



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

MICHEL CLEBERSON BERNARDO DE ALMEIDA

AVALIAÇÃO NEUTRÔNICA DO USO DE COMBUSTÍVEL REPROCESSADO  
EM UM REATOR CANDU

Belo Horizonte – MG

2018

MICHEL CLEBERSON BERNARDO DE ALMEIDA

AVALIAÇÃO NEUTRÔNICA DO USO DE COMBUSTÍVEL  
REPROCESSADO EM UM REATOR CANDU

Dissertação apresentada ao Programa de Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares como requisito parcial à obtenção do título de Mestre em Ciências e Técnicas Nucleares.

Área de concentração: Engenharia Nuclear e da Energia

Orientador: Clarysson Alberto Mello da Silva

Coorientador(a): Cláudia Pereira Bezerra Lima

Coorientador(a): Rochkhudson Batista de Faria

BELO HORIZONTE

2018

A447a

Almeida, Michel Cleberson Bernardo de.

Avaliação neutrônica do uso de combustível reprocessado em um reator CANDU [manuscrito] / Michel Cleberson Bernardo de Almeida. – 2018.

viii, 84 f., enc.: il.

Orientador: Clarysson Alberto Mello da Silva.

Coorientadores: Cláudia Pereira Bezerra Lima, Rochkhudson Batista de Faria.

Dissertação (mestrado) - Universidade Federal de Minas Gerais, Escola de Engenharia.

Bibliografia: f. 80-84.

1. Engenharia nuclear - Teses. 2. Combustíveis nucleares - Teses. I. Silva, Clarysson Alberto Mello da. II. Lima, Cláudia Pereira Bezerra. III. Faria, Rochkhudson Batista de. IV. Universidade Federal de Minas Gerais. Escola de Engenharia. IV. Título.

CDU: 621.039(043)



UNIVERSIDADE FEDERAL DE MINAS GERAIS

PROGRAMA DE PÓS-GRADUAÇÃO EM CIÊNCIAS E TÉCNICAS NUCLEARES




## FOLHA DE APROVAÇÃO

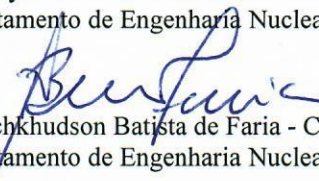
**Avaliação Neutrônica do Uso de Combustível Reprocessado em um Reator CANDU**

**MICHEL CLEBERSON BERNARDO DE ALMEIDA**

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


Aprovada em 21 de dezembro de 2018, pela banca constituída pelos membros:

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

  
Dr. Roch Hudson Batista de Faria - Coorientador  
Departamento de Engenharia Nuclear - UFMG

  
Prof. Maria Auxiliadora Fortini Veloso  
Departamento de Engenharia Nuclear - UFMG

  
Dra. Graiciany de Paula Barros  
CDTN

  
Dra. Patrícia Amélia de Lima Reis  
Departamento de Engenharia Nuclear - UFMG

Belo Horizonte, 21 de dezembro de 2018.

## DEDICATÓRIA

*À humanidade, porque assim é meu juramento.*

*A todos que de algum modo a mim estão conectados, por que essa é minha responsabilidade.*

*Ao Departamento de Engenharia Nuclear da Universidade Federal de Minas Gerais, por ser parte da família que escolhi fazer parte.*

## **AGRADECIMENTO**

Reservo os agradecimentos às agências de apoio à pesquisa CAPES, CNPQ e FAPEMIG por tornarem possível a realização deste projeto de pesquisa. Aos membros do DEN-UFMG pelo apoio técnico.

## RESUMO

O *CAN*adian *Deuterium Uranium* ou CANDU (mais precisamente CANDU 6), é um reator desenvolvido pela *Atomic Energy Canada Limited* – AECL que emprega água pesada como moderador e refrigerante e urânio natural como combustível. O *Korea Atomic Energy Research Institute* – KAERI em parceria com AECL e *U.S. Department*, estudam ciclos avançados do combustível nuclear que visam a utilização do combustível irradiado proveniente de um reator de água leve (LWR) no CANDU, conceito denominado de *Direct Use of spent PWR fuel In CANDU* (DUPIC) ou ciclo DUPIC. O combustível irradiado de um Reator de Água Pressurizada (PWR) apresenta cerca de 1,5% de material fissil dependendo da queima no PWR e, decorrem disso, possibilidades do uso desse material no CANDU. Nesse contexto, dentro dos possíveis métodos de reprocessamento, destaca-se o *Oxidation and Reduction of OXide Fuel* (OREOX), processo redox de via seca onde não há remoção de produtos de fissão gasosos, por se tratar de uma técnica que favorece redução de custos e processos. Nesse trabalho avalia-se o ciclo DUPIC para um típico reator CANDU 6 onde o combustível proveniente de um PWR foi reprocessado pelo método OREOX. A inserção de combustível reprocessado provoca um aumento na reatividade do núcleo; desse modo se faz necessário o uso de um material absorvedor de nêutrons que favoreça o decréscimo da criticalidade. Para tanto, propôs-se o uso de urânio empobrecido como material absorvedor com o objetivo de se compensar o acréscimo de reatividade e, portanto, obter uma configuração de núcleo que apresente características neutrônicas equivalentes ao CANDU 6 sem modificações (referência). O estudo foi dividido em duas fases, na primeira avaliou-se a criticalidade inicial em estado estacionário para diferentes configurações de núcleo e na fase final verificou-se a criticalidade e evolução da composição do sistema ao longo da queima. A condição ótima obtida das análises levou a uma configuração inicial constituída de 81,5% de urânio natural, 6,9% de urânio empobrecido e 11,3% de combustível reprocessado e um teor aproximado de 7kg de material fissil por tonelada de metal pesado, superior ao CANDU 6 de referência ao final da queima. Foi utilizado o SCALE 6.0 (*Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation modular code*) para as análises das criticalidades iniciais e queima em diferentes combinações de uso do urânio natural, urânio empobrecido e combustível reprocessado.

