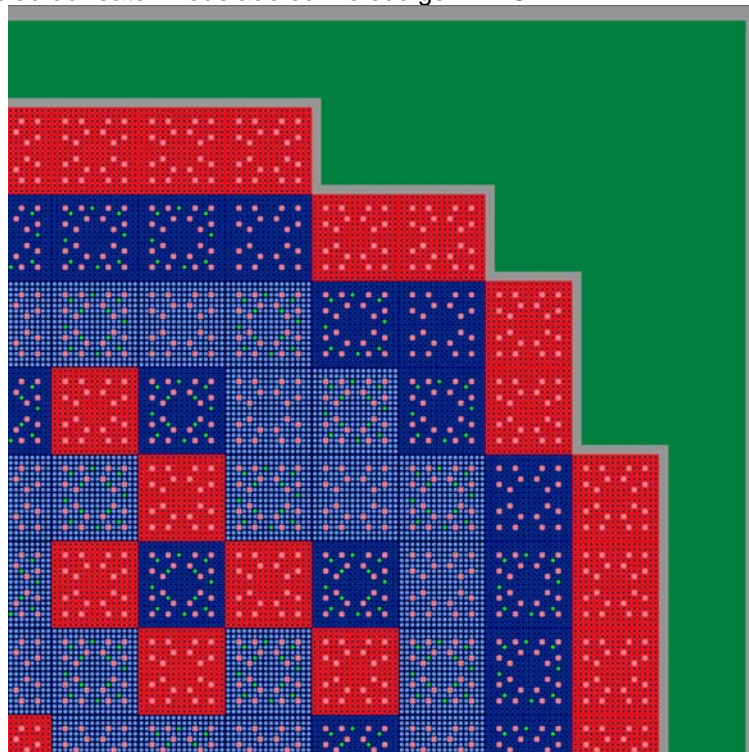
O núcleo foi modelado e analisado usando o código KENO-VI. O modelo desenvolvido é apresentado nessa seção e será usado como base por todo o trabalho. Como dito anteriormente, esse modelo baseou-se no PWR de Angra 2 descrito conforme FSAR (Eletrobras Termonuclear S.A., 2013). Os parâmetros usados estão descritos na Tabela 1, descrita no capítulo anterior.

Na Figura 6 e na Figura 7, apresentam-se, respectivamente, o núcleo padrão (STD) e um de seus quadrantes, no qual se pode distinguir os diferentes elementos combustíveis e sua distribuição no núcleo. Em vermelho, azul claro e azul escuro, estão representados os elementos combustíveis  $UO_2$  enriquecidos a 1,9%, 2,5% e 3,2%, respectivamente. As varetas de veneno queimável são representadas em verde claro e os tubos-guias em rosa.

**Figura 6.** Núcleo do reator modelado com o código KENO-VI



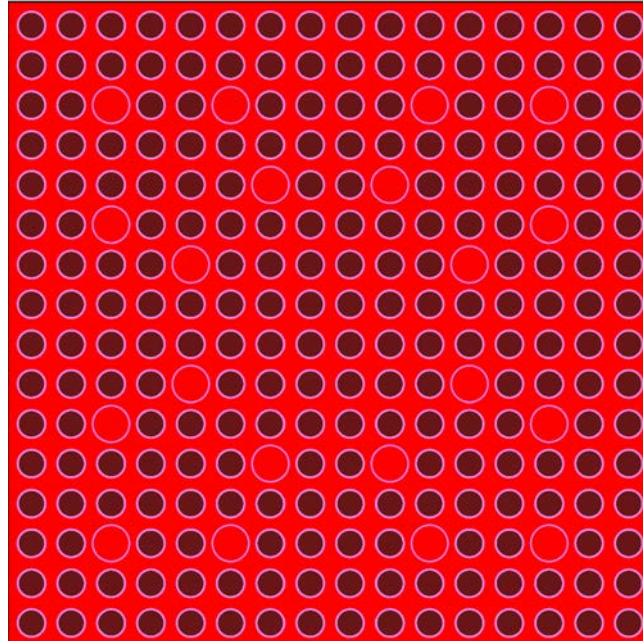
**Figura 7.**  $\frac{1}{4}$  do núcleo do reator modelado com o código KENO-VI



Este núcleo foi utilizado para realizar os cálculos de criticalidade, utilizando o código CSAS6, e queima, utilizando o TRITON. O transporte neutrônico em ambos os casos foi realizado com o KENO-VI.

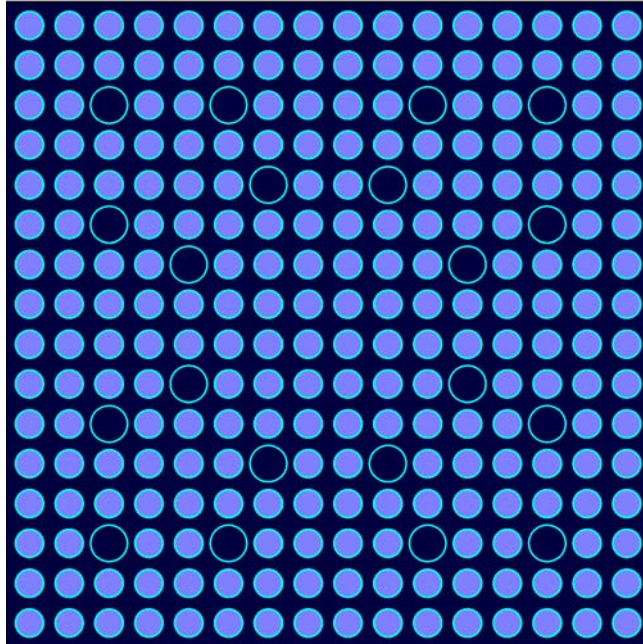
Da Figura 8 à Figura 13 são apresentados os elementos combustíveis modelados pelo KENO-VI, os quais foram utilizados para configurar o núcleo estudado. Os elementos com mesma quantidade de varetas de veneno queimável apenas diferenciam-se pelo enriquecimento.

**Figura 8.** Elemento combustível do tipo ELE01: 1,9% / Sem veneno queimável

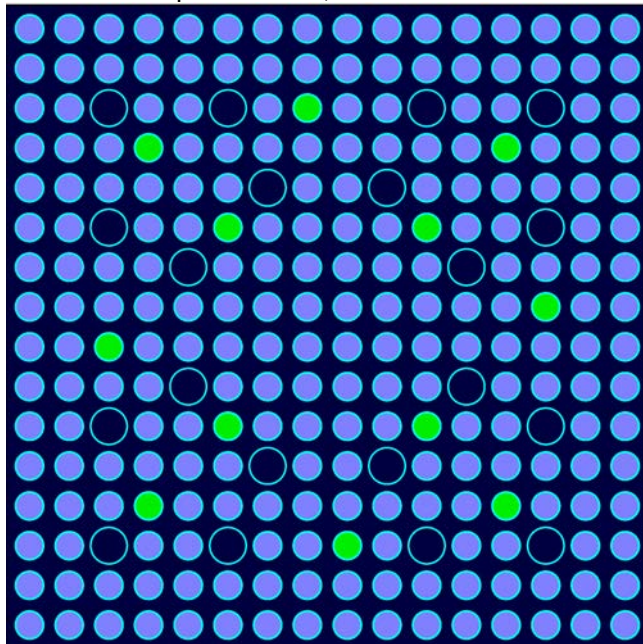




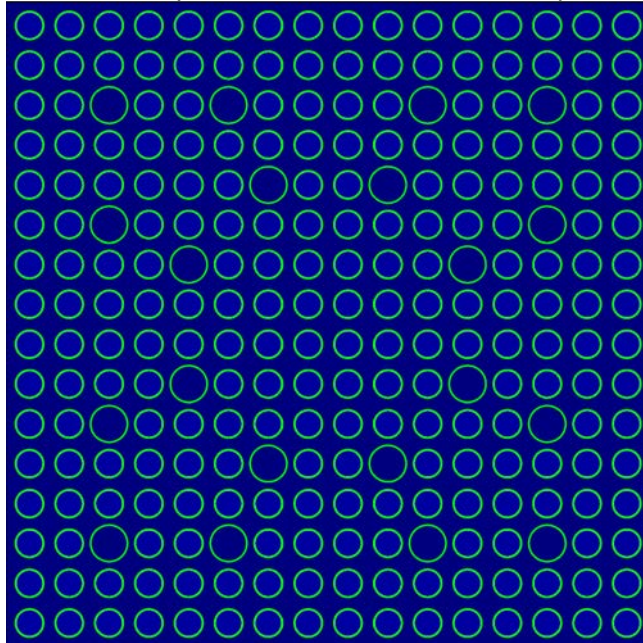
**Figura 9.** Elemento combustível do tipo ELE02: 2,5% / Sem veneno queimável



**Figura 10.** Elemento combustível do tipo ELE03: 2,5% / 12 varetas de veneno queimável



**Figura 11.** Elemento combustível do tipo ELE04: 3,2% / Sem veneno queimável



**Figura 12.** Elemento combustível do tipo ELE05: 3,2% / 8 varetas de veneno queimável

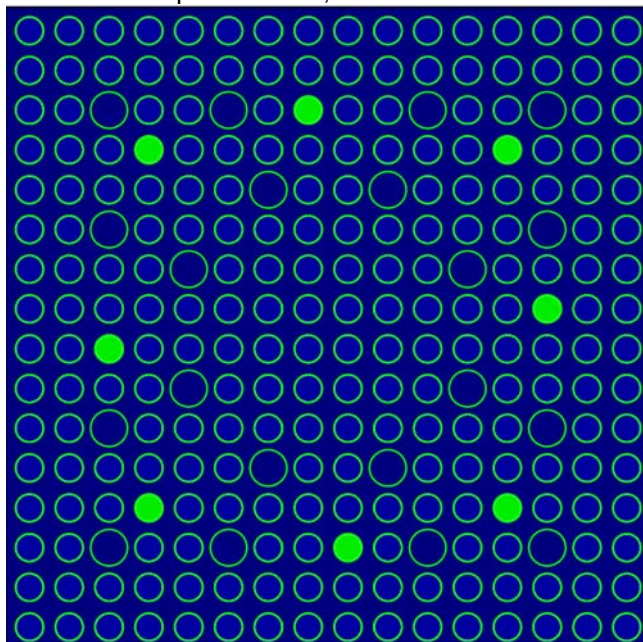
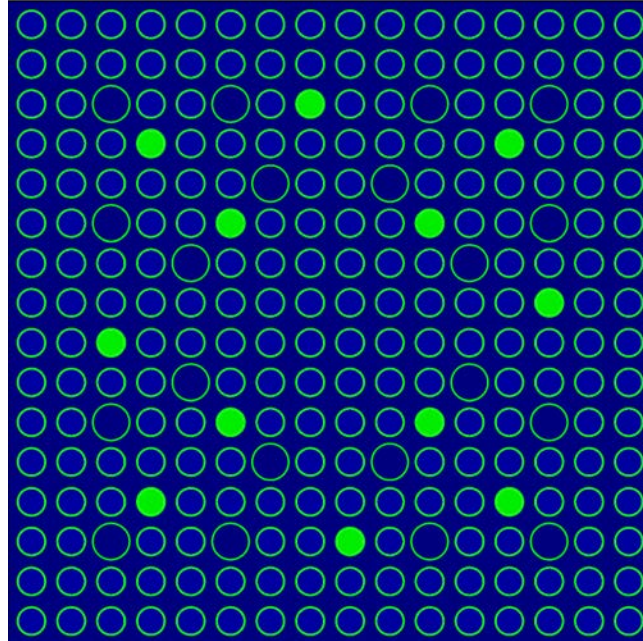




Figura 13. Elemento combustível do tipo ELE06: 3,2% / 12 varetas de veneno queimável



Em todos os casos em que se aplicou o método Monte Carlo para o transporte neutrônico, os seguintes parâmetros foram utilizados:

- 250 gerações;
- 10000 nêutrons por geração;
- 50 primeiras gerações descartadas.

Desta forma, cada caso contou com um total de 2,000,000 histórias neutrônicas.

Ademais, empregou-se condições de contorno reflexivas em todas as superfícies externas do modelo.

### 3.2. Modelo do elemento combustível

Nos cálculos envolvendo o código determinístico NEWT, foram analisados os elementos ELE01 (1,9%), ELE02 (2,5%) e ELE04 (3,2%). Nenhuma vareta de veneno queimável foi considerada nesta parte do trabalho, de forma que a análise se dará apenas por influência dos diferentes enriquecimentos dos combustíveis analisados. A fração de nêutrons atrasados foi calculada em estado estacionário e durante a

queima, em intervalos de 100 dias a partir do BOL. A biblioteca utilizada, ENDF B-VII de 238 grupos, foi colapsada a dois grupos:

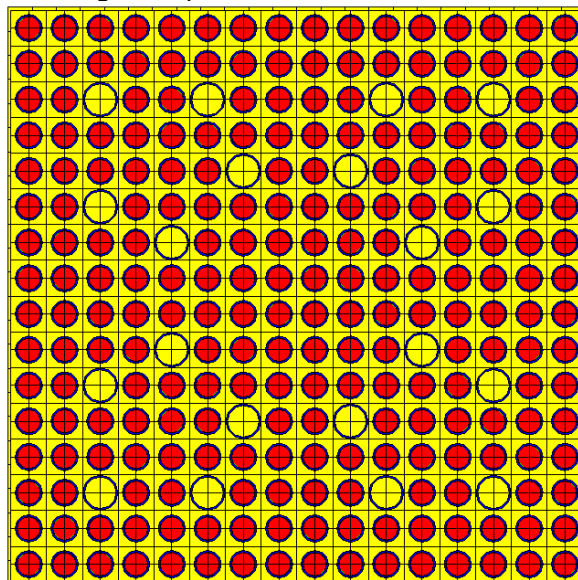
- Rápido: de 20MeV a 4eV; e
- Térmico: de 4eV a 1,0E-5eV.

Os materiais em cada elemento foram usados para gerar uma mistura homogeneizada, que é necessária para os cálculos da fração de nêutrons atrasados, além de parâmetros neutrônicos para geração da biblioteca de seções de choque.

Os parâmetros neutrônicos dos modelos dos elementos com  $\text{UO}_2$  no NEWT foram inicialmente validados com resultados já publicados e verificados, obtidos utilizando o código KENO-VI (Monteiro & de Faria, 2014) (Monteiro, 2017). Nesta análise o fator de multiplicação neutônica foi utilizado como parâmetro para esta validação.

A Figura 14 mostra um elemento combustível dos tipos ELE01, ELE02 e ELE04 obtidos no código NEWT, em que o combustível está representado em vermelho, o refrigerante em amarelo e o revestimento em azul escuro.

**Figura 14.** Elemento combustível gerado pelo NEWT



### 3.3. Modelagem das supercélulas

A modelagem de supercélula baseou-se em seções recorrentes formadas por 4 elementos combustíveis no núcleo, em uma disposição 2x2, contendo os três tipos de

combustível padrão: 1,9%, 2,5% e 3,2%. Desta forma, foram selecionadas duas supercélulas, SC01 e SC02, que serão objeto de estudo nesta etapa do trabalho. Essas supercélulas foram selecionadas de forma a conter ao menos os três tipos de enriquecimento e que se repetem mais vezes no núcleo. Na Figura 15 e na Figura 16 destaca-se a supercélula SC01 e suas posições no núcleo, enquanto na Figura 17 e na Figura 18 estão representadas as posições das supercélulas SC02 no núcleo.

**Figura 15.** Supercélula SC01 no núcleo

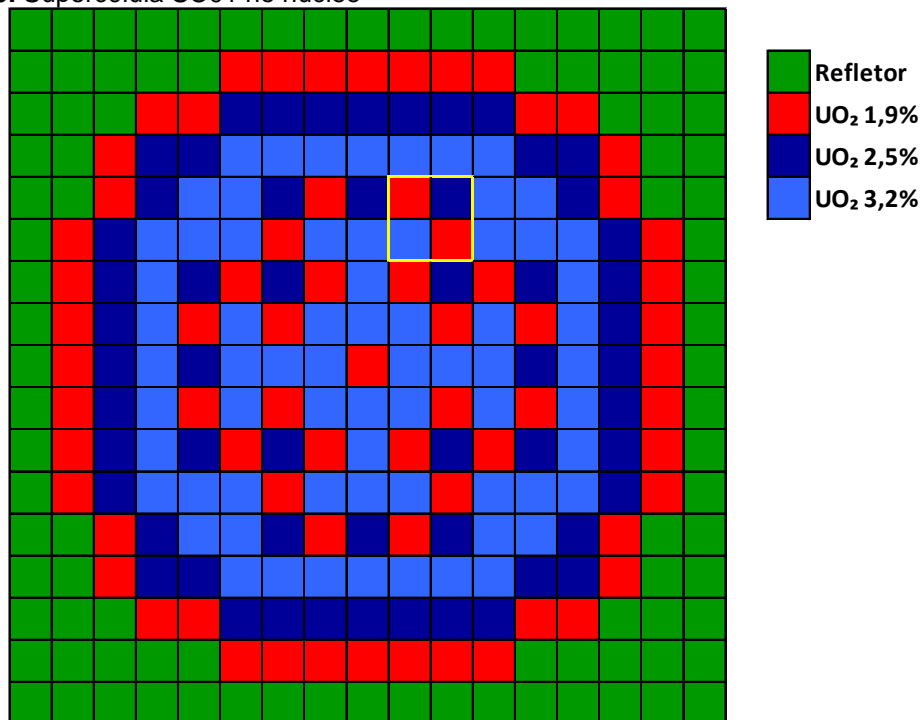


Figura 16. Núcleo com a supercélula SC01

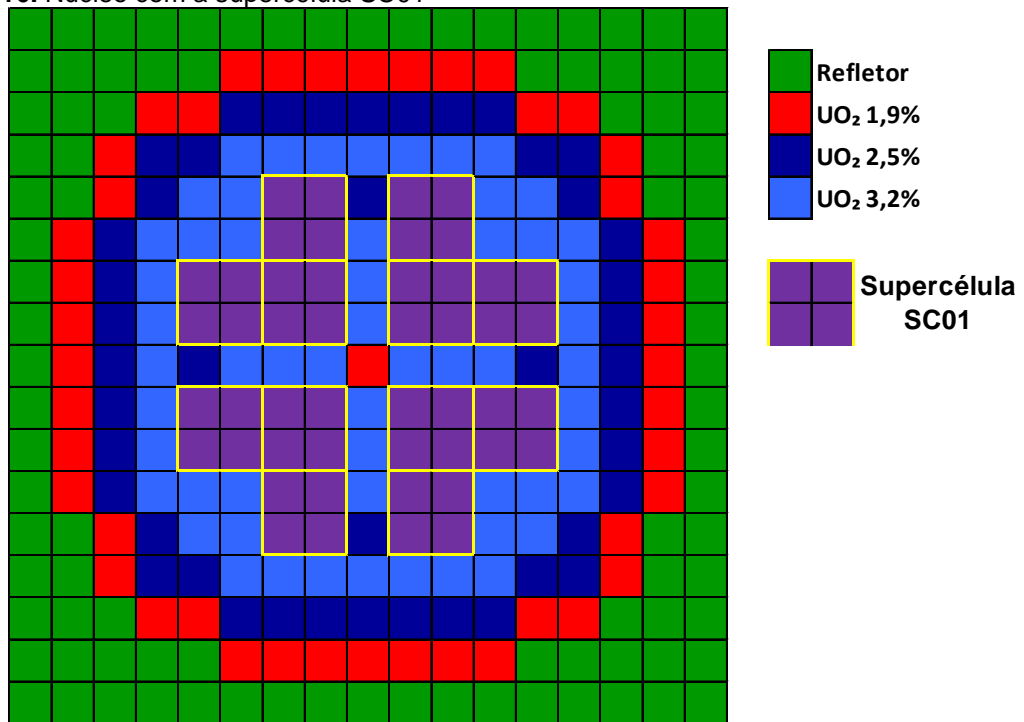


Figura 17. Supercélula 2 no núcleo

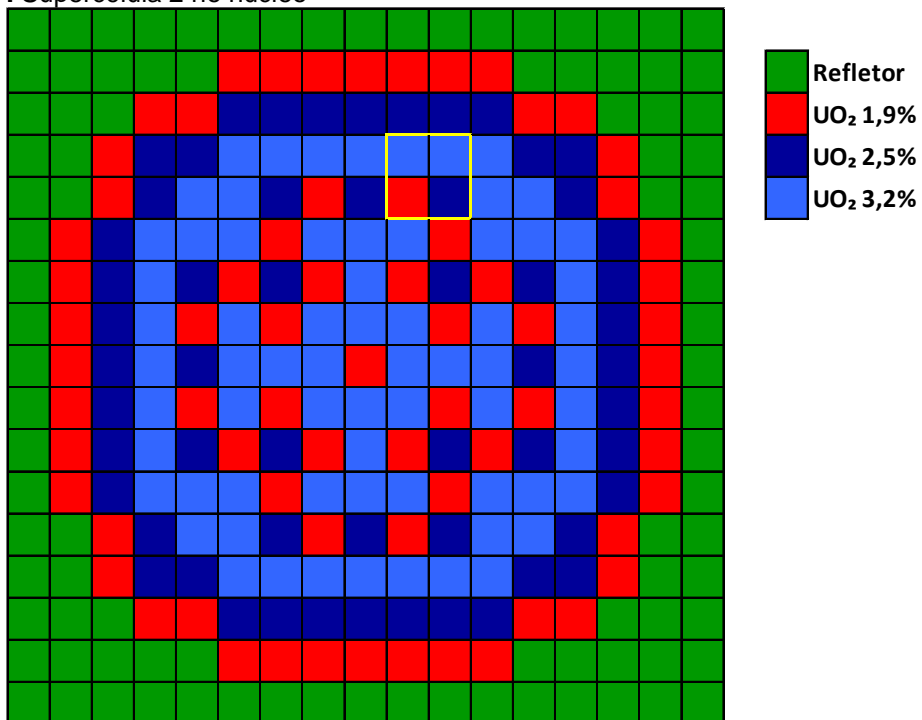
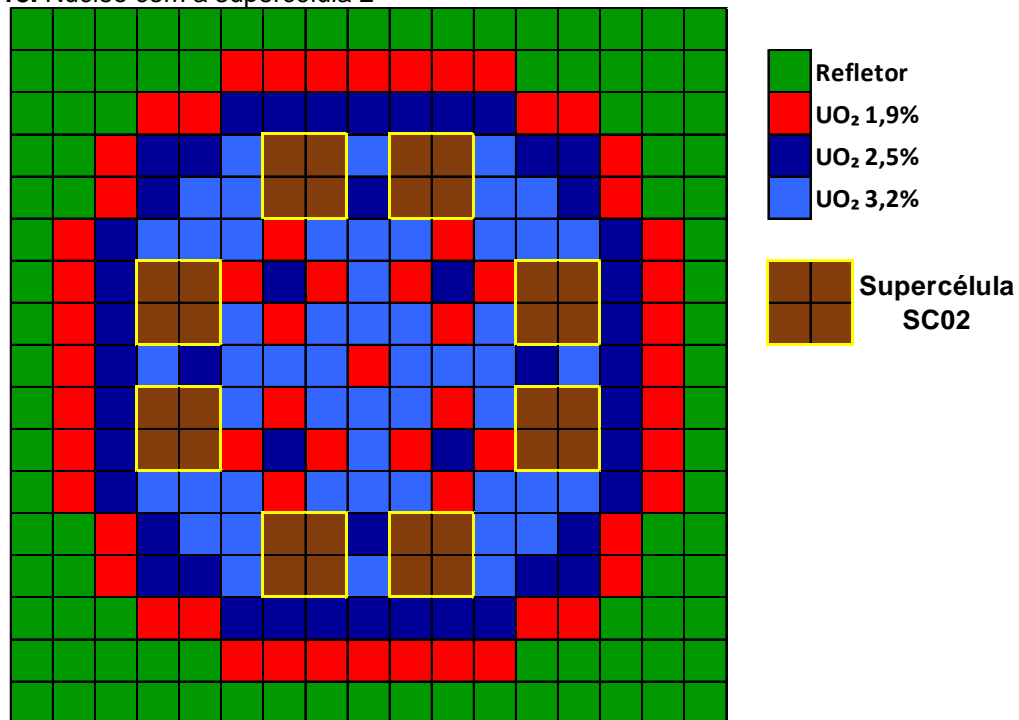