*Palavras-chave: CANDU 6, DUPIC, combustível reprocessado.*

## ABSTRACT

The **CAN**adian **D**euterium **U**ranium or CANDU (specifically CANDU 6) is a reactor developed by **A**tomic **E**nergy **C**anada **L**imited - AECL that uses heavy water as moderator and coolant and natural uranium as fuel. The **K**orea **A**tomic **E**nergy **R**esearch **I**nstitute (KAERI), in collaboration with AECL and US Department, work in development of advanced nuclear fuel cycles in sense of use spent fuel from **L**ight **W**ater **R**eactors (LWR) in CANDU, namely **D**irect **U**se of spent **P**WR fuel **I**n **C**ANDU (DUPIC) or DUPIC cycle. The spent fuel of a **P**ressurized **W**ater **R**eactor (PWR) contains about 1.5wt% of fissile material depending on the burnup in the PWR. Due this feature there are possibilities in use of this material in the CANDU reactors. In this way, among the possible methods of reprocessing, the **O**xidation and **R**eduction of **O**Xide Fuel (OREOX) that is a dry redox process that takes out only gaseous fission products, is the most promising technique due the reduction of costs and processes. This work evaluates the DUPIC cycle for a typical CANDU 6 reactor where the spent fuel from a PWR was reprocessed by the OREOX method. The use of reprocessed fuel causes an increase in the reactivity value in reactor core, so the use of a neutron absorber material is necessary to decrease the criticality. In this work the use of depleted uranium as absorber was proposed in order to compensate the increase in reactivity and to obtain a core configuration that presents neutronic behavior similar to CANDU 6 without any modifications (reference). The study was divided into two stages, the first one evaluated the initial criticality in steady state for several core configurations. The final phase the criticality and evolution of the composition during the burning. The best core configuration obtained from the analysis was 81.5wt% natural uranium, 6.9wt% depleted uranium and 11.3wt% reprocessed fuel with content around of 7kg of fissile material per metric ton of heavy metal higher than the CANDU 6 reference at the end of the burnup. The SCALE 6.0 (**S**tandalone **C**omputer **A**nalyzes for **L**icensing **E**valuation **M**odular **C**ode) was used to analyse the initial criticalities and burnup in different combinations of natural uranium, depleted uranium and reprocessed fuel-core setups.

*Keywords: CANDU 6, DUPIC, reprocessed fuel.*



## LISTA DE ILUSTRAÇÕES

---

Figura 2.1.1. Reator Zero-Energy Experimental Pile (ZEEP).....	6
Figura 2.1.2. Desenho esquemático do reator NRX[13].....	7
Figura 2.1.3. Desenho esquemático do reator NRX[13].....	8
Figura 2.2.3. Face frontal de um reator CANDU 6.....	16
Figura 2.2.4. Elemento combustível (EC) de 37 varetas[16].....	18
Figura 2.2.5. Componentes do reator CANDU 6[10].....	19
Figura 2.2.6. Arranjo do sistema de transporte de calor[17].....	20
Figura 2.2.7. Arranjo do sistema de refrigeração e purificação do moderador[10].....	22
Figura 2.2.8. Compartimento da zona líquida de controle[10].....	25
Figura 2.2.9. Arranjo dos sistemas de desligamento primário e secundário[22].....	27
Figura 2.2.10. Arranjo dos sistemas de desligamento, ajuste e de controle.....	28
Figura 2.4.3. Fluxograma da sequência CSAS-6[8].....	40
Figura 2.4.4. Esquema de operação do método preditor-corretor[9].....	41
Figura 2.4.5. Fluxograma de operação do módulo TRITON[9].....	42
Figura 2.4.6. Concepção da célula combustível.....	46
Figura 2.4.7. Concepção do núcleo.....	48
Figura 2.4.8. Esquema dos dispositivos de reatividade.....	49
Figura 2.4.9. Disposição espacial dos dispositivos de reatividade. (a) Projeção superior do núcleo detalhando as coordenadas dos dispositivos. (b) Projeção frontal e isométrica mostrando o posicionamento das ZCU e ADJ[44].....	50
Figura 2.4.10. Configurações estabelecidas para as células tipo 3 e 4.....	52
Figura 2.4.11. Exemplos dos arranjos para o núcleo com as combinações dos quatro tipos de canais considerados no modelo.....	56
Figura 2.5.3. (a) Resposta do fator de multiplicação com a inserção de canais de combustível abastecidos com combustível reprocessado. (b) Configurações para o núcleo em que são considerados as combinações do combustível padrão (NUC) e reprocessado (RFC).....	59
Figura 2.5.4. (a) Resposta do fator de multiplicação com a inserção de canais de combustível abastecidos com a combinação de varetas de urânio empobrecido e combustível reprocessado (RF/DUC) nas diferentes configurações para 1DU, 4DU e 7DU.....	60