Figura 18. Núcleo com a supercélula 2



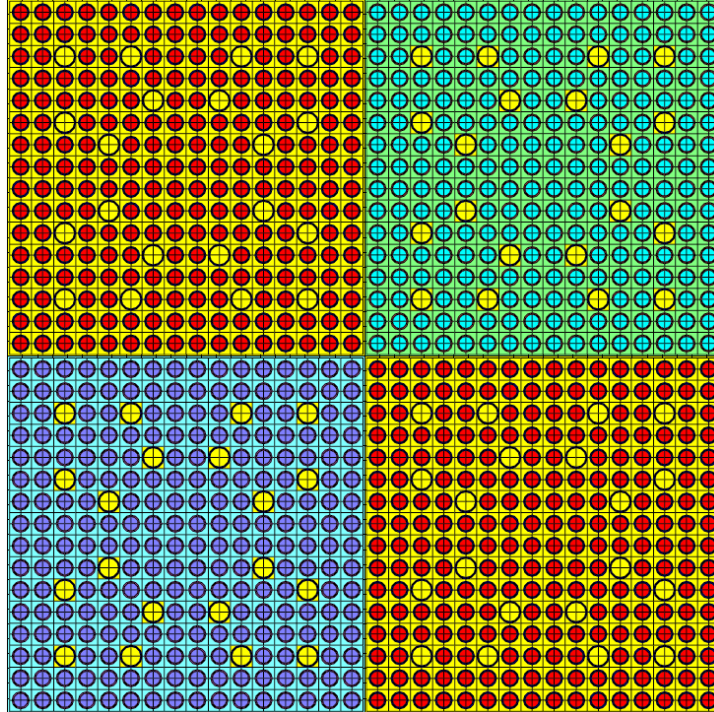
As supercélulas foram modeladas utilizando o código NEWT. Assim, pôde-se obter parâmetros neutrônicos, como o  $k_{inf}$ , o fluxo neutrônico e fração de nêutrons atrasados, além da concentração isotópica no BOL, e também durante um ciclo de queima.

A Figura 19 e a Figura 20 representam as configurações das supercélulas junto com os nodos de cálculo utilizados pelo NEWT. Novamente, as varetas com veneno queimável foram removidas dessa análise. A homogeneização dos materiais foi realizada para cada elemento independentemente, de forma a se obter informações de cada combustível separadamente. As seções de choque homogeneizadas seguiram a mesma estrutura de grupo utilizadas anteriormente. As condições de contorno utilizadas foram de espelhamento, de forma que considerou-se que não houve fuga de nêutrons do sistema.

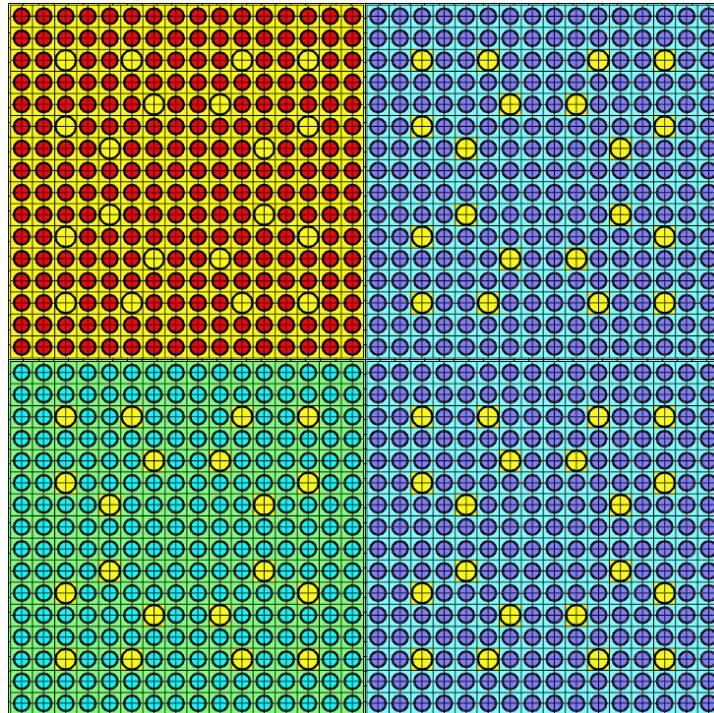
Os modelos de supercélulas padrão utilizaram os combustíveis UO<sub>2</sub> enriquecidos em 1,9%, 2,5% e 3,2%. A introdução do combustível reprocessado foi realizada substituindo os elementos com UO<sub>2</sub> enriquecido em 2,5% pelo combustível TRU proposto. Esta metodologia foi selecionada para verificar o comportamento geral da

supercélula. A concentração isotópica do TRU utilizada foi a mesma que a da análise anterior, para um elemento combustível.

**Figura 19.** Supercélula 01 modelada no NEWT



**Figura 20.** Supercélula 02 modelada no NEWT



### 3.4. Cálculos de queima

Nessa etapa, foram realizados casos de queima para os modelos de núcleo. Todos os modelos, padrão e TRU, seguiram o mesmo histórico e condições de queima, como apresentados no FSAR (Eletrobras Termonuclear S.A., 2013), apresentados na Tabela 5.

**Tabela 5. Parâmetros de queima**

<b>Parâmetro</b>	<b>Valor</b>
Potência específica	38,0 MW/MTHM
Tempo de irradiação	868,5 dias
Queima	33,003 GWd/MTHM
Temperatura do combustível	873 K
Temperatura do revestimento	618 K
Temperatura do moderador	583 K

Os parâmetros analisados foram o  $k_{inf}$ , a concentração isotópica, e os coeficientes de reatividade das temperaturas do combustível e do moderador,  $\alpha_{TF}$  e  $\alpha_{TM}$  respectivamente, assim como a evolução desses parâmetros durante a queima.

### 3.5. Coeficientes de reatividade

Os coeficientes de reatividade da temperatura foram calculados de acordo com a equação 1:

$$\alpha_T = \frac{\Delta\rho}{\Delta T}, \quad (\text{Eq. 1})$$

em que a reatividade  $\rho$  é obtida através do  $k_{inf}$  seguindo a relação:

$$\rho = \frac{k - 1}{k}, \quad (\text{Eq. 2})$$

O desvio padrão dos coeficientes de reatividade foram calculados pela equação:

$$\sigma_{\alpha T} = \sqrt{\frac{\sigma_{k_1}^2}{k_1^2} + \frac{\sigma_{k_2}^2}{k_2^2}}. \quad (\text{Eq. 3})$$

Para isso, variou-se a temperatura por um fator de  $\Delta T = +50$  K nos casos considerados. Desta forma, a temperatura do combustível foi fixada em  $T_F = 923$  K



para a análise do  $\alpha_{TF}$ , enquanto a temperatura dos outros materiais foi mantida de acordo com a Tabela 5. Para o caso do coeficiente de reatividade da temperatura do moderador, sua temperatura foi fixada em  $T_M=633$  K, enquanto as temperaturas dos outros materiais foram mantidas. Estes coeficientes fornecem informações adicionais a respeito da segurança e controle do núcleo estudado, além de servir como um parâmetro a mais na análise do padrão de recarga do reator.



## IV. ANÁLISE DO NÚCLEO

Nesta parte do trabalho serão apresentados os resultados obtidos para a análise do núcleo.

### 4.1. Composição do combustível reprocessado diluído em tório

O  $k_{inf}$  do combustível padrão foi calculado utilizando o código KENO-VI. Este valor do fator de multiplicação será utilizado como base de comparação para a obtenção do combustível TRU. A concentração de material físsil na matriz do combustível reprocessado, cuja composição foi apresentada na Tabela 4 pôde ser variada e para cada um dos casos TRU19, TRU25 e TRU32, foram realizados diversos cálculos de criticalidade para obtenção do valor do  $k_{inf}$  que se aproxima do núcleo padrão com ao menos 99% de confiança (três desvios padrões). A Tabela 6 apresenta a concentração de material físsil alcançada para cada um dos casos estudados, assim como os valores do fator de multiplicação neutrônico e seu respectivo desvio padrão calculado pelo KENO-VI. Esses valores sugerem que pode-se obter um núcleo do tipo TRU com menos material físsil se as varetas de veneno queimável forem desconsideradas, como em outros trabalhos envolvendo o combustível com tório (Maiorino & Carluccio, 2004).

**Tabela 6. Valores do  $k_{inf}$  nos diferentes núcleos**

Modelo do núcleo	Concentração de material físsil (%)	$k_{inf}$
Padrão (STD)	1,9 / 2,5 / 3,2	1,25561 ± 0,00048
TRU19	<b>15,0</b> / 2,5 / 3,2	1,25568 ± 0,00060
TRU25	1,9 / <b>18,0</b> / 3,2	1,25302 ± 0,00062
TRU32	1,9 / 2,5 / <b>23,0</b>	1,25691 ± 0,00051

As composições isotópicas dos combustíveis TRU são apresentadas da Tabela 7 à Tabela 9. Devido à considerável concentração de absorvedores de nêutrons na matriz do combustível reprocessado, a quantidade de material físsil nesses casos é maior que no caso padrão (Monteiro, Faria, Fortini, Silva, & Pereira, 2015) (Monteiro, 2017).

**Tabela 7. Composição isotópica do combustível TRU (15% em material físsil) usado no TRU19 - Núcleo**

Isótopo	Fração em peso (%)	Isótopo	Fração em peso (%)
Th-232	6,68229e-01	Pu-246	8,11668e-24
Np-235	3,42656e-12	Am-241	7,45020e-03
Np-236	7,97510e-09	Am-242m	1,99439e-05
Np-237	6,95926e-03	Am-242	2,38574e-10
Np-238	2,71396e-12	Am-243	2,80429e-03
Np-239	1,74361e-09	Cm-241	1,22815e-26
Pu-236	9,41280e-09	Cm-242	1,61785e-07
Pu-237	4,31332e-21	Cm-243	8,58691e-06
Pu-238	3,67588e-03	Cm-244	6,46127e-04
Pu-239	1,07514e-01	Cm-245	3,40777e-05
Pu-240	4,50455e-02	Cm-246	4,38624e-06
Pu-241	2,44350e-02	Cm-247	4,82487e-08
Pu-242	1,28337e-02	Cm-248	2,81732e-09
Pu-243	2,16728e-18	Cm-250	1,53350e-17
Pu-244	8,56289e-07	O-16	1,20339e-01

**Tabela 8. Composição isotópica do combustível TRU (18% em material físsil) usado no TRU25 - Núcleo**

Isótopo	Fração em peso (%)	Isótopo	Fração em peso (%)
Th-232	6,26060e-01	Pu-246	9,74184e-24
Np-235	4,11265e-12	Am-241	8,94192e-03
Np-236	9,57191e-09	Am-242m	2,39372e-05
Np-237	8,35268e-03	Am-242	2,86342e-10
Np-238	3,25736e-12	Am-243	3,36578e-03
Np-239	2,09272e-09	Cm-241	1,47405e-26
Pu-236	1,12975e-08	Cm-242	1,94178e-07
Pu-237	5,17695e-21	Cm-243	1,03062e-05
Pu-238	4,41188e-03	Cm-244	7,75498e-04
Pu-239	1,29041e-01	Cm-245	4,09009e-05
Pu-240	5,40647e-02	Cm-246	5,26447e-06
Pu-241	2,93275e-02	Cm-247	5,79092e-08
Pu-242	1,54033e-02	Cm-248	3,38141e-09
Pu-243	2,60122e-18	Cm-250	1,84054e-17
Pu-244	1,02774e-06	O-16	1,20174e-01

**Tabela 9. Composição isotópica do combustível TRU (23% em material físsil) usado no TRU32 - Núcleo**

Isótopo	Fração em peso (%)	Isótopo	Fração em peso (%)
Th-232	5,55743e-01	Pu-246	1,24518e-23
Np-235	5,25669e-12	Am-241	1,14293e-02
Np-236	1,22346e-08	Am-242m	3,05960e-05
Np-237	1,06762e-02	Am-242	3,65996e-10
Np-238	4,16348e-12	Am-243	4,30206e-03
Np-239	2,67486e-09	Cm-241	1,88410e-26
Pu-236	1,44402e-08	Cm-242	2,48194e-07
Pu-237	6,61705e-21	Cm-243	1,31732e-05
Pu-238	5,63916e-03	Cm-244	9,91223e-04
Pu-239	1,64937e-01	Cm-245	5,22786e-05
Pu-240	6,91042e-02	Cm-246	6,72893e-06
Pu-241	3,74858e-02	Cm-247	7,40182e-08
Pu-242	1,96882e-02	Cm-248	4,32204e-09
Pu-243	3,32482e-18	Cm-250	2,35254e-17
Pu-244	1,31363e-06	O-16	1,19900e-01

Utilizando os dados obtidos na seção anterior, foi feita a análise de sensibilidade à temperatura, à inserção das barras de controle e à concentração de boro no moderador.

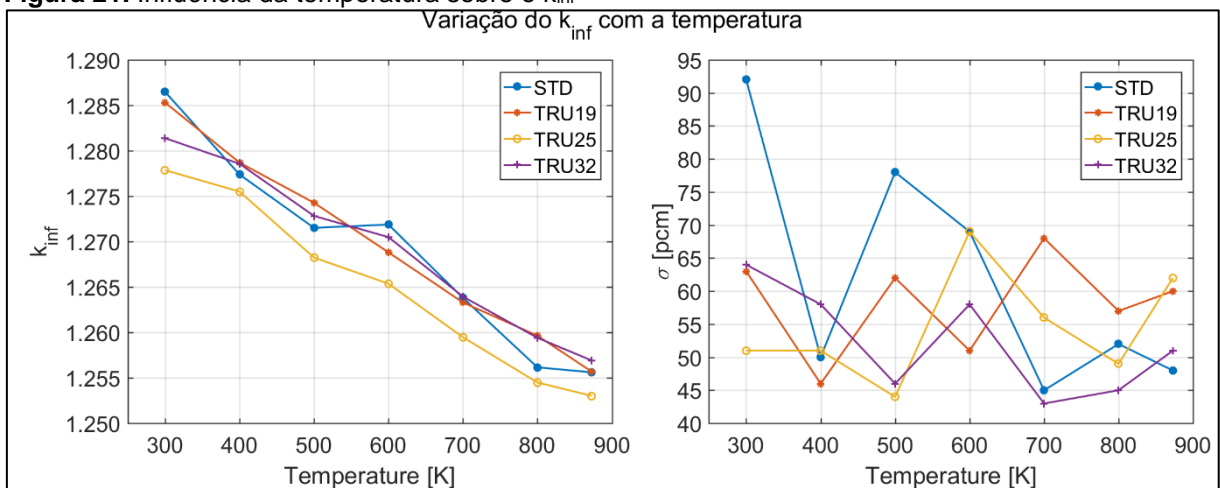
#### 4.2. Análise da variação de temperatura no núcleo

Na primeira parte, a temperatura do núcleo foi aumentada, partindo-se de condições de CZP (cold zero power) até o HFP. Na Tabela 10, são apresentados os valores de temperatura utilizados nessa análise, arredondados para o valor inteiro mais próximo. Na Figura 21 mostra-se a variação do  $k_{inf}$  com a temperatura dos materiais no núcleo junto com seu desvio padrão  $\sigma$ , do código Monte Carlo. Para facilidade de visualização dos gráficos, apenas a temperatura do combustível foi inserida no eixo. Nota-se que com o aumento da temperatura, há um decréscimo da criticalidade. Essa inserção de reatividade negativa é esperada e desejada em reatores nucleares, pois permite que o reator não se torne supercrítico com o aumento da potência.

**Tabela 10. Temperaturas do combustível, revestimento e moderador**

	Temperaturas em Kelvin						
<b>Combustível</b>	300	400	500	600	700	800	873
<b>Revestimento</b>	300	355	411	466	522	577	618
<b>Moderador</b>	300	350	399	448	498	547	583

**Figura 21. Influência da temperatura sobre o  $k_{inf}$**



#### 4.3. Análise da inserção das barras de controle

Nesta parte, a inserção de reatividade das barras de controle é analisada. São analisados os casos em que as barras estão totalmente inseridas (100%) e nos casos em que há uma inserção parcial de 50% nos núcleos em BOL. Para o caso de inserção parcial, as barras foram inseridas nos tubos guia até a metade de seu comprimento ativo, enquanto nos casos de inserção total, todo o comprimento ativo das barras de controle foi inserido nos tubos guias. A Tabela 11 apresenta os valores obtidos para essa análise em todos os núcleos estudados. Como nas análises anteriores, as condições de contorno utilizadas são de reflexão total. Nas duas situações, o  $k_{inf}$  obtido no núcleo padrão é menor que nos núcleos TRU, sendo que nos casos com inserção parcial a diferença entre eles é menor. Portanto, a inserção total das barras de controle claramente favorece o núcleo padrão em termos de segurança de reator.

**Tabela 11. Fator de multiplicação obtido com inserção parcial e total das barras de controle**

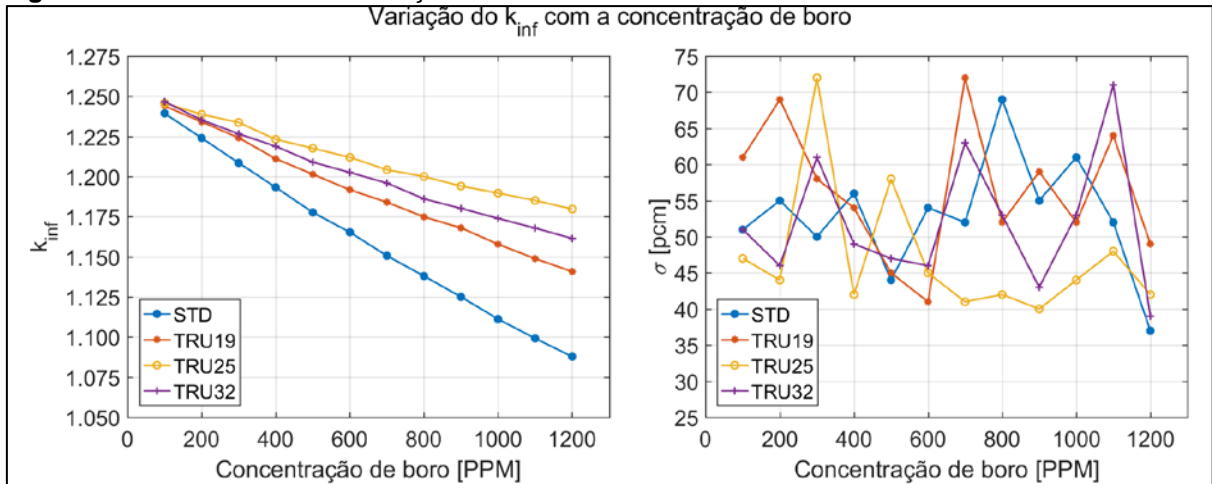
	50%		100%	
	$k_{inf}$	$\sigma$	$k_{inf}$	$\sigma$
<b>STD</b>	1,24115	0,00075	1,13936	0,00063
<b>TRU19</b>	1,24286	0,00052	1,15914	0,00056
<b>TRU25</b>	1,24711	0,00045	1,17117	0,00077
<b>TRU32</b>	1,24959	0,00040	1,16632	0,00057

#### 4.4. Análise da variação da concentração de boro no moderador do núcleo

Por fim, foi variada a concentração de boro no moderador nos casos estudados, sem levar em conta outras medidas de controle, i.e., inserção de barras de controle. Partindo de 0 PPM até 1200 PPM, a passos de 100 PPM, a concentração de boro foi variada e o  $k_{inf}$  foi calculado. A Figura 22 apresenta os resultados dessa análise. É possível verificar que, enquanto a concentração de boro aumenta, o  $k_{inf}$  diminui em todos os casos. Esse comportamento é desejado, pois a introdução de um forte absorvedor, reduz a população de nêutrons no núcleo, reduzindo a sua reatividade. Esse comportamento é mais acentuado no núcleo padrão, o que mais uma vez sugere que as medidas de controle utilizando absorvedores são mais eficientes para o esse núcleo em comparação com os que os núcleos TRU. Apesar de possuir menor concentração de material físsil na matriz do combustível reprocessado, a reatividade do TRU25 é maior que a do TRU32. Este comportamento pode ser interpretado pela quantidade de material absorvedor presente no combustível reprocessado introduzido

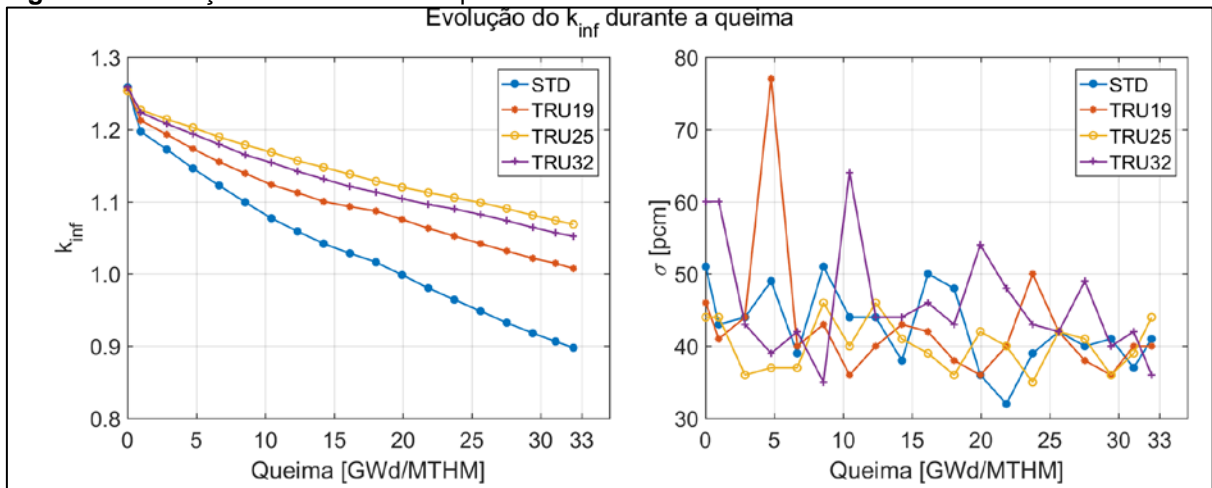
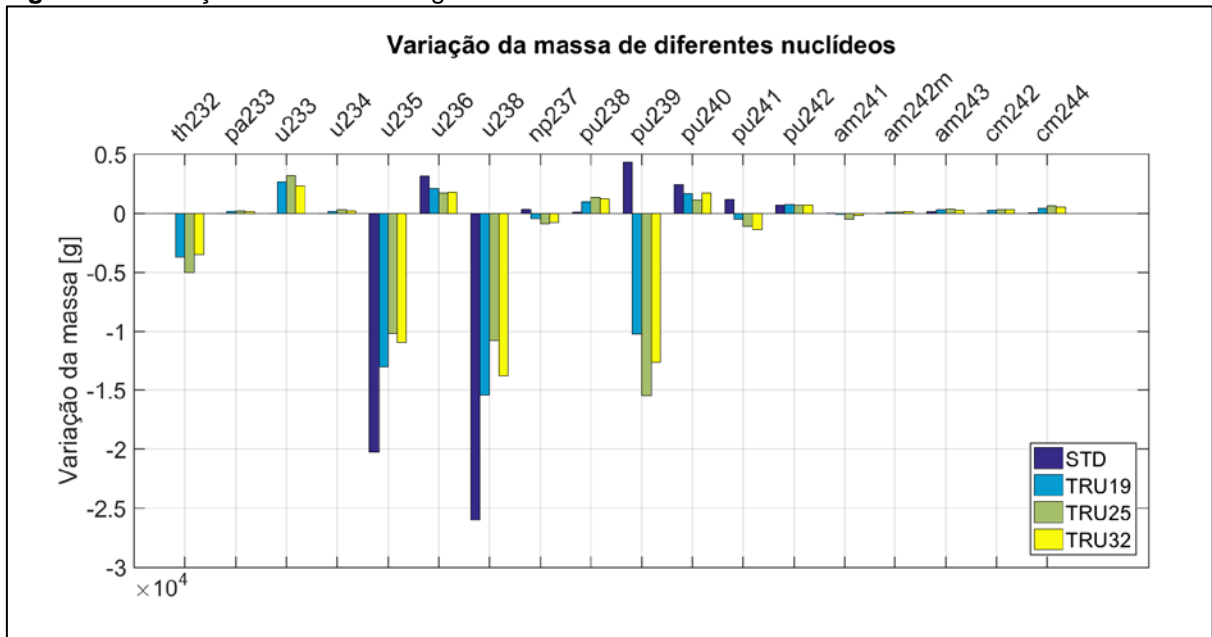
núcleo do reator. No núcleo padrão existe uma quantidade menor de elementos combustíveis contendo  $\text{UO}_2$  enriquecido a 2,5%. Logo, ao substituir estes elementos, chega-se a uma configuração com menor quantidade de absorvedores no núcleo TRU25.

**Figura 22.** Influência da concentração de boro no moderador dos núcleos



#### 4.5. Análise da queima

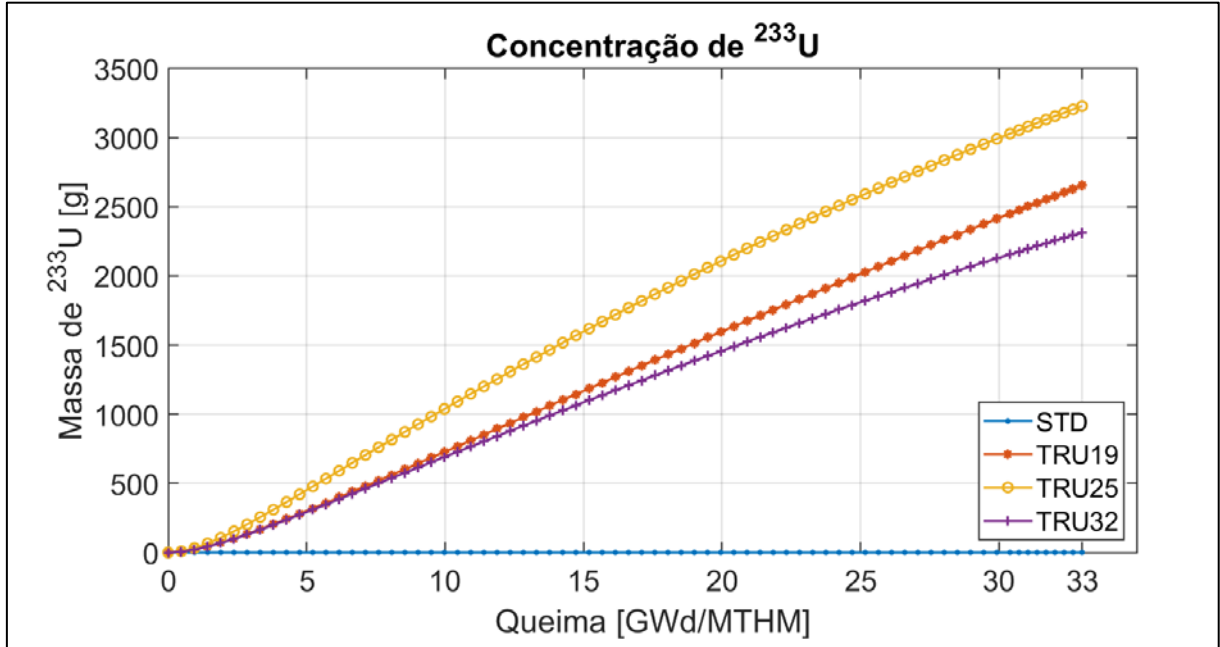
A evolução da criticalidade do núcleo durante a queima foi analisada em um período de 868,5 dias. A Figura 23 mostra a variação do  $k_{\text{inf}}$  dos núcleos estudados durante a queima, junto com o desvio Monte Carlo calculado pelo KENO-VI. É observado que o fator de multiplicação decresce com a queima, devido à redução da concentração de material físsil e aumento de produtos de fissão. Essa redução é mais acentuada no núcleo padrão do que nos núcleos TRU. Um dos fatores responsáveis por esse efeito, é a produção do isótopo físsil  $^{233}\text{U}$ , presente no ciclo do  $^{232}\text{Th}$ . Outro fator determinante é a maior presença de absorvedores de nêutrons, que retardam a queima dos isótopos físeis ajustados no início da queima. A Figura 24 apresenta a variação da massa de alguns nuclídeos calculada em relação ao final do ciclo e o BOL. Os resultados permitem inferir que a produção de  $^{233}\text{U}$  e a queima de  $^{239}\text{Pu}$  influenciam a criticalidade dos núcleos, fazendo com que o TRU25 apresente criticalidade maior durante a queima.

**Figura 23.** Evolução do  $k_{inf}$  durante a queima**Figura 24.** Variação da massa de alguns nuclídeos

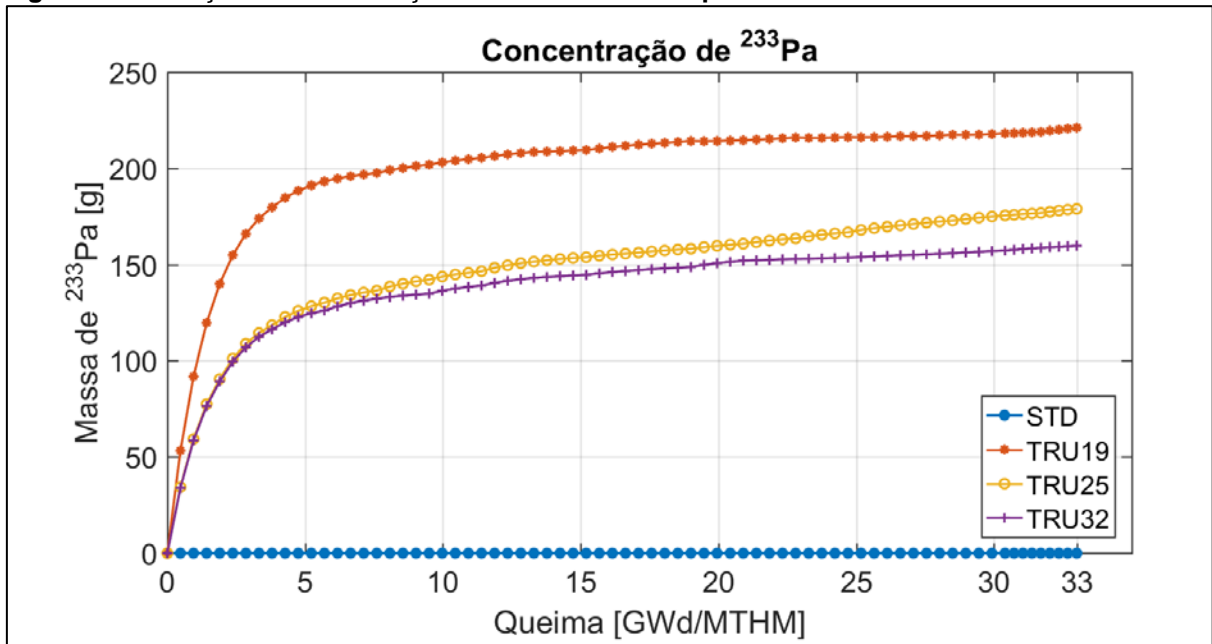
Na Figura 25 e na Figura 26 observa-se a evolução da concentração dos isótopos  $^{233}\text{U}$  e do  $^{233}\text{Pa}$ . Para todos os casos TRU, a concentração de  $^{233}\text{Pa}$  aumenta durante os primeiros dias de irradiação, mas se torna mais constante ao longo do tempo, devido à sua meia-vida de 27 dias. Pode-se notar que o TRU25 é capaz de produzir mais  $^{233}\text{U}$  em relação ao TRU19 e ao TRU25 dentro do ciclo de queima estudado. Este resultado pode ser explicado com base na quantidade de elementos combustíveis com TRU25 que foram introduzidos no núcleo. Em relação aos outros modelos, há

mais elementos com  $\text{UO}_2$  no núcleo TRU25 que contribuem com a fissão. Nos outros modelos, a contribuição do TRU é possivelmente maior que no TRU25.

**Figura 25.** Evolução da concentração de  $^{233}\text{U}$  durante a queima



**Figura 26.** Evolução da concentração de  $^{233}\text{Pa}$  durante a queima



A concentração, em gramas, de  $^{233}\text{U}$  é mostrada na Tabela 12. A produção de  $^{233}\text{U}$  nos núcleos TRU é suficiente para possibilitar a extensão da queima desse combustível, enquanto que no núcleo padrão a quantidade de  $^{233}\text{U}$  é desprezível.

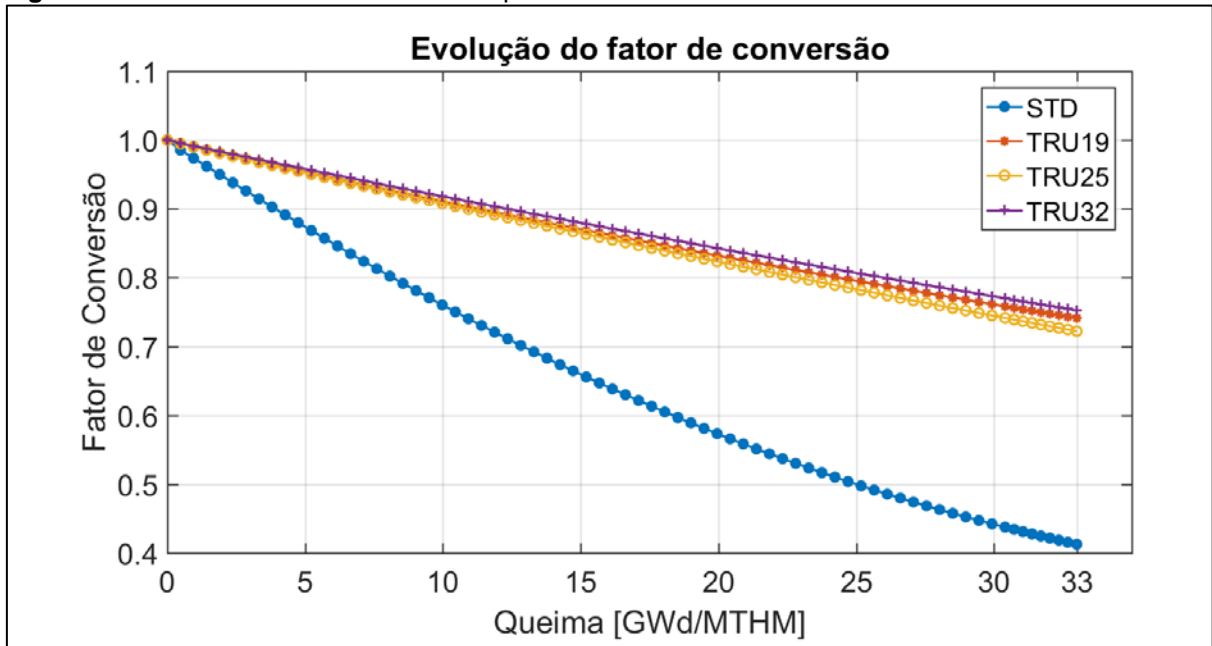
**Tabela 12. Massa de  $^{233}\text{U}$  ao final da queima**

<b>Modelo do núcleo</b>	<b>Massa de <math>^{233}\text{U}</math> ao final do ciclo[g]</b>
STD	3,76680e-04
TRU19	2,65400e+03
TRU25	3,22800e+03
TRU32	2,31300e+03

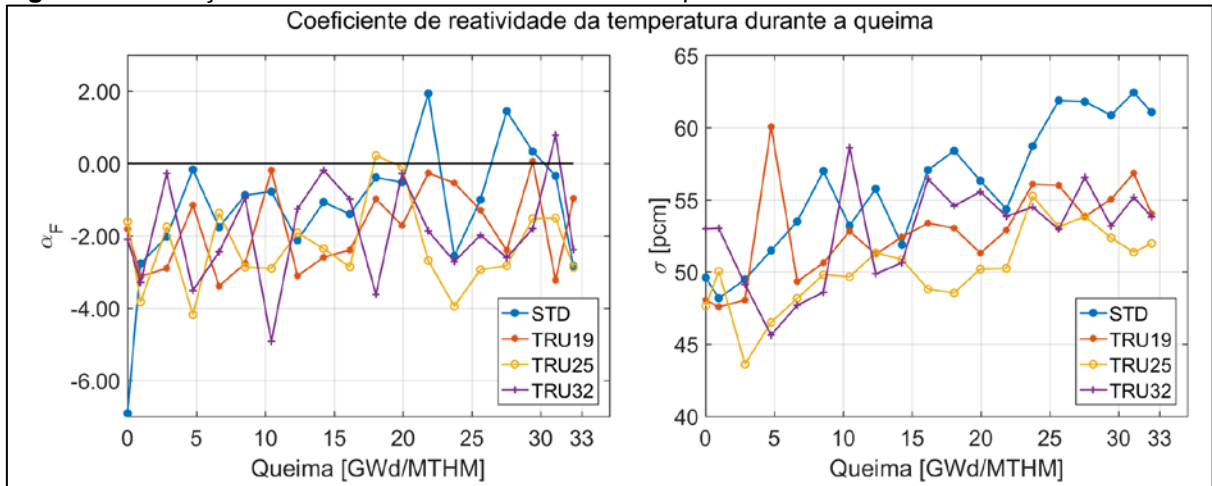
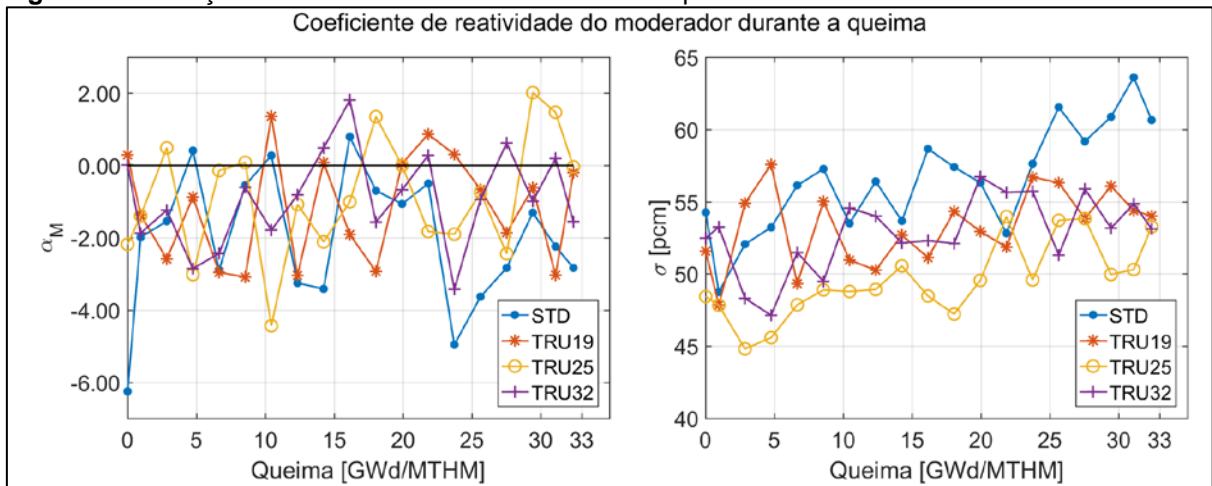
A taxa de conversão (CR – *Conversion Ratio*) é definida como a razão entre a concentração de material físsil no final da queima e no BOL. Este parâmetro pode ser usado para analisar o acúmulo de material físsil e é muito importante em reatores conversores e regeneradores. Apesar de o reator de Angra 2 não se enquadrar em nenhuma dessas características, a produção de material físsil devido à inserção de tório, faz com que a taxa de conversão desse reator se torne maior do que a de um PWR padrão, abastecido com  $\text{UO}_2$ . A CR foi calculada baseada nas concentrações inicial e final dos seguintes isótopos físséis:  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Am}$ , e  $^{244}\text{Cm}$ , de acordo com trabalhos já desenvolvidos (Monteiro F. , 2017). A taxa de conversão dos núcleos TRU são significativamente maiores que a do núcleo padrão, ficando entre 0,7 e 0,8 ao final da queima, como visto na Figura 27. O valor típico desse parâmetro para um combustível MOX é de cerca de 0,7 (Organisation for Economic Co-operation and Development, 2003), o que mostra ser mais viável o uso do combustível TRU para a geração de material físsil.



**Figura 27.** Fator de conversão durante a queima



Seguindo a análise de sensibilidade à temperatura, os coeficientes de reatividade da temperatura do combustível e do moderador, respectivamente  $\alpha_{TF}$  e  $\alpha_{TM}$ , foram obtidos durante um ciclo de queima. A evolução desses coeficientes, assim como o desvio padrão referente ao método Monte Carlo, são apresentados na Figura 28 e na Figura 29. Esses coeficientes flutuam durante todo o período de queima para todos os casos estudados, mantendo-se negativos durante quase toda a queima. O desvio padrão aumenta ligeiramente durante a queima, possivelmente pelo surgimento de vários produtos de fissão e actínidos instáveis, o que introduz mais incertezas no cálculo do valor do  $k_{inf}$ .

**Figura 28.** Evolução do coeficiente de reatividade da temperatura do combustível**Figura 29.** Evolução do coeficiente de reatividade da temperatura do moderador

## V. ANÁLISE DOS ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS

Neste capítulo, a análise se concentrará nos elementos combustíveis e na análise neutrônica usando o código NEWT para geração de seções de choque. Os cálculos que utilizam o código NEWT para o transporte foram realizados utilizando o módulo TRITON. Este módulo também foi utilizado para cálculos de queima, acoplando NEWT e ORIGEN-S.

### 5.1. Composição do combustível reprocessado diluído em tório nos elementos combustíveis

Para validação do modelo dos elementos utilizando o código NEWT, uma comparação entre os elementos padrão foi realizada utilizando o código KENO-VI. Na Tabela 13 encontram-se os resultados obtidos utilizando apenas os elementos com  $UO_2$  e sem veneno queimável, i.e., ELE01, ELE02 e ELE04. Diferenças menores que 1% são encontradas, o que pode ser explicado pelos diferentes métodos utilizados para o cálculo. Com o aumento da concentração de material físsil, as diferenças se tornam ligeiramente maiores, sugerindo uma correlação que pode ser estudada em trabalhos focados na análise de sensibilidade e incerteza.

**Tabela 13. Fator de multiplicação,  $k_{inf}$ , calculados com KENO-VI e NEWT para elementos padrão ( $UO_2$ )**

	KENO-VI	NEWT	Diferença
ELE01_U	$1,22773 \pm 0,00057$	1,22512	-0,21%
ELE02_U	$1,30480 \pm 0,00058$	1,30060	-0,32%
ELE04_U	$1,36360 \pm 0,00060$	1,35912	-0,33%

Na próxima etapa, os valores de concentração de material físsil nos combustíveis TRU foram obtidos com o código NEWT. Diversos cálculos foram realizados, com concentrações de TRU variando-se, até encontrar o  $k_{inf}$  que mais se aproxima dos elementos combustíveis padrão. Na Tabela 14, encontram-se os valores da concentração de material físsil e da concentração isotópica de cada caso. As porcentagens apresentadas na tabela indicam a concentração em peso de material físsil em cada elemento estudado.

**Tabela 14. Composição isotópica do combustível TRU usado em cada elemento (NEWT)**

Nuclídeo	Fração em peso (%)			Nuclídeo	Fração em peso (%)		
	ELE01 TRU 14%	ELE02 TRU 20,5%	ELE04 TRU 25%		ELE01 TRU 14%	ELE02 TRU 20,5%	ELE04 TRU 25%
Th-232	6,82E-01	5,91E-01	5,28E-01	Pu-246	7,58E-24	1,11E-23	1,35E-23
Np-235	3,20E-12	4,68E-12	5,71E-12	Am-241	6,95E-03	1,02E-02	1,24E-02
Np-236	7,44E-09	1,09E-08	1,33E-08	Am-242m	1,86E-05	2,73E-05	3,33E-05
Np-237	6,49E-03	9,51E-03	1,16E-02	Am-242	2,23E-10	3,26E-10	3,98E-10
Np-238	2,53E-12	3,71E-12	4,53E-12	Am-243	2,62E-03	3,83E-03	4,68E-03
Np-239	1,63E-09	2,38E-09	2,91E-09	Cm-241	1,15E-26	1,68E-26	2,05E-26
Pu-236	8,78E-09	1,29E-08	1,57E-08	Cm-242	1,51E-07	2,21E-07	2,70E-07
Pu-237	4,03E-21	5,90E-21	7,19E-21	Cm-243	8,01E-06	1,17E-05	1,43E-05
Pu-238	3,43E-03	5,03E-03	6,13E-03	Cm-244	6,03E-04	8,83E-04	1,08E-03
Pu-239	1,00E-01	1,47E-01	1,79E-01	Cm-245	3,18E-05	4,66E-05	5,68E-05
Pu-240	4,20E-02	6,16E-02	7,51E-02	Cm-246	4,09E-06	6,00E-06	7,31E-06
Pu-241	2,28E-02	3,34E-02	4,08E-02	Cm-247	4,50E-08	6,60E-08	8,05E-08
Pu-242	1,20E-02	1,75E-02	2,14E-02	Cm-248	2,63E-09	3,85E-09	4,70E-09
Pu-243	2,02E-18	2,96E-18	3,61E-18	Cm-250	1,43E-17	2,10E-17	2,56E-17
Pu-244	7,99E-07	1,17E-06	1,43E-06	O-16	1,20E-01	1,20E-01	1,20E-01

A Tabela 15 apresenta os valores do  $k_{inf}$  obtidos utilizando as concentrações isotópicas acima. Uma diferença de menos de 1% para cada caso demonstra uma boa aproximação para os combustíveis TRU que serão estudados.

**Tabela 15. Valores do  $k_{inf}$  para cada elemento combustível estudado**

Elemento	NEWT		
	UO <sub>2</sub>	TRU	Diferença
ELE01	1,22512	1,22603	0,07%
ELE02	1,30060	1,30450	0,30%
ELE04	1,35912	1,35619	-0,22%

## 5.2. Fração de nêutrons atrasados

A fração de nêutrons atrasados foi calculada em cada caso em condições de BOL. Na Tabela 16 encontram-se os valores obtidos para cada grupo de nêutrons atrasados. Já a Tabela 17 apresenta os valores das constantes de decaimento de cada grupo. Nota-se que a para todos os grupos e composições de combustível, a fração de nêutrons atrasados é consideravelmente menor nos casos utilizando o combustível TRU. Esse comportamento pode ser explicado pela influência majoritária do isótopo <sup>239</sup>Pu no combustível TRU. Para esse isótopo, tem-se um valor de  $\beta$  igual a 0,0022, na faixa térmica, que é bastante próximo aos valores obtidos.

**Tabela 16.  $\beta$  obtido em seis diferentes grupos de nêutrons atrasados para os diferentes combustíveis**

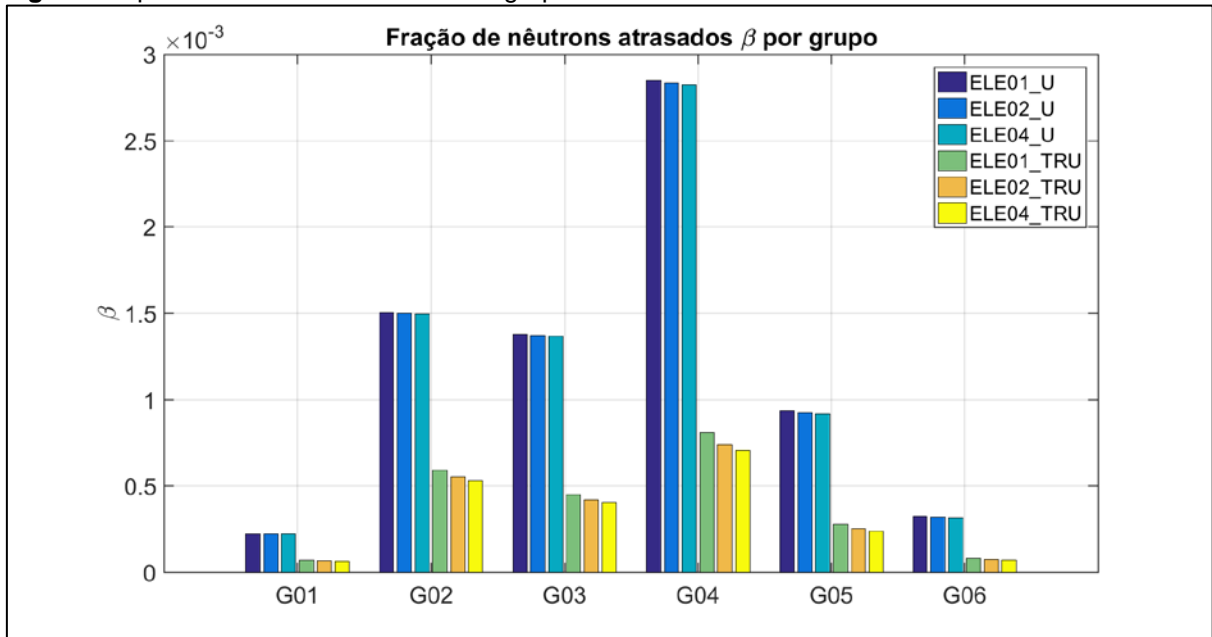
Faixas	ELE01		ELE02		ELE04	
	UO2	TRU	UO2	TRU	UO2	TRU
1	2,22132E-04	7,02032E-05	2,22474E-04	6,67111E-05	2,22848E-04	6,48902E-05
2	1,50321E-03	5,93028E-04	1,49904E-03	5,52468E-04	1,49540E-03	5,32692E-04
3	1,37970E-03	4,50765E-04	1,37350E-03	4,20678E-04	1,36835E-03	4,05686E-04
4	2,84788E-03	8,10498E-04	2,83447E-03	7,42117E-04	2,82442E-03	7,06880E-04
5	9,34094E-04	2,77607E-04	9,24720E-04	2,52163E-04	9,18126E-04	2,38992E-04
6	3,25877E-04	8,10102E-05	3,20964E-04	7,45471E-05	3,16728E-04	7,11956E-05
TOTAL	7,21289E-03	2,28311E-03	7,17517E-03	2,10868E-03	7,14587E-03	2,02034E-03

**Tabela 17. Constante de decaimento  $\lambda$  para cada grupo**

Faixas	ELE01		ELE02		ELE04	
	UO2	TRU	UO2	TRU	UO2	TRU
1	1,24638E-02	1,05744E-02	1,02055E-02	1,24653E-02	1,00429E-02	1,24681E-02
2	3,06674E-02	2,51678E-02	2,43516E-02	3,06791E-02	2,39944E-02	3,06942E-02
3	1,12803E-01	1,05645E-01	1,02712E-01	1,12764E-01	1,01468E-01	1,12757E-01
4	3,04794E-01	2,69834E-01	2,60711E-01	3,04740E-01	2,56706E-01	3,04756E-01
5	1,17208E+00	9,75122E-01	9,52471E-01	1,17486E+00	9,43279E-01	1,17833E+00
6	3,12252E+00	2,42353E+00	2,38531E+00	3,13131E+00	2,37200E+00	3,14252E+00

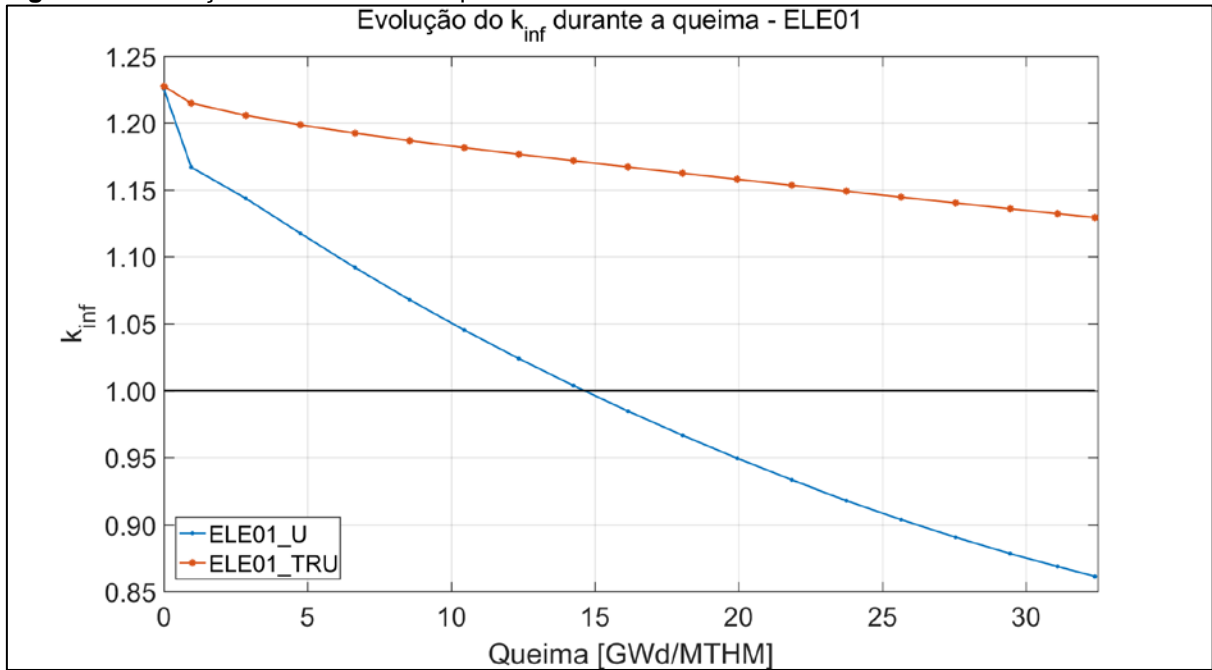
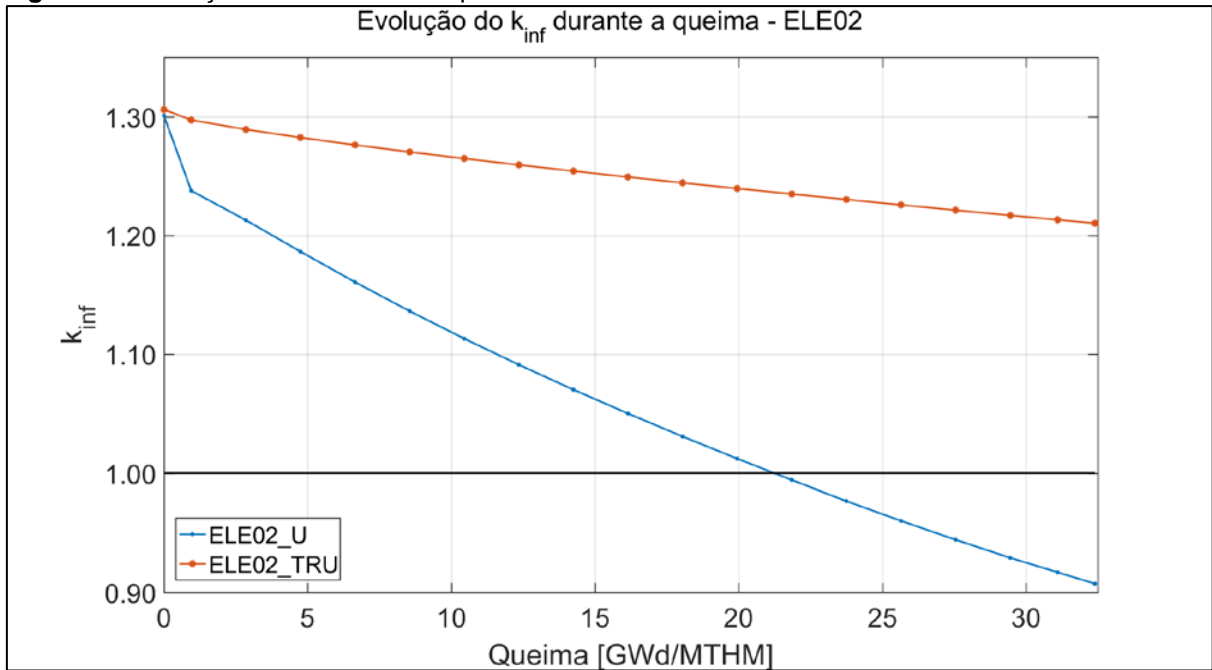
A Figura 30 apresenta a fração de nêutrons atrasados para cada grupo nos elementos combustíveis estudados. É notável a diferença entre o combustível padrão e o TRU. Essa diferença sugere maior dificuldade de controle quando o combustível TRU é utilizado. Os nêutrons atrasados influenciam no tempo de resposta do reator e, durante um transiente, um valor mais alto representa uma maior margem de segurança, especialmente quando há inserção de reatividade positiva. Para pequenas inserções de reatividade, o período do reator é determinado pela vida-média dos nêutrons, incluindo os nêutrons atrasados. Além disso, cada constante de decaimento dos precursores é significativamente menor nos combustíveis TRU do elemento ELE01, o que sugere uma forte variação no período do reator e tempo de resposta.

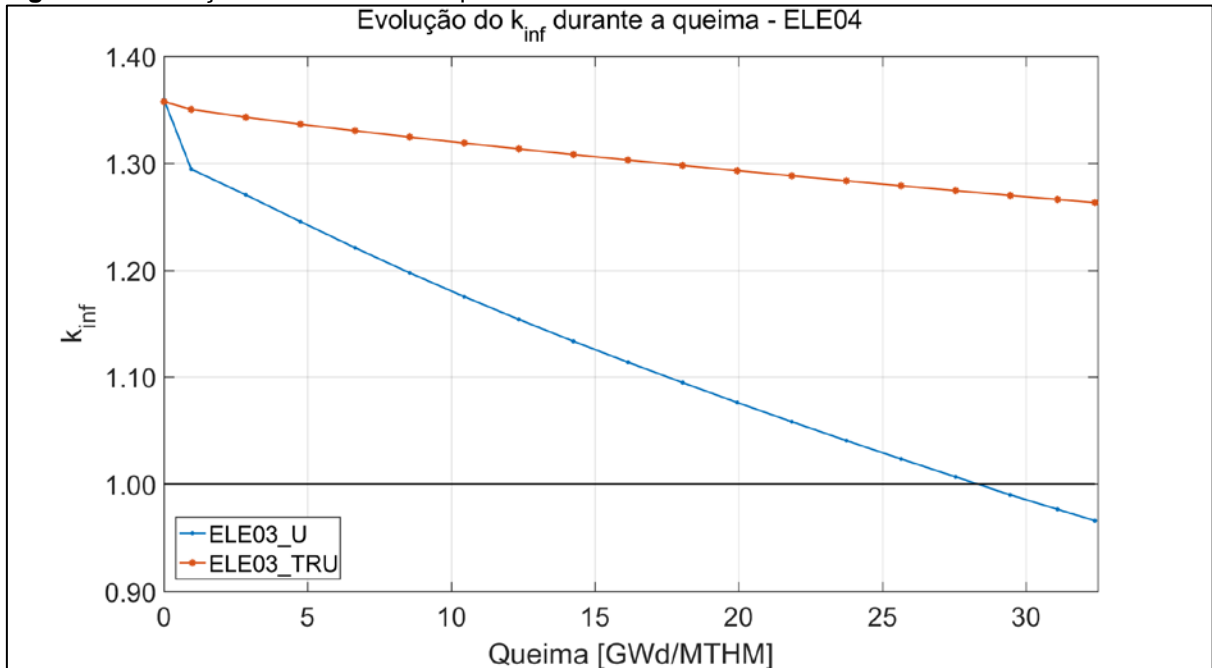
**Figura 30.**  $\beta$  calculado em seis diferentes grupos usando diferentes combustíveis



### 5.3. Cálculos de queima

Nos cálculos de queima dos elementos combustíveis, foram analisados os valores do  $k_{inf}$  e das frações de nêutrons atrasados durante um ciclo de 868,5 dias. A Figura 31, a Figura 32 e a Figura 33 apresentam a evolução do  $k_{inf}$  para os elementos padrão e TRU em cada um dos casos. Assim como nos casos anteriores, o  $k_{inf}$  decresce mais lentamente nos casos TRU, devido à produção de  $^{233}\text{U}$ .

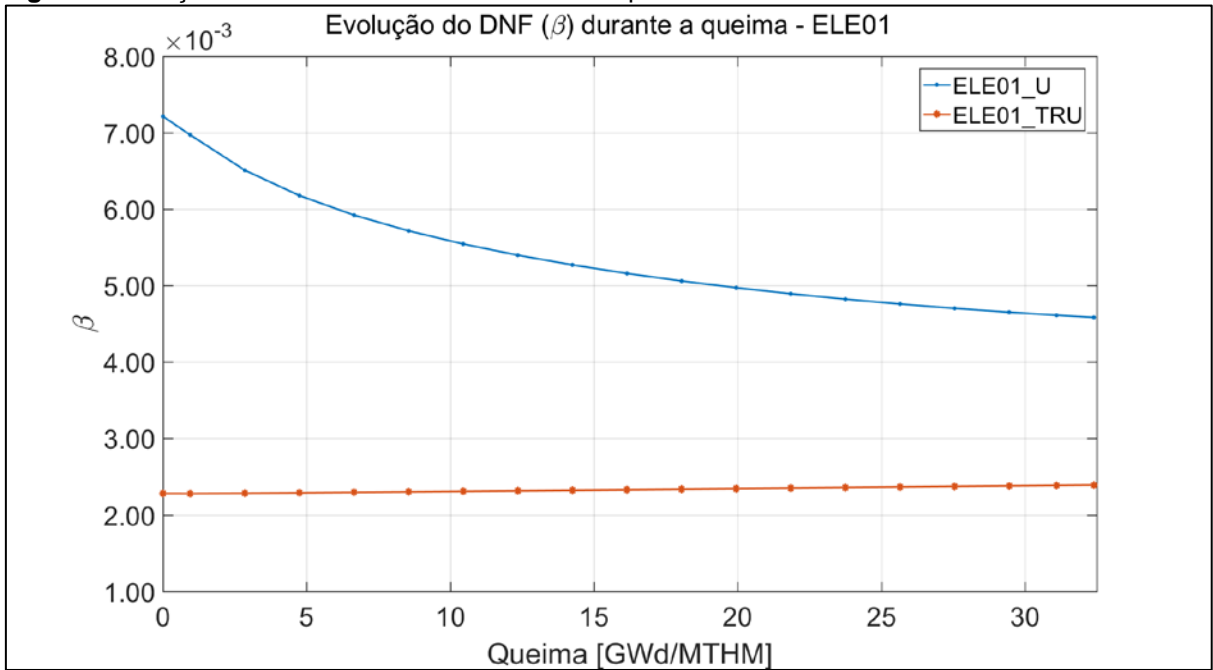
**Figura 31.** Evolução do  $k_{inf}$  durante a queima do combustível ELE01**Figura 32.** Evolução do  $k_{inf}$  durante a queima do combustível ELE02

**Figura 33.** Evolução do  $k_{inf}$  durante a queima do combustível ELE04

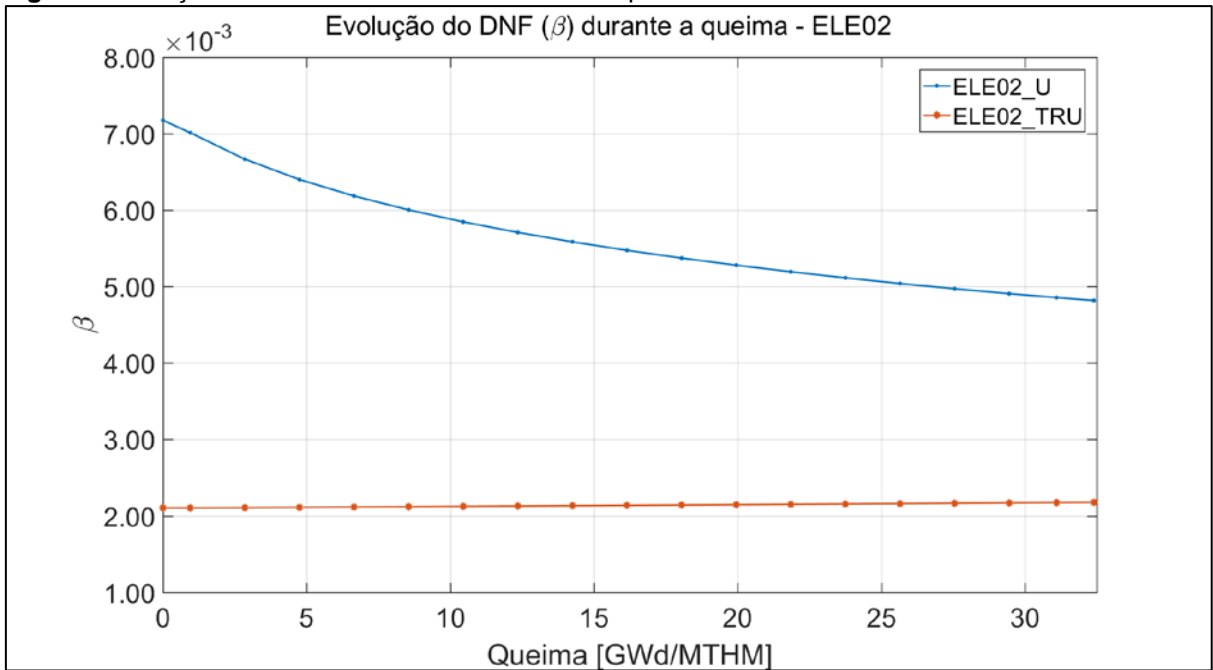
Já a Figura 34, a Figura 35 e a Figura 36 apresentam a evolução da fração de nêutrons atrasados durante a queima. Para os combustíveis TRU, os valores se mantêm praticamente constantes durante a queima, sofrendo um leve aumento. Possivelmente devido ao fato da produção de  $^{233}\text{U}$ , que possui um valor típico para  $\beta$  igual a 0,0026, que é ligeiramente maior que os valores apresentados na Tabela 16. No caso do combustível padrão, a fração de nêutrons atrasados decresce rapidamente até se estabilizar no final do ciclo.

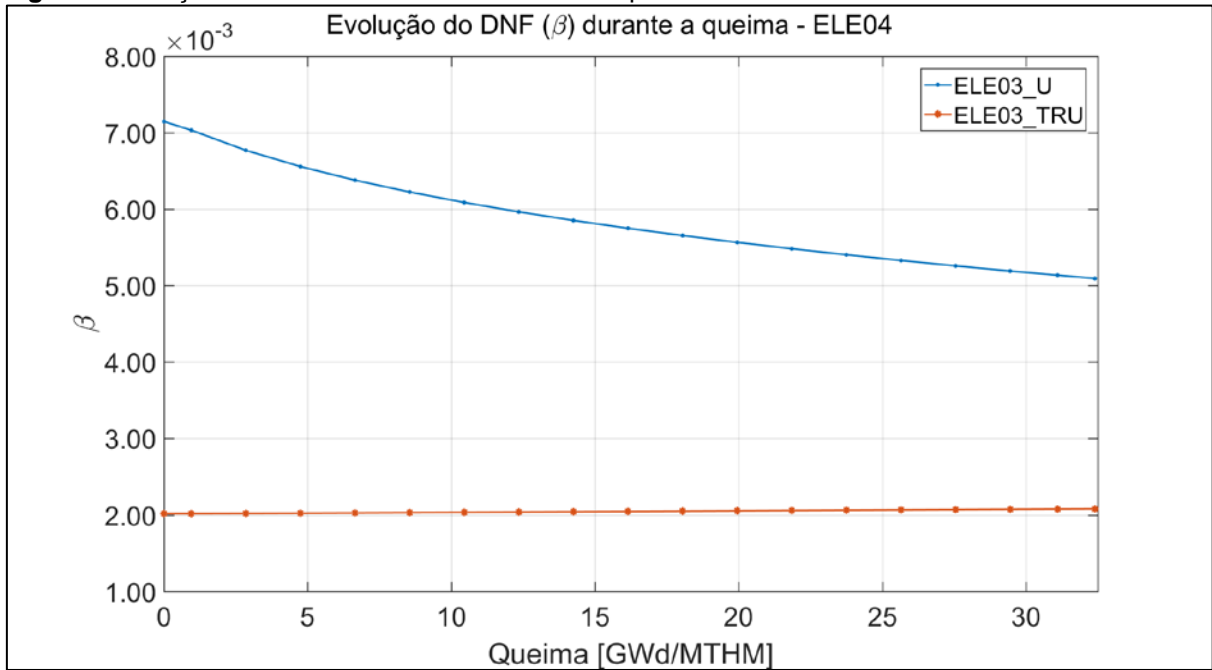


**Figura 34.** Fração de nêutrons atrasados durante a queima do elemento ELE01



**Figura 35.** Fração de nêutrons atrasados durante a queima do elemento ELE02



**Figura 36.** Fração de nêutrons atrasados durante a queima do elemento ELE04

## VI. ANÁLISE DE SUPERCÉLULA

Nesta parte do trabalho, foi realizada uma modelagem e análise de supercélulas, para também se observar a influência da inserção do combustível TRU em um elemento combustível juntamente com sua imediata vizinhança.

### 6.1. Análise do $k_{inf}$ e DNF das supercélulas

Inicialmente comparou-se as supercélulas padrão com as supercélulas com combustível TRU (substituindo o combustível enriquecido em 2,5%) no BOL, em termos do  $k_{inf}$  e do DNF. Em seguida, foram realizados cálculos de queima durante um ciclo, de acordo com a Tabela 5. Esses parâmetros foram analisados e comparados para as supercélulas padrão e TRU, tanto no BOL quanto no EOL. Na Tabela 18 o  $k_{inf}$  para os casos estudados é apresentado. Com o combustível fresco, os valores obtidos são comparáveis. Isso era esperado, uma vez utilizou-se a mesma concentração de tório que foi usada na análise no elemento, em que a composição dos combustíveis foi ajustada para que o valor do  $k_{inf}$  usando TRU fosse próximo ao padrão. Já no EOL, como esperado, os valores para os casos TRU são mais elevados que no padrão.

**Tabela 18.  $k_{inf}$  para as supercélulas 01 e 02**

	BOL		EOL	
	Padrão	TRU	Padrão	TRU
SC01	1,28318898	1,28562939	0,89678929	1,06087718
SC02	1,31821165	1,31660380	0,92107363	1,06314226

Na Tabela 19 e na Tabela 20 são apresentadas as frações de nêutrons atrasados no BOL e EOL da supercélula 01. Enquanto na Tabela 21 e na Tabela 22, são apresentadas as frações de nêutrons atrasados no BOL e EOL da supercélulas 02. O que se observa é que nos elementos substituídos, os valores se diferem em uma ordem de grandeza, enquanto nos elementos que se mantiveram, a diferença é pequena, tanto no BOL quanto no EOL. A análise nesta etapa é similar à anterior, em que a presença do isótopo  $^{239}\text{Pu}$  exerce influência nos valores obtidos.

**Tabela 19. Fração de nêutrons atrasados da supercélula 01 no BOL**

Grupo	ELE01		ELE02		ELE04	
	UO2	TRU	UO2	TRU	UO2	TRU
1	2,22261E-04	2,22326E-04	2,22585E-04	6,72095E-05	2,22973E-04	2,22981E-04
2	1,50589E-03	1,50854E-03	1,50133E-03	5,72136E-04	1,49791E-03	1,49805E-03
3	1,38484E-03	1,38971E-03	1,37789E-03	4,33052E-04	1,37317E-03	1,37344E-03
4	2,86404E-03	2,87866E-03	2,84828E-03	7,65305E-04	2,83962E-03	2,84050E-03
5	9,47388E-04	9,59228E-04	9,36087E-04	2,61030E-04	9,30649E-04	9,31378E-04
6	3,29224E-04	3,32500E-04	3,23828E-04	7,63732E-05	3,19866E-04	3,20043E-04
TOTAL	7,253643E-03	7,290964E-03	7,210000E-03	2,175106E-03	7,184188E-03	7,186392E-03

**Tabela 20. Fração de nêutrons atrasados da supercélula 01 no EOL**

Grupo	ELE01		ELE02		ELE04	
	UO2	TRU	UO2	TRU	UO2	TRU
1	1,08679E-04	1,20914E-04	1,17035E-04	8,00966E-05	1,22691E-04	1,37948E-04
2	1,01175E-03	1,04985E-03	1,04391E-03	5,76886E-04	1,06688E-03	1,11483E-03
3	8,71246E-04	9,13893E-04	9,04603E-04	4,51109E-04	9,28675E-04	9,77354E-04
4	1,76419E-03	1,84860E-03	1,83431E-03	7,89235E-04	1,88707E-03	1,98012E-03
5	7,36279E-04	7,42631E-04	7,45487E-04	2,67105E-04	7,55243E-04	7,50602E-04
6	2,28257E-04	2,38469E-04	2,33819E-04	7,88026E-05	2,37717E-04	2,44268E-04
TOTAL	4,720401E-03	4,914357E-03	4,879164E-03	2,243234E-03	4,998276E-03	5,205122E-03

**Tabela 21. Fração de nêutrons atrasados da supercélula 02 no BOL**

Grupo	ELE01		ELE02		ELE04	
	UO2	TRU	UO2	TRU	UO2	TRU
1	2,22261E-04	2,22329E-04	2,22606E-04	6,70945E-05	2,23000E-04	2,23051E-04
2	1,50548E-03	1,50826E-03	1,50130E-03	5,70448E-04	1,49786E-03	1,49881E-03
3	1,38412E-03	1,38922E-03	1,37791E-03	4,31831E-04	1,37316E-03	1,37501E-03
4	2,86201E-03	2,87731E-03	2,84861E-03	7,62634E-04	2,83994E-03	2,84581E-03
5	9,45780E-04	9,58168E-04	9,36428E-04	2,59967E-04	9,31004E-04	9,35853E-04
6	3,28725E-04	3,32155E-04	3,23805E-04	7,61651E-05	3,19813E-04	3,21010E-04
TOTAL	7,248376E-03	7,287442E-03	7,210659E-03	2,168140E-03	7,184777E-03	7,199544E-03

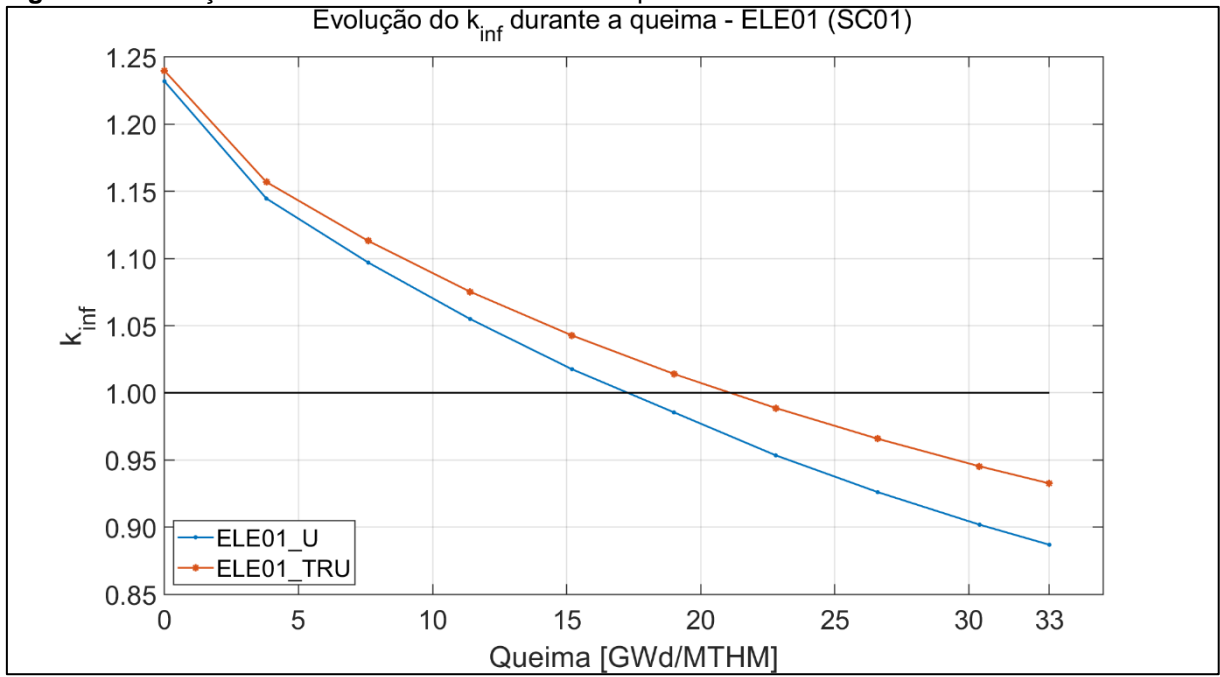
**Tabela 22. Fração de nêutrons atrasados da supercélula 02 no EOL**

Grupo	ELE01		ELE02		ELE04	
	UO2	TRU	UO2	TRU	UO2	TRU
1	1,13300E-04	1,17542E-04	1,20263E-04	8,08596E-05	1,25937E-04	1,40675E-04
2	1,02631E-03	1,03824E-03	1,05441E-03	5,77502E-04	1,07746E-03	1,12881E-03
3	8,86466E-04	9,01325E-04	9,15783E-04	4,52426E-04	9,39814E-04	9,94300E-04
4	1,79314E-03	1,82339E-03	1,85637E-03	7,91263E-04	1,90914E-03	2,01977E-03
5	7,35695E-04	7,40019E-04	7,46442E-04	2,67856E-04	7,56056E-04	7,66803E-04
6	2,31026E-04	2,35591E-04	2,35962E-04	7,89046E-05	2,39665E-04	2,50383E-04
TOTAL	4,785937E-03	4,856107E-03	4,929230E-03	2,248811E-03	5,048072E-03	5,300741E-03

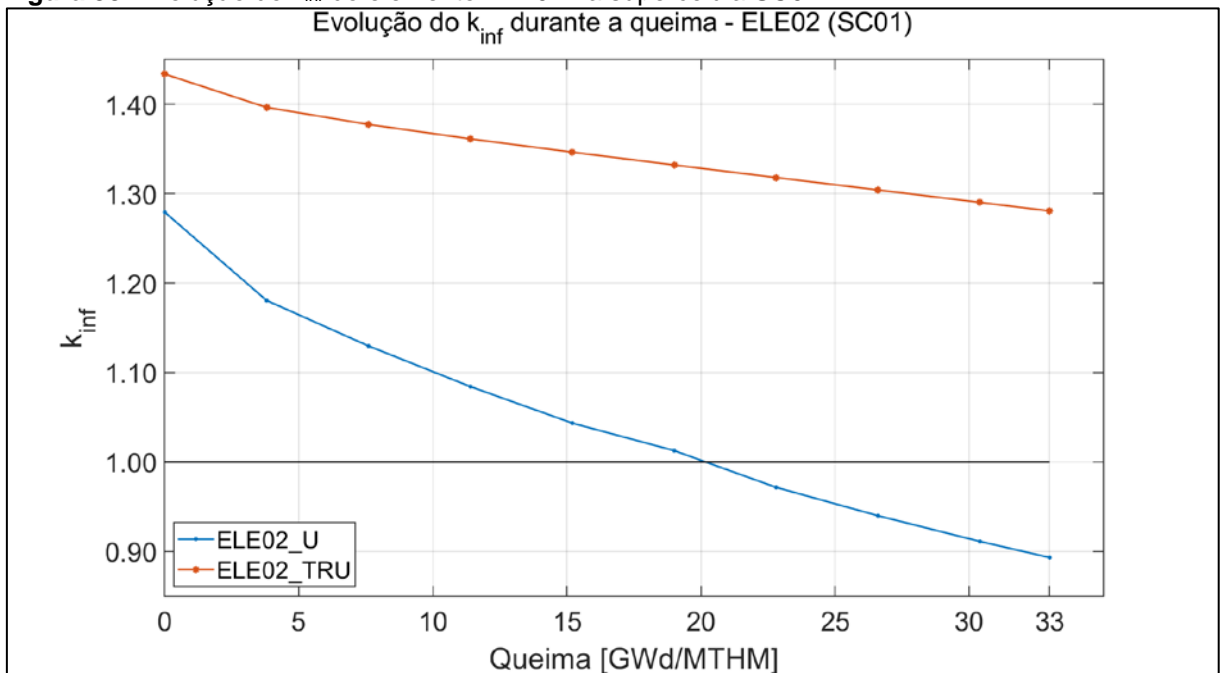
Da Figura 37 à Figura 39, a evolução do  $k_{inf}$  dos elementos na supercélulas SC01 é apresentada. É observado que a presença do combustível TRU reduz a queima dos

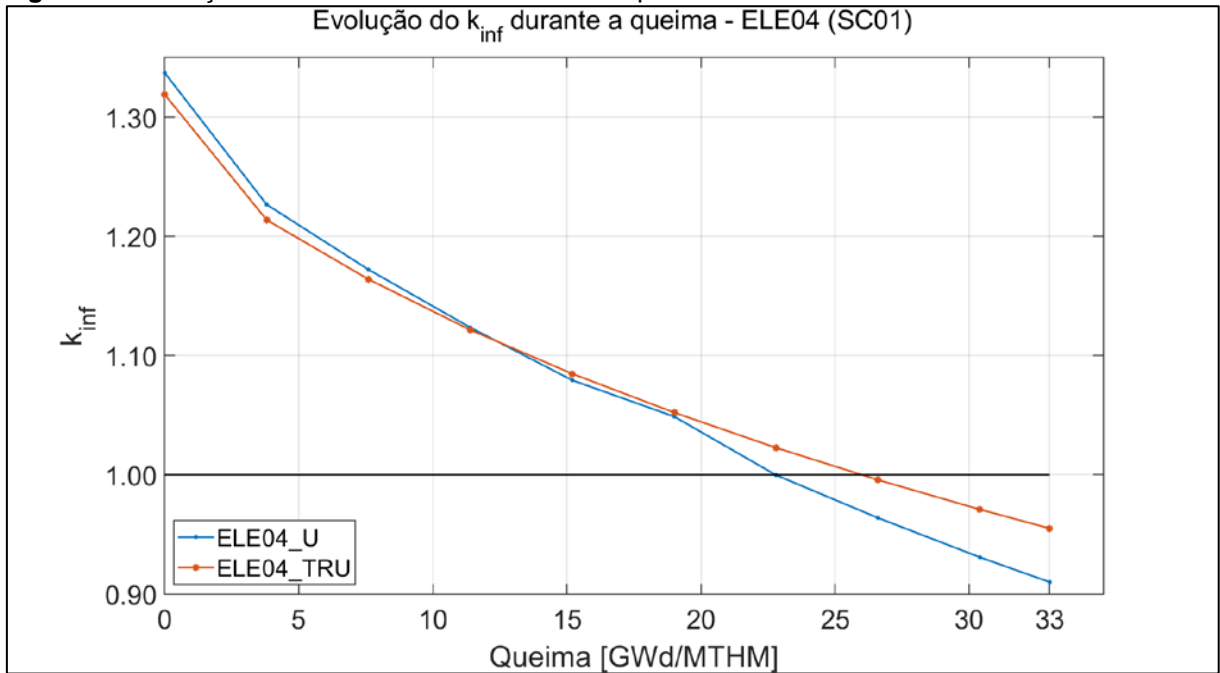
elementos vizinhos, o que pode ser explicado pela absorção neutrônica dos núclídeos presentes na matriz do combustível reprocessado.

**Figura 37.** Evolução do  $k_{inf}$  do elemento ELE01 na supercélula SC01



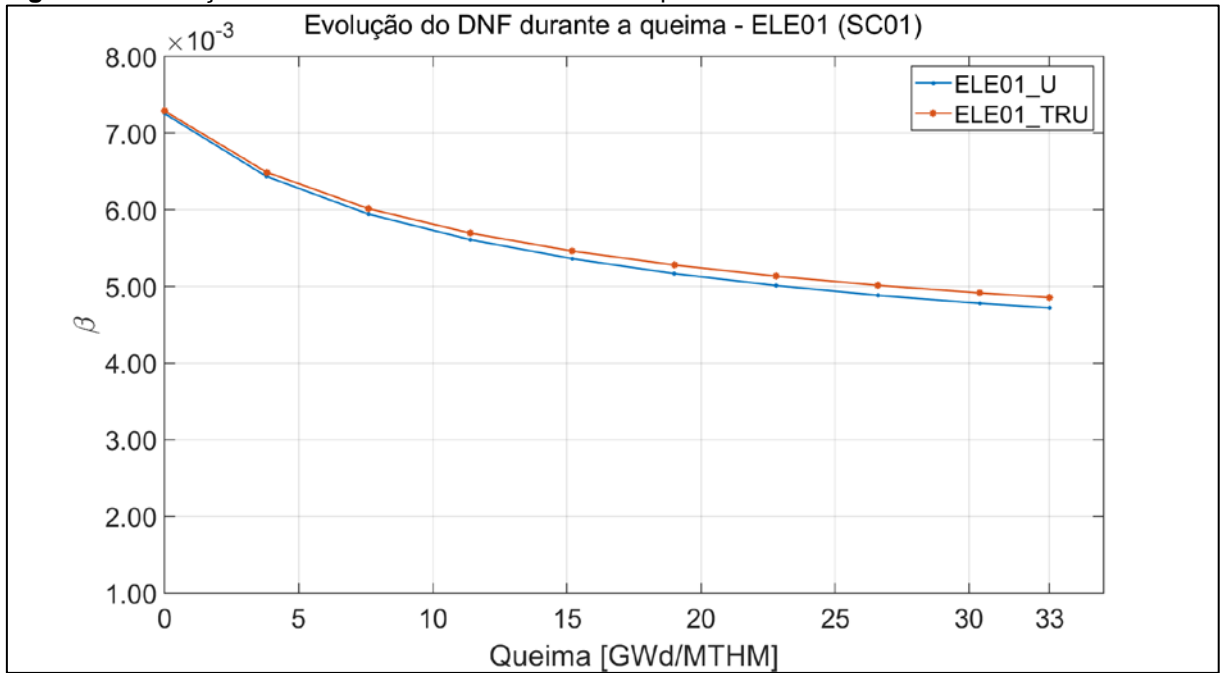
**Figura 38.** Evolução do  $k_{inf}$  do elemento ELE02 na supercélula SC01



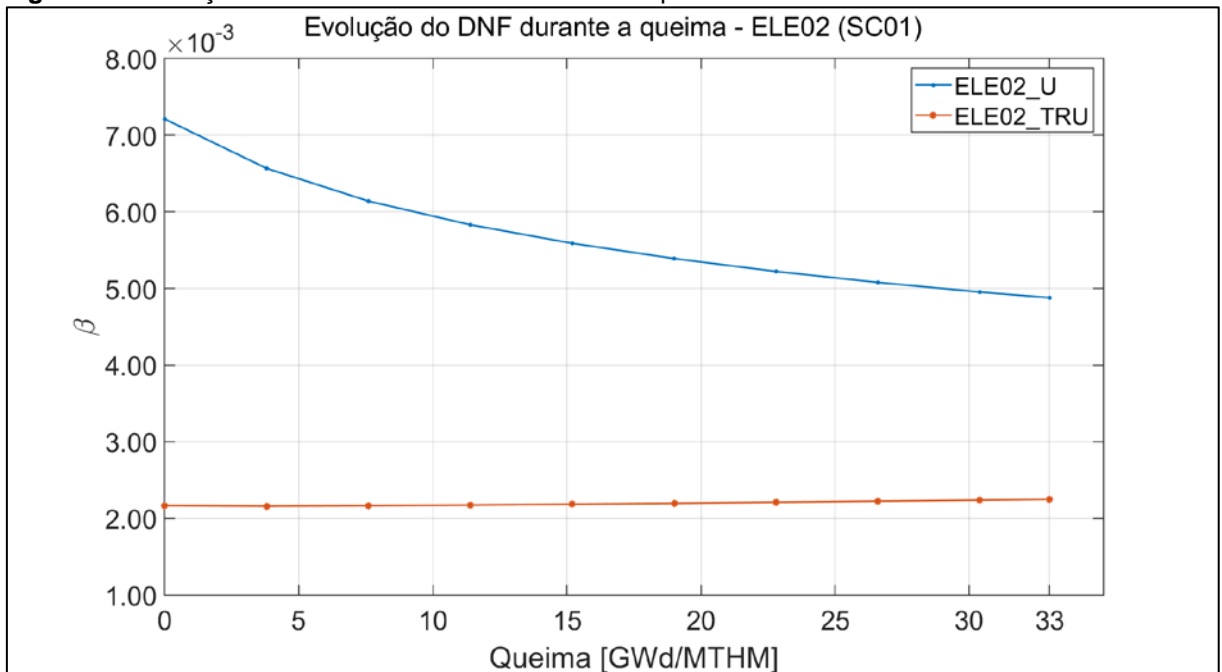
**Figura 39.** Evolução do  $k_{inf}$  do elemento ELE04 na supercélula SC01

Da Figura 40 à Figura 42, apresenta-se a evolução da fração de nêutrons atrasados dos elementos na supercélula SC01. Como já notado com os valores na Tabela 20, a diferença entre os elementos com TRU é bastante elevada, devido às diferentes composições isotópicas dos materiais físséis, especialmente o  $^{239}\text{Pu}$  e o  $^{233}\text{U}$ .

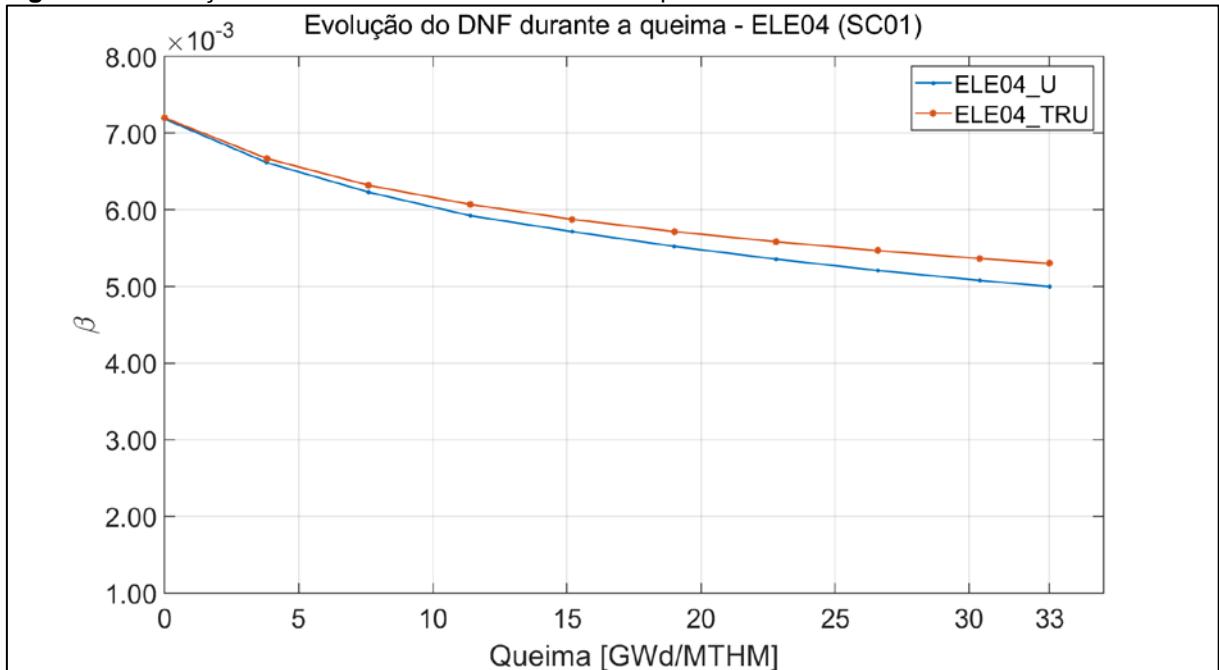
**Figura 40.** Evolução do DNF do elemento ELE01 na supercélula SC01



**Figura 41.** Evolução do DNF do elemento ELE02 na supercélula SC01



**Figura 42.** Evolução do DNF do elemento ELE04 na supercélula SC01



Os resultados da análise desse capítulo, juntamente com as análises dos capítulos anteriores, sugerem que o núcleo do PWR deve ser reavaliado com a introdução do combustível TRU. As seções de choque de absorção dos núclídeos presentes nesse combustível e a capacidade de manter a criticalidade do reator suficiente alta durante a queima são indicativos de que não é necessária a presença de veneno queimável. Dessa forma, no próximo capítulo se estudará o núcleo com TRU em que as varetas de IFBA foram retiradas.



## VII. MODELAMENTO DO NÚCLEO PROPOSTO

Nos capítulos anteriores os resultados sugerem que o combustível TRU permite a remoção das varetas de IFBA, devido ao fato de que a matriz desse combustível proposto contém material considerado absorvedor de nêutrons, tornando neutronicamente redundante o uso de veneno queimável. O núcleo contendo TRU, então, foi reavaliado levando em consideração esses resultados. Nesse capítulo se apresentará análises neutrônicas para o núcleo alterado, ainda tendo como base o fator de multiplicação infinito,  $k_{inf}$ , do núcleo padrão. Assim como no Capítulo IV, empregou-se o código KENO-VI, dentro do módulo CSAS6 para a realização dos cálculos computacionais.

### 7.1. Composição do combustível TRU no núcleo proposto

Nesta etapa do trabalho, todas as varetas de IFBA foram removidas dos núcleos modelados com o combustível TRU e em seu lugar foram inseridas varetas de combustível de acordo com o enriquecimento do elemento em que elas pertenciam. Na prática isso significa que as varetas de IFBA nos elementos contendo  $UO_2$  enriquecido em 2,5% foram substituídas por varetas contendo  $UO_2$  enriquecido em 2,5%, igualmente com os elementos contendo  $UO_2$  enriquecido em 3,2% e para os elementos contendo o combustível TRU proposto

A metodologia de inserção do combustível TRU seguiu os critérios apresentados na Sessão 4.1. Utilizando o  $k_{inf}$  do núcleo padrão como base, o combustível TRU foi inserido no núcleo de forma a substituir o combustível  $UO_2$  com mesmo enriquecimento. Isto é, foram modelados três núcleos: um núcleo com o combustível TRU substituindo todo o  $UO_2$  enriquecido em 1,9%, um núcleo em que todo o  $UO_2$  enriquecido em 2,5% foi substituído pelo TRU, e um terceiro núcleo em que o  $UO_2$  enriquecido em 3,2% foi substituído pelo TRU. Com a reavaliação do núcleo, obteve-se composições do combustível TRU, de forma que o  $k_{inf}$  tenha um valor aproximado do  $k_{inf}$  do núcleo padrão. De forma a destacar os diferentes núcleos com TRU, adotou-se os códigos TRU19\_N, TRU25\_N e TRU32\_N, correspondendo aos núcleos TRU19, TRU25 e TRU32. Como se pode notar na Tabela 23 a concentração

de material físsil nos combustíveis TRU foi reduzida quando comparada aos casos do núcleo com as varetas de IFBA. Da Tabela 24 à Tabela 26 encontram-se as composições isotópicas para esses casos. Com a composição isotópica dos combustíveis TRU, os núcleos foram reanalisados na sessão seguinte.

**Tabela 23. Valores do  $k_{inf}$  nos núcleos propostos**

Modelo do núcleo	Concentração de material físsil (%)	$k_{inf}$
Padrão	1,9 / 2,5 / 3,2	1,25561 ± 0,00048
TRU19_N	<b>2,0</b> / 2,5 / 3,2	1,25415 ± 0,00045
TRU25_N	1,9 / <b>15,0</b> / 3,2	1,25704 ± 0,00043
TRU32_N	1,9 / 2,5 / <b>12,0</b>	1,25523 ± 0,00043

**Tabela 24. Composição isotópica do combustível TRU (2,0% em material físsil) usado no TRU19\_N**

Isótopo	Fração em peso (%)	Isótopo	Fração em peso (%)
Th-232	8,50781E-01	Pu-246	1,08135E-24
Np-235	4,56505E-13	Am-241	9,92556E-04
Np-236	1,06249E-09	Am-242m	2,65704E-06
Np-237	9,27150E-04	Am-242	3,17841E-11
Np-238	3,61568E-13	Am-243	3,73602E-04
Np-239	2,32292E-10	Cm-241	1,63620E-27
Pu-236	1,25402E-09	Cm-242	2,15538E-08
Pu-237	5,74643E-22	Cm-243	1,14399E-06
Pu-238	4,89720E-04	Cm-244	8,60805E-05
Pu-239	1,43236E-02	Cm-245	4,54002E-06
Pu-240	6,00120E-03	Cm-246	5,84358E-07
Pu-241	3,25537E-03	Cm-247	6,42794E-09
Pu-242	1,70977E-03	Cm-248	3,75338E-10
Pu-243	2,88737E-19	Cm-250	2,04301E-18
Pu-244	1,14079E-07	O-16	1,21051E-01

**Tabela 25. Composição isotópica do combustível TRU (15% em material físsil) usado no TRU25\_N**

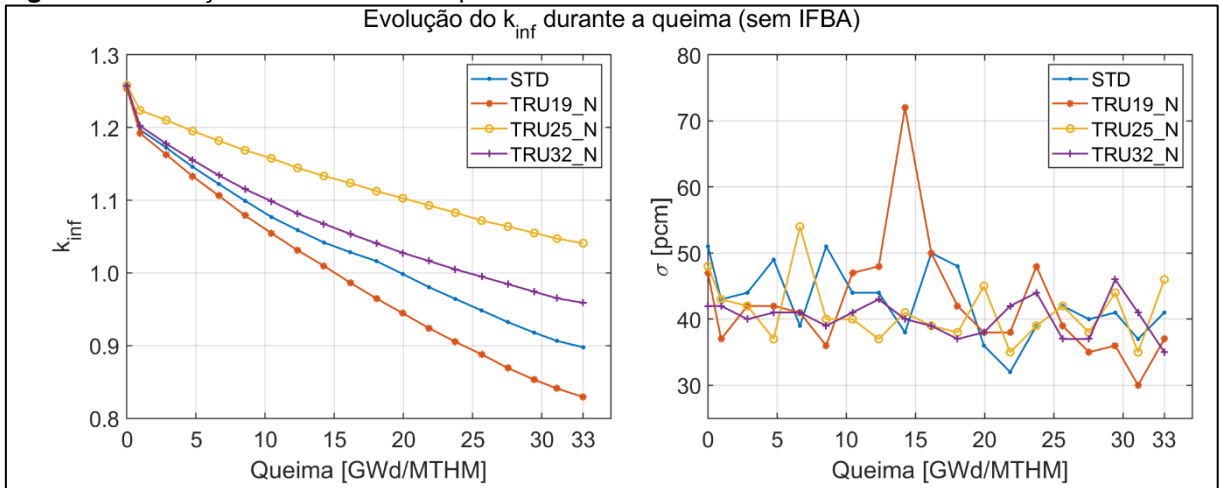
Isótopo	Fração em peso (%)	Isótopo	Fração em peso (%)
Th-232	6,68229E-01	Pu-246	8,11668E-24
Np-235	3,42656E-12	Am-241	7,45020E-03
Np-236	7,97510E-09	Am-242m	1,99439E-05
Np-237	6,95926E-03	Am-242	2,38574E-10
Np-238	2,71396E-12	Am-243	2,80429E-03
Np-239	1,74361E-09	Cm-241	1,22815E-26
Pu-236	9,41280E-09	Cm-242	1,61785E-07
Pu-237	4,31332E-21	Cm-243	8,58691E-06
Pu-238	3,67588E-03	Cm-244	6,46127E-04
Pu-239	1,07514E-01	Cm-245	3,40777E-05
Pu-240	4,50455E-02	Cm-246	4,38624E-06
Pu-241	2,44350E-02	Cm-247	4,82487E-08
Pu-242	1,28337E-02	Cm-248	2,81732E-09
Pu-243	2,16728E-18	Cm-250	1,53350E-17
Pu-244	8,56289E-07	O-16	1,20339E-01

**Tabela 26. Composição isotópica do combustível TRU (12% em material físsil) usado no TRU32\_N**

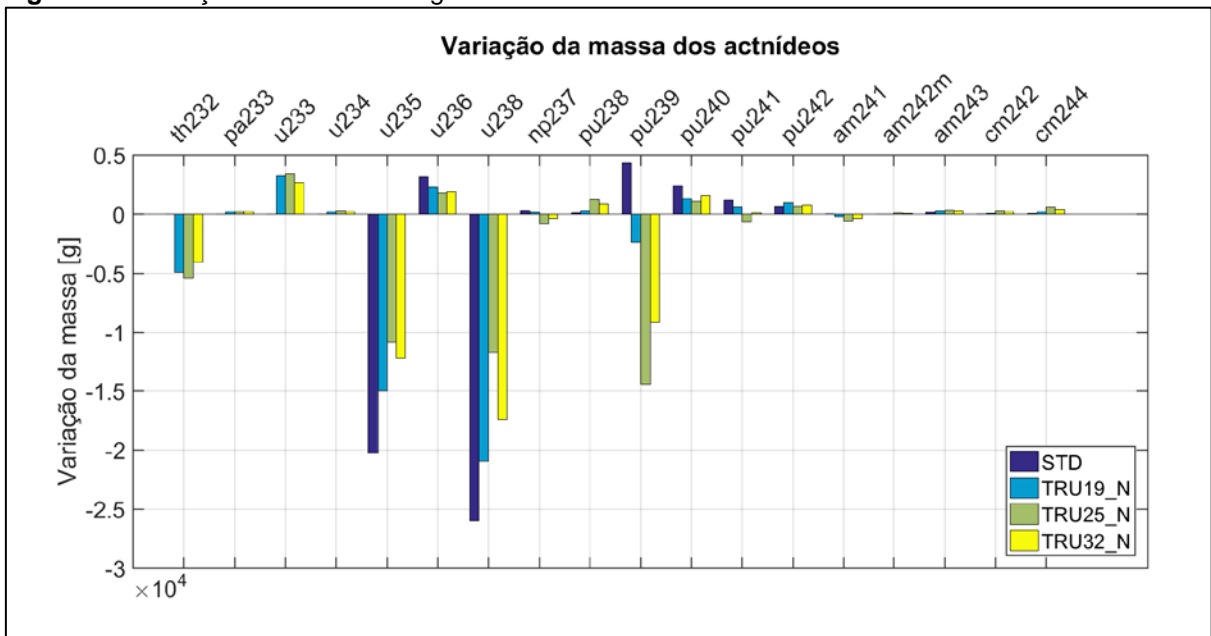
<b>Isótopo</b>	<b>Fração em peso (%)</b>	<b>Isótopo</b>	<b>Fração em peso (%)</b>
Th-232	7,10383E-01	Pu-246	6,49213E-24
Np-235	2,74074E-12	Am-241	5,95905E-03
Np-236	6,37889E-09	Am-242m	1,59522E-05
Np-237	5,56637E-03	Am-242	1,90823E-10
Np-238	2,17076E-12	Am-243	2,24301E-03
Np-239	1,39462E-09	Cm-241	9,82334E-27
Pu-236	7,52883E-09	Cm-242	1,29404E-07
Pu-237	3,45001E-21	Cm-243	6,86824E-06
Pu-238	2,94015E-03	Cm-244	5,16805E-04
Pu-239	8,59952E-02	Cm-245	2,72571E-05
Pu-240	3,60296E-02	Cm-246	3,50834E-06
Pu-241	1,95444E-02	Cm-247	3,85917E-08
Pu-242	1,02650E-02	Cm-248	2,25343E-09
Pu-243	1,73350E-18	Cm-250	1,22657E-17
Pu-244	6,84903E-07	O-16	1,20503E-01

## 7.2. Análise da queima do combustível TRU no núcleo proposto

De forma similar à análise prévia, observou-se a evolução do fator de multiplicação neutrônico durante a queima para os núcleos estudados. Os parâmetros de queima não foram alterados, i.e., o núcleo em HFP durante um ciclo de 868,5 dias para um total de 33,003 GWd/MTHM. Na Figura 43 é possível perceber que ao final da queima, apenas o núcleo TRU19\_N apresentou valores de criticalidade menores que o núcleo padrão. Este resultado pode ser explicado pela presença de absorvedores introduzidos não sendo compensados pela quantidade de material físsil (2%) nesse combustível. Novamente, as diferenças observadas entre os núcleos com combustível reprocessado podem ser explicadas pela quantidade desse combustível inserida no núcleo. O TRU\_25\_N contém menos material absorvedor e maior quantidade de UO<sub>2</sub> enriquecido (1,9% e 3,2%).

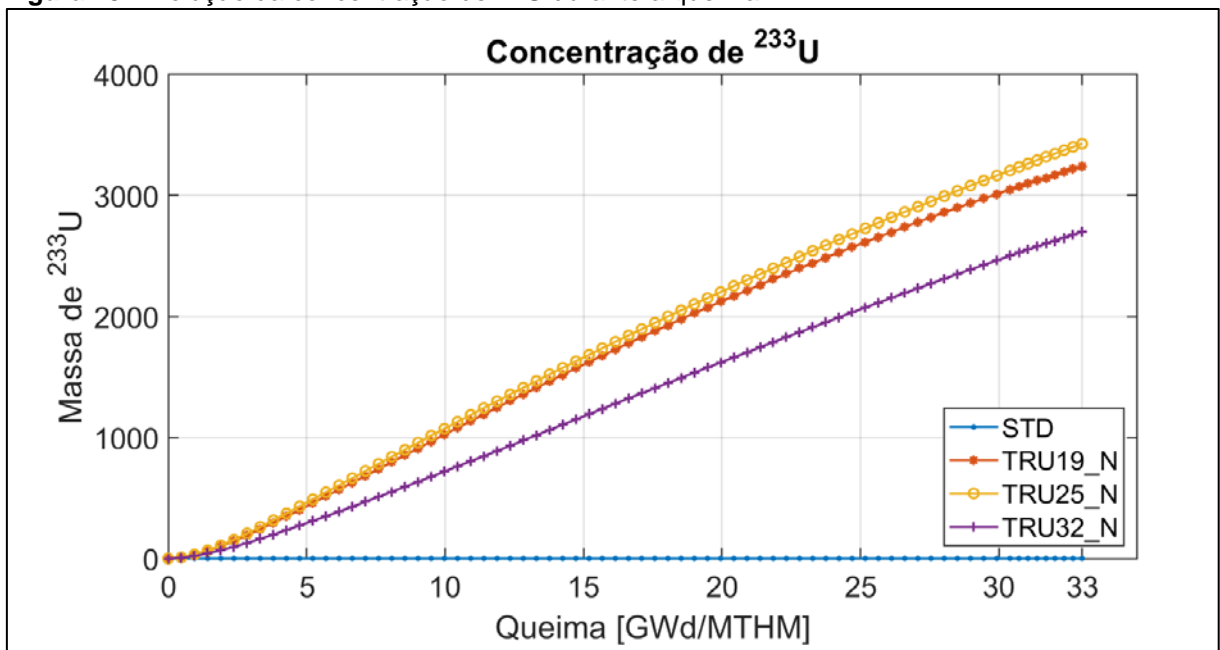
**Figura 43.** Evolução do  $k_{inf}$  durante a queima

Na Figura 44, apresenta-se a variação da massa de alguns actnídeos nos núcleos considerados. Esse valor representa a diferença, em gramas, entre a concentração de cada nuclídeo no EOL e no BOL. Observa-se que enquanto há produção de  $^{239}\text{Pu}$  no núcleo padrão, nos núcleos com TRU a concentração desse isótopo sofre redução. Essa queima de  $^{239}\text{Pu}$  é mais acentuada no TRU25\_N, assim como a de  $^{241}\text{Pu}$ , não observada nos outros casos.

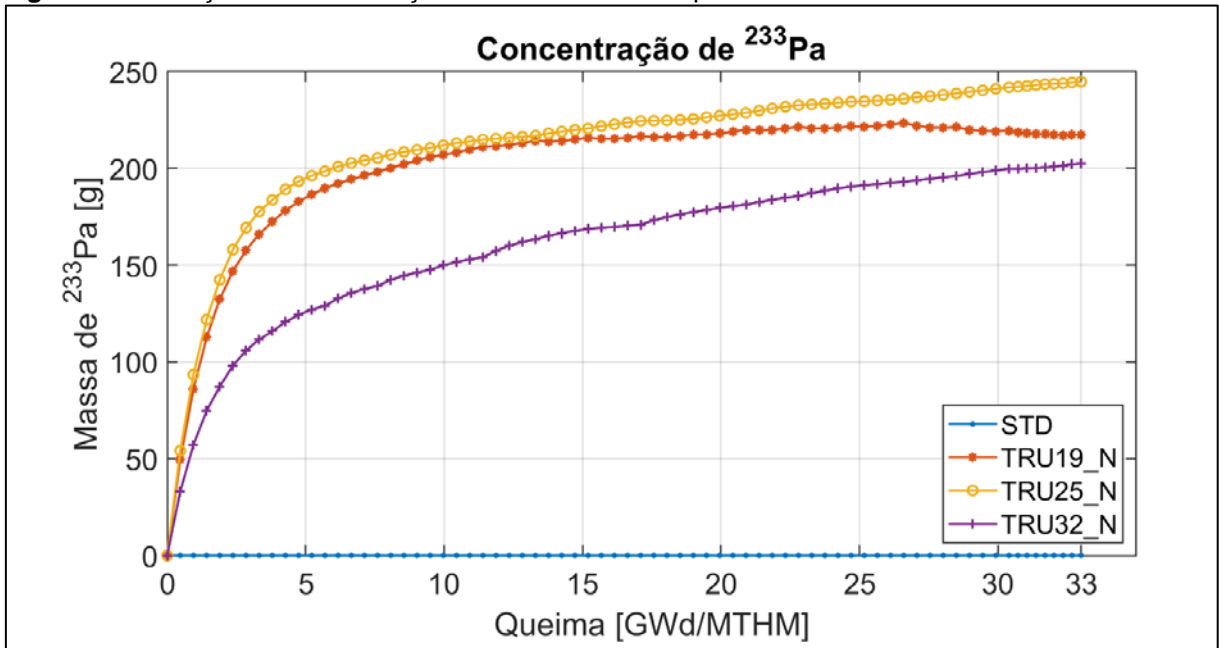
**Figura 44.** Variação da massa de alguns nuclídeos

Na Figura 45 e na Figura 46, observa-se a evolução da concentração dos isótopos  $^{233}\text{U}$  e do  $^{233}\text{Pa}$ . Assim como nos casos em que as varetas de IFBA foram consideradas, para todos os casos com TRU, a concentração de  $^{233}\text{Pa}$  aumenta durante os primeiros dias de irradiação, mas se torna mais constante ao longo do tempo. Já a produção de  $^{233}\text{U}$  aumenta de forma aguda no início da queima e ao longo do período de irradiação se estabiliza. Verifica-se que a produção de  $^{233}\text{U}$  é maior para os núcleos sem IFBA em comparação com os núcleos com IFBA, devido à presença de mais  $^{232}\text{Th}$  nos combustíveis inseridos.

**Figura 45.** Evolução da concentração de  $^{233}\text{U}$  durante a queima



**Figura 46.** Evolução da concentração de  $^{233}\text{Pa}$  durante a queima



A concentração, em gramas, de  $^{233}\text{U}$  é mostrada na Tabela 27. A produção de  $^{233}\text{U}$  nos núcleos TRU é suficiente para possibilitar a extensão da queima desse combustível, principalmente no TRU25\_N, enquanto que no núcleo padrão a quantidade de  $^{233}\text{U}$  é desprezível.

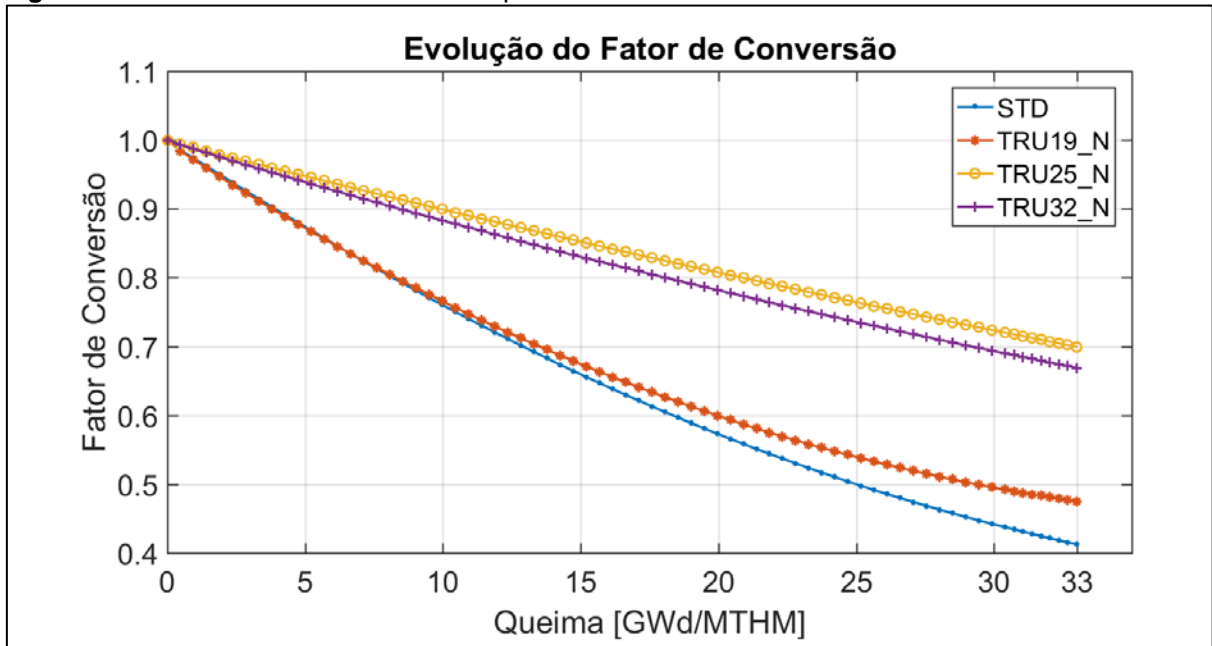
**Tabela 27.** Massa de  $^{233}\text{U}$  ao final da queima

Modelo do núcleo	Massa de $^{233}\text{U}$ ao final do ciclo[g]
Standard	3,76680e-04
TRU19_N	3,2410e+03
TRU25_N	3,4280e+03
TRU32_N	2,7020e+03

### 7.3. Análise do fator de conversão

O fator de conversão foi recalculado para os casos TRU sem varetas de IFBA e, seguindo a análise da sessão 4.5, foi baseado nas concentrações inicial e final dos isótopos físséis:  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Am}$  e  $^{244}\text{Cm}$ . Na Figura 47 observa-se uma redução do fator de conversão em relação aos casos com varetas de IFBA. Com a remoção de absorvedores de nêutrons presentes nas varetas de IFBA, a quantidade de material físsil inserido e produzido sofre maior redução.

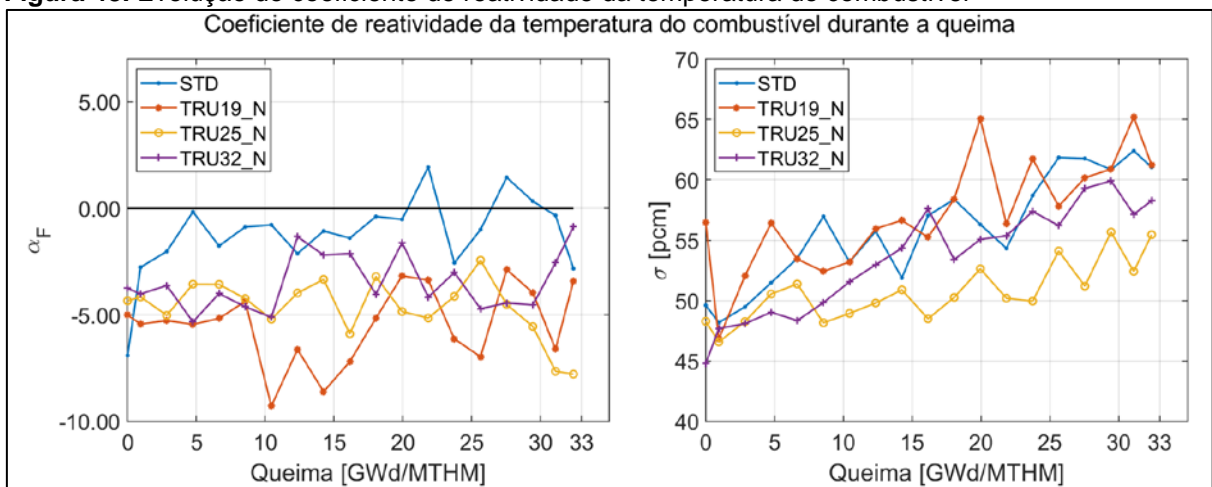
**Figura 47.** Fator de conversão durante a queima



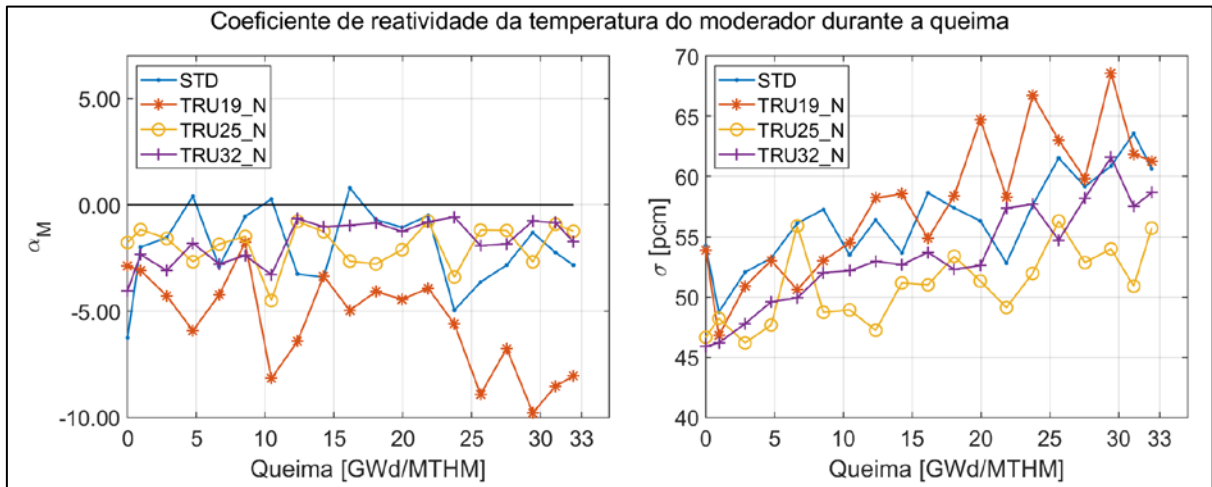
#### 7.4. Análise dos coeficientes de reatividade no núcleo proposto

Nessa parte da análise, os coeficientes de reatividade da temperatura do combustível e do moderador,  $\alpha_F$  e  $\alpha_{TM}$ , foram calculados. Diferentemente da análise no Capítulo 4, optou-se por aumentar o valor da variação da temperatura para 100°C, de forma a obter resultados com maior realce. Esses valores foram analisados durante o período de queima e são apresentados na Figura 48 e na Figura 49.

**Figura 48.** Evolução do coeficiente de reatividade da temperatura do combustível



**Figura 49.** Evolução do coeficiente de reatividade da temperatura do moderador



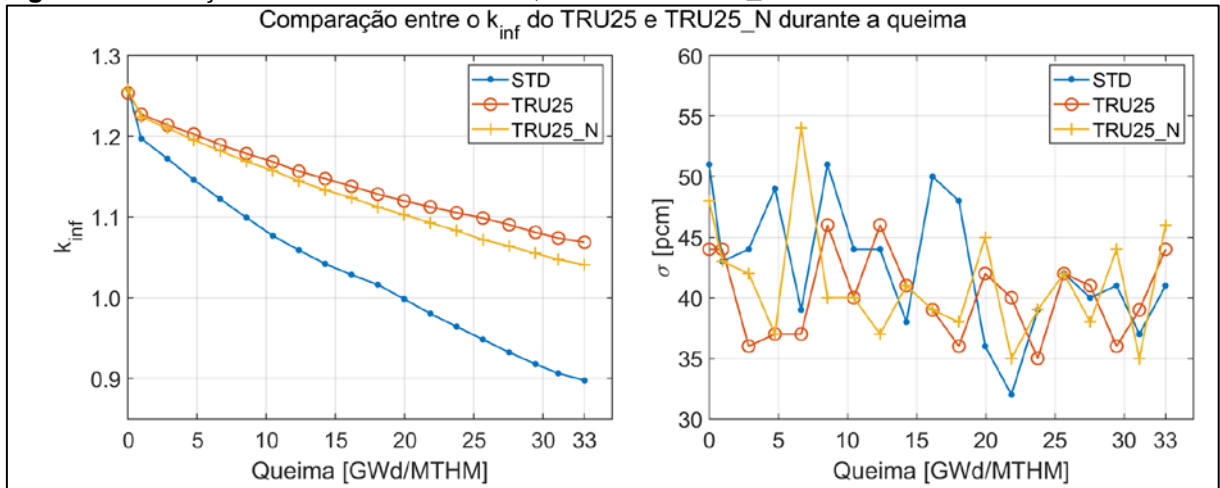
Nesta análise, pode se observar que os coeficientes de reatividade para todos os casos variam durante a queima. Entretanto, para todos os casos TRU, tanto para o combustível quanto para o moderador, obteve-se valores negativos do coeficiente de reatividade ao longo da queima. Assim como na análise anterior, o desvio padrão aumenta ligeiramente durante a queima, e é possivelmente explicada pelo surgimento de produtos de fissão e actínídeos instáveis, o que introduz mais incertezas no cálculo do valor do  $k_{inf}$ .

Os resultados anteriores, da análise da evolução do  $k_{inf}$  e da composição do combustível, sugerem que para o propósito de gerar  $^{233}\text{U}$  e possibilitar a extensão da queima, o núcleo TRU25\_N é mais eficiente, enquanto o TRU19\_N não contém material físsil suficiente para justificar seu uso com esse objetivo.

Para avaliar a diferença entre os núcleos estudados, apresenta-se na análise a seguir uma comparação entre os núcleos TRU25 e o TRU25\_N. Na Figura 50 pode-se ver a relação entre o TRU25 e o TRU25\_N no que diz respeito ao  $k_{inf}$ . Os resultados para o núcleo padrão foram incluídos para comparação. O que se observa é que o TRU25\_N é ligeiramente menos crítico que o TRU25 devido à menor concentração de material físsil (Tabelas 6 e 23).

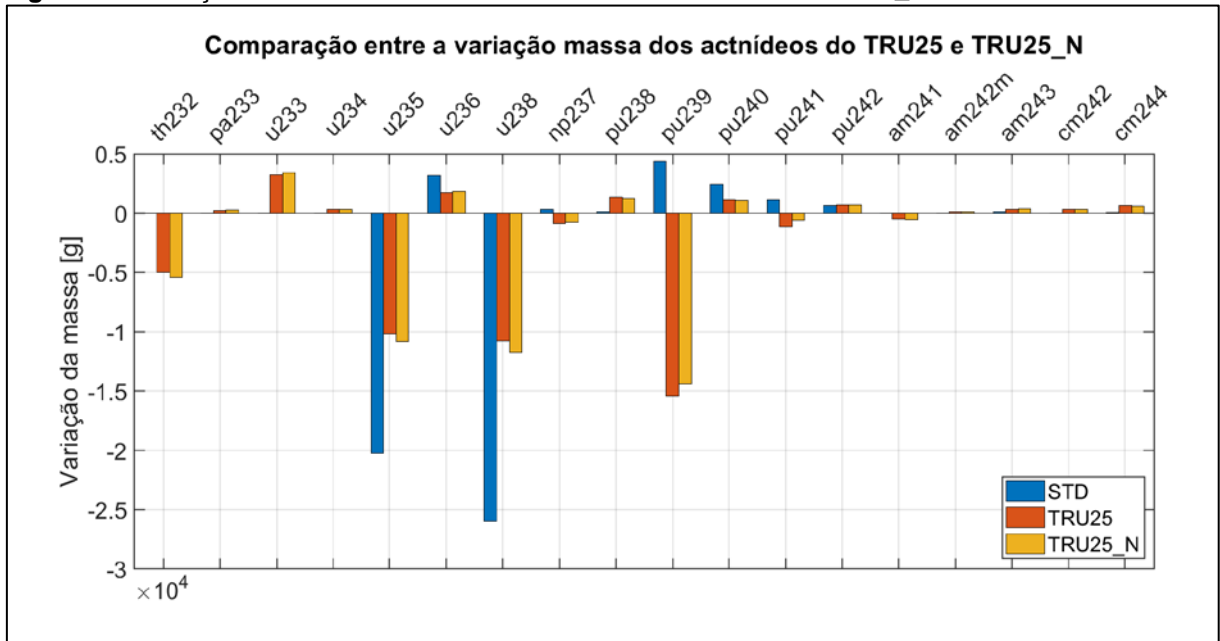


**Figura 50.** Evolução do  $k_{inf}$  dos núcleos STD, TRU25 e TRU25\_N

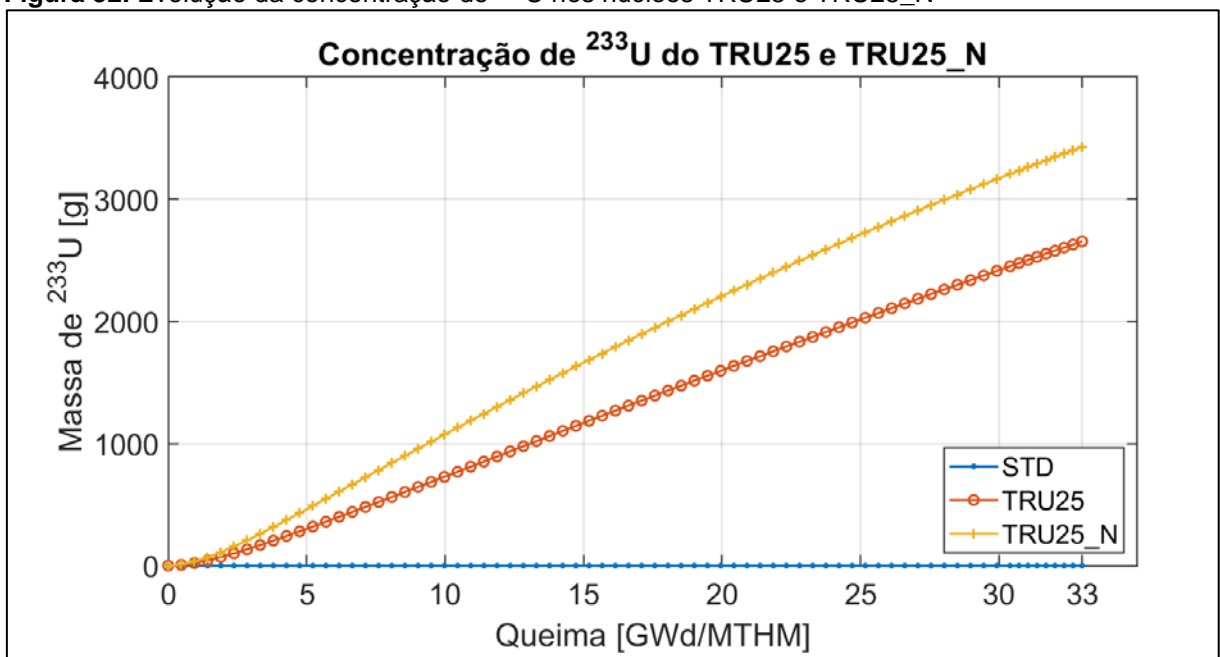


Na Figura 51, temos a comparação entre as composições dos actínidos dos combustíveis TRU25 e TRU25\_N. Pode se notar que a produção de  $^{233}\text{U}$  do núcleo sem IFBA é ligeiramente maior, também percebido na Figura 52, que apresenta a evolução de  $^{233}\text{U}$  durante o ciclo de queima. A presença de mais isótopos de  $^{232}\text{Th}$  permite maior produção de  $^{233}\text{U}$ .

**Figura 51.** Variação de massa dos actnídeos nos núcleos TRU25 e TRU25\_N

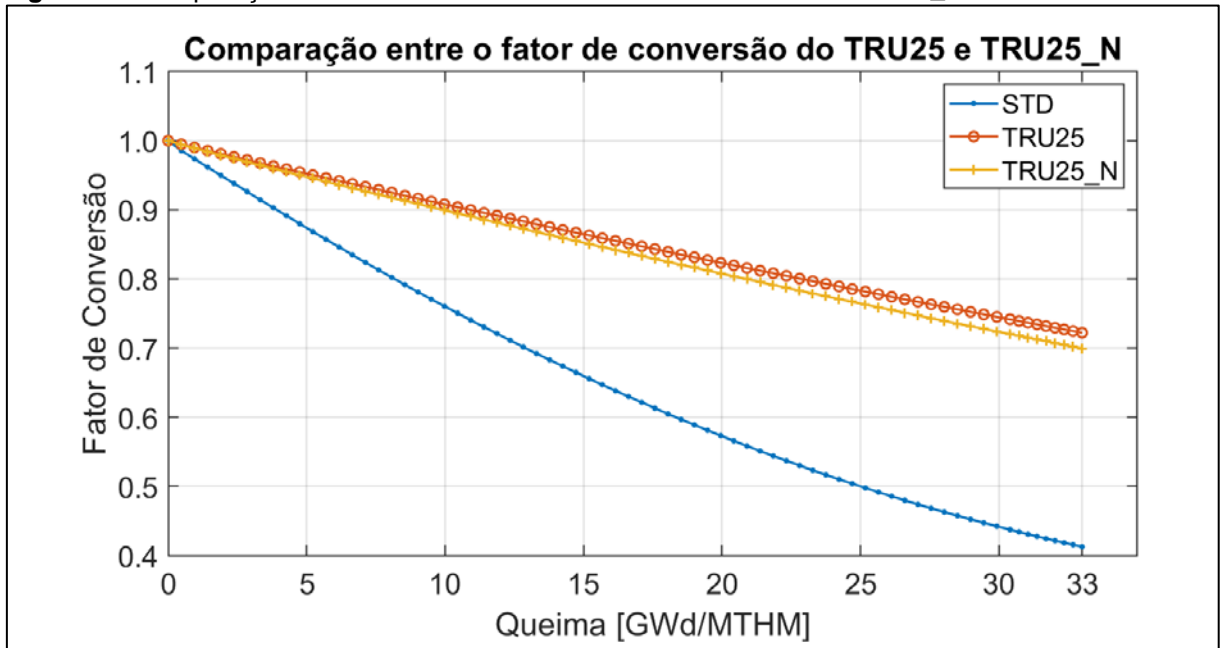


**Figura 52.** Evolução da concentração de <sup>233</sup>U nos núcleos TRU25 e TRU25\_N



Por fim, apresenta-se na Figura 53 o fator de conversão dos núcleos TRU25 e TRU25\_N. Apesar do fator de conversão do TRU25\_N ser menor que o do TRU25, ele ainda é comparável ao de um MOX, como analisado anteriormente. A retirada das varetas de veneno queimável aumenta a queima do material físsil produzido no reator.

**Figura 53.** Comparação entre os fatores de conversão do TRU25 e do TRU25\_N



## VIII. CONCLUSÕES

A primeira parte deste trabalho apresentou um estudo para a inserção de combustível reprocessado diluído em tório em um núcleo de PWR em comparação com um núcleo padrão abastecido com  $\text{UO}_2$ . Este núcleo foi avaliado em termos de  $k_{\text{inf}}$ , concentração isotópica, coeficiente de reatividade da temperatura do combustível e do moderador e taxa de conversão durante um ciclo de queima.

Cada um dos três tipos de combustível  $\text{UO}_2$  presentes no núcleo, enriquecidos em  $^{235}\text{U}$  a 1,9%, 2,5% e 3,2%, foi completamente substituído por um combustível TRU. A concentração de material físsil dos combustíveis TRU foi escolhida de forma que o  $k_{\text{inf}}$  do núcleo permaneceria o mesmo valor que o núcleo de  $\text{UO}_2$  padrão. Estes valores foram de 15%, 18% e 23%, relativos à substituição do  $\text{UO}_2$  enriquecido em 1,9%, 2,5% e 3,2, respectivamente.

Para o cálculo do coeficiente de reatividade do núcleo, o  $k_{\text{inf}}$  foi analisado ao variar a temperatura do núcleo. Os resultados mostram que há uma inserção de reatividade negativa com o aumento da temperatura em todos os casos estudados, STD, TRU19, TRU25 e TRU32, com exceção do intervalo entre 500 K e 600 K no núcleo padrão.

O valor de reatividade das barras de controle foi analisado pela inserção parcial e total dessas barras no núcleo. O núcleo STD apresenta valores  $k_{\text{inf}}$  mais baixos em ambos os casos, o que sugere que medidas de segurança mais rigorosas são necessárias ao usar o combustível TRU.

A concentração de boro no moderador também foi variada no BOL. Os resultados mostram que, para todos os casos, o  $k_{\text{inf}}$  diminui com o aumento do nível de concentração de boro. Este efeito é mais notável para o núcleo  $\text{UO}_2$  padrão. Para os núcleos propostos usando o combustível TRU, outra medida de segurança deve ocorrer para compensar a menor inserção negativa de reatividade.

A taxa de conversão no núcleo foi calculada e, em todos os casos TRU, seu valor é maior que no núcleo  $\text{UO}_2$  padrão ou em um núcleo alimentado com MOX típico. Dessa forma poderia-se utilizar esse tipo de combustível TRU em reatores não conversores para produção de material físsil.

Quanto aos coeficientes de temperatura de reatividade, não houve melhora ou correlação quando comparados os diferentes núcleos durante a queima. Tanto para o aumento da temperatura do combustível quanto do moderador, os coeficientes de reatividade flutuaram durante toda a queima. Em trabalhos futuros, a variação de temperatura analisada pode ser maior para explorar a sensibilidade das seções de choque dos núclídeos devido ao alargamento do Doppler.

Além disso, há a possibilidade de estender a queima do núcleo TRU, porque o  $k_{inf}$  diminui a uma taxa mais lenta quando comparado com a queima do núcleo padrão. Isso mostra que a produção de  $^{233}\text{U}$  é capaz de equilibrar a produção de absorvedores de nêutrons na matriz do combustível queimado.

Na segunda parte deste trabalho, os elementos que não contém veneno queimável foram modelados para analisar o comportamento da fração de nêutrons atrasados com o combustível TRU proposto.

O modelo dos elementos no NEWT foi validado comparando o combustível padrão com o código KENO-VI na BOL. Os valores  $k_{inf}$  têm uma diferença máxima inferior a 0,35% para todos os casos. Essa diferença está na margem de erro, permitindo uma análise adequada do comportamento dos conjuntos quando o  $\text{UO}_2$  é substituído pelo combustível TRU.

A composição do combustível TRU foi obtida no BOL através da análise do  $k_{inf}$  e do DNF. Os elementos combustíveis com TRU e  $\text{UO}_2$  foram avaliados e comparados. Os resultados mostram que o DNF do combustível reprocessado é consideravelmente menor que o do  $\text{UO}_2$ . Isto se deve principalmente a uma grande quantidade de  $^{239}\text{Pu}$  no combustível TRU, que tem um baixo valor de nêutrons atrasados totais,  $\beta(^{239}\text{Pu}) = 0,0022$ . Em contraste, a presença de  $^{235}\text{U}$  no combustível  $\text{UO}_2$  aumenta o DNF total do sistema. Este resultado desfavorece o uso do TRU nesse tipo de elemento, pois uma baixa fração de nêutrons atrasados reduz o controle do reator em caso de algum transiente. No entanto, enquanto o DNF do combustível TRU é significativamente menor do que o combustível  $\text{UO}_2$ , a constante de decaimento também é menor.

Assim como no núcleo, durante a queima, o  $k_{inf}$  dos elementos combustíveis diminui mais lentamente ao usar o combustível TRU em comparação com o  $\text{UO}_2$ . A diminuição lenta do fator de multiplicação do elemento de combustível usando o combustível TRU

pode ser explicada pela produção do isótopo físsil  $^{233}\text{U}$  presente no ciclo do  $^{232}\text{Th}$ . Então, a queima do  $^{239}\text{Pu}$  é compensada pela produção de  $^{233}\text{U}$ .

Na parte final do trabalho, o núcleo do reator foi reavaliado considerando a remoção das varetas de IFBA para os combustíveis propostos. Levando em consideração os resultados das análises anteriores, o combustível TRU introduz material absorvedor suficiente para obter-se criticalidade suficiente para sustentar o funcionamento do reator. Dessa forma, pôde-se obter combustíveis TRU com menor concentração de material físsil, em relação à composição do núcleo em que se consideram as varetas de IFBA. Ao substituir totalmente os combustíveis enriquecidos em 1,9%, 2,5% e 3,2%, os valores para os combustíveis TRU encontrados nesta análise foram de 2%, 15% e 12%, respectivamente.

A análise da queima dos combustíveis sugere que o TRU19\_N não apresenta material físsil suficiente para justificar seu uso para a extensão da queima em relação ao núcleo padrão. Os casos TRU25\_N e TRU32\_N apresentam um  $k_{\text{inf}}$  maior que o padrão em todo o período de queima, entretanto apenas o TRU25\_N, que contém maior concentração de material físsil que o TRU\_32\_N, se mantém supercrítico no EOL.

A análise da evolução do fator de conversão, mostra uma redução desse valor em relação aos casos com varetas de IFBA. Entretanto, os valores são suficientemente altos (maiores que 0,7) para justificar seu uso como forma alternativa de geração de combustível.

Em relação aos coeficientes de reatividade, os núcleos contendo TRU se mostraram mais conservadores em relação ao combustível padrão. Durante o período de queima observou-se que os coeficientes de reatividade de temperatura do combustível e do moderador sofrem flutuações, mas no caso dos núcleos TRU, não se tornam positivos. Para o combustível padrão, ainda observam-se ocorrências positivas desses coeficientes.

De forma geral, conclui-se que, em relação à parte neutrônica de criticalidade, o combustível TRU pode ser inserido no núcleo PWR estudado, possibilitando maior eficiência na queima do combustível. Esta afirmação é sustentada pelos resultados que demonstram a supercriticalidade do núcleo no EOL para os casos em que o combustível TRU foi utilizado, além da análise da composição dos combustíveis, que

mostram a produção do material físsil  $^{233}\text{U}$ . As barras de IFBA podem ser retiradas sem comprometer a eficiência neutrônica do reator e reduzindo a quantidade de material físsil no combustível reprocessado.

## **IX. SUGESTÕES PARA TRABALHOS FUTUROS**

À continuação do trabalho desenvolvido para essa tese, a pesquisa pode ser expandida para contemplar distintas formas de inserção do combustível TRU, observando os diferentes enriquecimentos do núcleo padrão. A análise de sensibilidade e incerteza pode ser realizada para se estabelecer a importância de cada actínídeo presente no combustível TRU ao ser inserido no reator.

As seções de choque e parâmetros neutrônicos gerados no decorrer do trabalho podem ser aproveitados para seu uso no código nodal PARCS, para a análise da física do reator no núcleo como um todo. Desviando-se da análise puramente neutrônica, o acoplamento RELAP/PARCS pode ser utilizado para uma análise termo-hidráulica durante transientes de forma a obter mais dados para a segurança do reator.



## X. REFERENCIAS

- Aneheim, E., Ekberg, C., Fermvik, A., St.J.Foremam, M. R., Retegan, T., & Skarnermark, G. (2010). A TBP/BTBP-based GANEX Separation Process. Part 1: Feasibility. *Solvent Extraction and Ion Exchange*, 28, 437-458.
- Ayoub, J. M. (1999). *Estudo de Diferentes Rotas de Preparação de Óxidos Binários de Tório e Urânio*. Dissertação. São Paulo.
- Castro, V., Monteiro, F., & Pereira, C. (2017). Assessment of the Insertion of Reprocessed Fuel Spiked with Thorium in a PWR Core. *International Nuclear Atlantic Conference*.
- Cota, S., & Pereira, C. (1997). Neutronic evaluation of non-proliferation reprocessed nuclear fuels in pressurized water reactors. *Annals of Nuclear Energy*, 24(10), 829-834.
- de Paula Barros, G., Pereira, C., F. Veloso, M., & L.Costa, A. (2012). Study of an ADS Loaded with Thorium and Reprocessed Fuel. *Science and Technology of Nuclear Installations*, 2012, 1-12. doi:10.1155/2012/934105
- Eletronuclear S.A. (2013). *Final Safety Analysis Report - FSAR Angra 2*. Rio de Janeiro: Eletronuclear.
- International Atomic Energy Agency. (2002). *Thorium fuel utilization: Options and trends*. Viena.
- International Atomic Energy Agency. (2005). *Thorium fuel cycle - Potential benefits and challenges*. Viena: IAEA.
- International Atomic Energy Agency. (2008). *Spent Fuel Reprocessing Options*. doi:IAEA-TECDOC-1587
- Maiorino, J. R., & Carluccio, T. (October de 2004). A Reviewe of Thorium Utilization as an option for Advanced Fuel Cycle - Potential Option for Brazil in the Future. *ANES 2004: Americas Nuclear Energy Symposium*. Miami Beach.
- Marcelo, E., & Pereira, C. (1997). Avaliação Neutrônica da Utilização de Tório na Composição de Combustíveis por Técnicas de Baixo de Grau de Descontaminação. *11th Meeting on Reactor Physics and Thermal Hydraulics*. Poços de Caldas.
- Monteiro, F. (2017). Proposta de Combustível Reprocessado Diluído em Tório para Sistemas PWR - Inserções homogênea e micro heterogênea.
- Monteiro, F. B., & de Faria, R. B. (2014). Assessment of the Insertion of Reprocessed Fuels and Combined Thorium Fuel Cycles in a PWR System. *2014 IMRC Meeting*. Cancun.
- Monteiro, F., Faria, R., Fortini, A., Silva, C., & Pereira, C. (2015). Assessment of the Insertion of Reprocessed Fuels and Combined Thorium Fuel Cycles in a PWR System. *MRS Proceedings*, 1769, pp. 6-13.
- Moreira, J., Abe, A., & et. al. (1999). Uma Proposta de Estudo Brasileira Visando a Utilização de Tório em Reatores. *International Nuclear Atlantic Conference*.
- Musembi, V., Seung-Young, J., & Eun-ha, K. (2013). Analysis of UREX+1a and Pyroprocessing Technologies from Safeguards Aspects. *Transactions of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting*. Gyeongju, Korea.

- Oak Ridge National Laboratory. (January de 2009). SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluations. *I-III*, 6. doi:ORNL/TM-2005/39
- Organisation for Economic Co-operation and Development. (2003). *Plutonium Management in the Medium Term - A Review by the OECD/NEA Working Party on the Physics of Plutonium Fuels and Innovative Fuel Cycles (WPPR)*.
- Pereira, C., & Leite, E. (1998). Non-Proliferating Reprocessed Nuclear Fuels in Pressurized Water Reactors: Fuel Cycle Options. *Annals of Nuclear Energy*, 25(12), 937-962.
- Pereira, C., & Leite, E. (1999). Avaliação da Utilização de Tório da Composição de Combustíveis Reprocessados por Técnicas de Baixo Grau em Reatores PWR. *Revista Brasileira de Pesquisa e Desenvolvimento*, 2(1), 16-25.
- Pereira, C., & Leite, E. (1999). Avaliação do Comportamento de Combustíveis Reprocessados por Técnicas de Baixo Grau de Descontaminação Quando Reciclados em Reatores PWR. *Revista Brasileira de Pesquisa e Desenvolvimento*, 2(1), 5-15.
- Pereira, C., Leite, E., & Faria, E. (2000). Waste analysis generated by alternative reprocessing fuels from pressurised water reactors. *Annals of Nuclear Energy*, 27, 449-464.
- Pinheiro, R. B. (1997). Brazilian experience on thorium fuel cycle investigations. *Advisory Group Meeting on Thorium Fuel Cycle Perspectives* (pp. 13-23). Viena: Agência Internacional de Energia Atômica. doi:IAEA-TECDOC-1319
- Sousa, F., Pereira, C., Costa, A. L., Veloso, M., & Cunha, R. (2012). A Neutronic Evaluation of Reprocess Fuel and Depletion Study of VHTR usng MCNPX and WIMSD5 code. *Fusion Science and Technology*, 61, 338-342.
- Stacey, W. (2007). *Nuclear Reactor Physics* (2 ed.). Alemanha: Wiley-VCH Verlag GmbH & Co.KGaA.
- UNODA, U. N. (1968). Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons. Fonte: <http://disarmament.un.org/treaties/t/npt>
- Vandergrift, G., Regalbuto, M. C., Scott, B. A., Arafat, H. A., Bakel, A. J., Bowers, D. L., . . . Leonard, R. A. (2004). Lab-scale demonstration of the UREX+ process. *4th WM Conference* (pp. 1-10). Tucson: AZ.

## APÊNDICE I

### TABELA DE NOMES E CARACTERÍSTICAS DOS MODELOS USADOS NO TRABALHO

**Tabela 28.** Modelos de elementos combustíveis

ID	Combustível	Concentração físsil wt%	Quantidade de varetas IFBA	Observação
ELE01_U	UO <sub>2</sub>	1,9	0	
ELE02_U	UO <sub>2</sub>	2,5	0	
ELE03_U	UO <sub>2</sub>	2,5	12	Apenas no modelo do núcleo
ELE04_U	UO <sub>2</sub>	3,2	0	
ELE05_U	UO <sub>2</sub>	3,2	8	Apenas no modelo do núcleo
ELE06_U	UO <sub>2</sub>	3,2	12	Apenas no modelo do núcleo
ELE01_TRU	TRU	14	0	
ELE02_TRU	TRU	20,5	0	
ELE04_TRU	TRU	23	0	

**Tabela 29.** Modelos de núcleos

Modelo do núcleo	Combustível UO <sub>2</sub> substituído pelo TRU	Concentração de material físsil (%)
Padrão	-	1,9 / 2,5 / 3,2
TRU19	1.9%	<b>15,0</b> / 2,5 / 3,2
TRU25	2.5%	1,9 / <b>18,0</b> / 3,2
TRU32	3.2%	1,9 / 2,5 / <b>23,0</b>
TRU19_N	1.9%	<b>2,0</b> / 2,5 / 3,2
TRU25_N	2.5%	1,9 / <b>15,0</b> / 3,2
TRU32_N	3.2%	1,9 / 2,5 / <b>12,0</b>

## APÊNDICE II

### LISTA DE TRABALHOS PUBLICADOS EM DECORRÊNCIA DA PESQUISA REALIZADA

- **CASTRO, VICTOR F.**, Velasquez, Carlos E., Pereira, Cláudia, Criticality and depletion analysis of reprocessed fuel spiked with thorium in a PWR core. NUCLEAR ENGINEERING AND DESIGN, v. 360, p. 110514, 2020. <http://dx.doi.org/10.1016/j.nucengdes.2020.110514>
- **CASTRO, V. F.**, Pereira, C., ASSESSMENT OF THE DELAYED NEUTRON FRACTION VARIATION DURING THE BURNUP OF A PWR LOADED WITH REPROCESSED FUEL SPIKED WITH THORIUM. Em: Quarta Semana de Engenharia Nuclear e Ciências das Radiações / IV SENCIR 2018, 2018, Belo Horizonte. IV SENCIR - QUARTA SEMANA DE ENGENHARIA NUCLEAR E CIÊNCIAS DAS RADIAÇÕES. Belo Horizonte: UFMG, 2018. v. único. p. 592-601.
- **CASTRO, V. F.**, MONTEIRO, F. B. A., Pereira, C., ASSESSMENT OF THE INSERTION OF REPROCESSED FUEL SPIKED WITH THORIUM IN A PWR CORE. Em: Eighth International Nuclear Atlantic Conference 2017 (Inac 2017), 2017, Belo Horizonte. Nuclear Energy for National Projects. Rio de Janeiro: ABEN, 2017. v. único. p. 1-12.
- **CASTRO, V. F.**, MONTEIRO, F. B. A., PEREIRA, C., ANÁLISE NEUTRÔNICA DE ELEMENTOS DE UM REATOR PWR COM COMBUSTÍVEL REPROCESSADO E TÓRIO. Em: III Semana de Engenharia Nuclear e Ciências das Radiações, 2016, Belo Horizonte. Anais da Terceira Semana de Engenharia Nuclear e Ciências das Radiações. Belo Horizonte: Escola de Engenharia da UFMG, 2016. v. 1. p. 421-426.

**LISTA DE TRABALHOS COM A COLABORAÇÃO DO AUTOR E  
RELACIONADOS COM ESTA PESQUISA**

- OLIVEIRA, EDYENE; **CASTRO, VICTOR**; VELASQUEZ, CARLOS; Pereira, Claubia. Artificial neural networks for spatial distribution of fuel assemblies in reload of PWR reactors. BRAZILIAN JOURNAL OF RADIATION SCIENCES, v. 7, p. 1-14, 2019
- Pereira, Claubia; ACHILLES, JÉSSICA P.; CARDOSO, FABIANO; **CASTRO, VICTOR F.**; Veloso, Maria Auxiliadora F. Criticality safety analysis of spent fuel pool for a PWR using UO<sub>2</sub>, MOX, (Th-U)O<sub>2</sub> and (TRU-Th)O<sub>2</sub> fuels. BRAZILIAN JOURNAL OF RADIATION SCIENCES, v. 7, p. 1-16, 2019
- MONTEIRO, FABIANA B. A.; **CASTRO, VICTOR F.**; DE FARIA, ROCHKHUDSON B.; FORTINI, ÂNGELA; da Silva, Clarysson A. M.; Pereira, Claubia. Micro Heterogeneous Approaches for the Insertion of Reprocessed and Combined Thorium Fuel Cycles in a PWR System. MRS Proceedings, v. 1814, p. imrc2015sim28-abs012, 2016.
- VARGAS, M. L.; **CASTRO, V. F.**; MACEDO, A. A. P.; Pereira, C. A STUDY ON PLATE-TYPE FUEL IN A GENERATION-IV GFR. In: IV SENCIR - QUARTA SEMANA DE ENGENHARIA NUCLEAR E CIÊNCIAS DAS RADIAÇÕES, 2018, Belo Horizonte. IV SENCIR - QUARTA SEMANA DE ENGENHARIA NUCLEAR E CIÊNCIAS DAS RADIAÇÕES. Belo Horizonte: DEN/UFMG, 2018. v. único. p. 483-489.
- MACIEIRA, K.; FARIA, R. B.; **CASTRO, V. F.**; Pereira, C.; COSTA, A. L. ANÁLISE NEUTRÔNICA DE NOVOS MATERIAIS PARA REVESTIMENTO DE COMBUSTÍVEL NUCLEAR PARA PWR. In: IV SENCIR - QUARTA SEMANA DE ENGENHARIA NUCLEAR E CIÊNCIAS DAS RADIAÇÕES, 2018, Belo Horizonte. IV SENCIR - QUARTA SEMANA DE ENGENHARIA NUCLEAR E CIÊNCIAS DAS RADIAÇÕES. Belo Horizonte: DEN/UFMG, 2018. v. único. p. 490-498.
- PIMENTEL, J. A.; **CASTRO, V. F.**; Pereira, C.; VELOSO, M. A. F. CRITICALITY SAFETY ANALYSIS OF SPENT FUEL POOL FOR A PWR USING REPROCESSED NUCLEAR FUELS. In: Quarta Semana de Engenharia Nuclear e Ciências das Radiações - IV SENCIR 2018, 2018, Belo Horizonte. IV

SENCIR - QUARTA SEMANA DE ENGENHARIA NUCLEAR E CIÊNCIAS DAS RADIAÇÕES. Belo Horizonte: UFMG, 2018. v. único. p. 546-555.

- OLIVEIRA, E. C. A.; **CASTRO, V. F.**; VELASQUEZ, Carlos E.; PEREIRA, C. EMPREGO DE REDES NEURAIAS ARTIFICIAIS PARA OTIMIZAÇÃO DE RECARGA EM UM NÚCLEO DE UM REATOR PWR. In: CILAMCE 2017 - XXXVIII Ibero-Latin American Congress on Computational Methods in Engineering, 2017, Florianópolis. v. único. p. 1-5.
- MACEDO, A. A. P.; **CASTRO, V. F.**; Velasquez, C. E.; F. Cardoso; SILVA, C. A. M.; PEREIRA, C. NEUTRONIC EVALUATION OF TRANSURANICS IN A GFR MODEL USING MCNPX AND SCALE 6.0. In: Eighth International Nuclear Atlantic Conference 2017 (Inac 2017), 2017, Belo Horizonte. Nuclear Energy for National Projects. Rio de Janeiro: ABEN, 2017. v. único. p. 1-12.
- PEREIRA, F. M. G.; **CASTRO, V. F.**; Velasquez, C. E.; SILVA, C. A. M.; PEREIRA, C. SENSIBILITY ANALYSES OF FUEL DEPLETION USING DIFFERENT NUCLEAR FUEL DEPLETION CODES. In: Eighth International Nuclear Atlantic Conference 2017 (Inac 2017), 2017, Belo Horizonte. Nuclear Energy for National Projects. RIO DE JANEIRO: ABEN, 2017. v. único. p. 1-12.