Figura 2.5.5. Resposta do fator de multiplicação com a inserção de canais de combustível abastecidos com a combinação de varetas de urânio empobrecido e combustível reprocessado (RF/DUC) para as configurações de 4, 24, 44, 64 e 72 RFC.....	62
Figura 2.5.6. Distribuição dos resultados que interceptam o caso referência para um intervalo de confiança de 67%. Os valores de $k_{eff}$ obtidos no CSAS-6 satisfazem o teste $\chi^2$ a um nível de confiança de 95%.....	64
Figura 2.5.7. Resultados obtidos para o efeito do aumento da fração de vazio.....	68
Figura 2.5.8. Resultados obtidos para o efeito do aumento da temperatura.....	70
Figura 2.5.9. Curva de evolução do $k_{eff}$ em função da queima para diferentes configurações considerando apenas a inserção de RFC. A escala superior é o correspondente temporal com densidade de potência de $32,6 \text{ MW} \cdot \text{Mg}^{-1}$ .....	72
Figura 2.5.10. Perfil dos dados de seção de choque dos isótopos de interesse no presente estudo.....	73
Figura 2.5.11. Curva de evolução do $k_{eff}$ em função da queima para a correlata configuração de núcleo contendo as combinações NU/RF/DU.....	74
Figura 2.5.12. Curva de produção do $^{242}\text{Am}$ e $^{242\text{m}}\text{Am}$ obtido para o Caso 46.....	75
Figura 2.5.13. Curva de evolução dos principais isótopos de interesse do U, Pu e Am.....	76
Figura 2.5.14. Curva de produção dos isótopos que atuam como veneno queimável ao longo de 365 dias de operação.....	77

## LISTA DE TABELAS

---

TABELA 2.2.1 – Parâmetros do núcleo do reator CANDU[10].....	17
TABELA 2.3.1 – Sinergismo entre PWR e CANDU[6].....	30
TABELA 2.3.2 – Taxas de remoção de produtos de fissão no método OREOX[35].....	37
TABELA 2.4.2 – Especificações para a célula combustível[44, 45].....	46
TABELA 2.4.3 – Especificações para o núcleo[44, 45].....	47
TABELA 2.4.4 – Perfil de composição dos materiais estruturais[44].....	48
TABELA 2.4.5 – Especificações dos dispositivos de reatividade[44, 46].....	49
TABELA 2.4.6 – Composição do combustível irradiado [48] por tonelada da massa inicial..	52
TABELA 2.4.7 – Composição do RF pelo método de reprocessamento OREOX ( $\rho=10,2\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$ ). .....	53
TABELA 2.4.8 – Combustíveis à base de dióxido de urânio (natural e empobrecido).....	53
TABELA 2.5.3 – Resultados obtidos para as diferentes configurações do núcleo de referência. .....	58
TABELA 2.5.4 – Casos selecionados com valores de $k_{eff}$ compreendidos no intervalo [1,01029 , 1,01063].....	63
TABELA 2.5.5 – Resultados das criticalidades obtidas para os 56 casos selecionados (Tabela 6.4) a 0% e 100% de fração de vazio.....	66
TABELA 2.5.6 – Resultados obtidos para o CVR dos 56 casos selecionados (Tabela 6.4) a 0% e 100% de fração de vazio.....	67
TABELA 2.5.7 – Configuração dos casos selecionados na segunda avaliação.....	69
TABELA 2.5.8 – Faixa de temperaturas.....	70

## LISTA DE SIGLAS, ABREVIATURAS E SÍMBOLOS

---

<p>ACR – <i>Advanced CANDU Reactor</i></p> <p>ADJ – <i>Adjuster Rods</i></p> <p>AECL – <i>Atomic Energy Canada Limited</i></p> <p>AIROX – <i>Atomics International Reduction OXidation.</i></p> <p>CANDU – <i>Canadian Deuterium Uranium</i></p> <p>CANFLEX – <i>CANDU Flexible</i></p> <p>CANLUB – <i>Graphite-lubricated CANDU fuel</i></p> <p>CVR – <i>Coolant Void Reactivity</i></p> <p>DU – <i>Depleted Uranium</i></p> <p>DUPIC – <i>Direct Use of spent PWR in CANDU</i></p> <p>HWR – <i>Heavy Water Reactor</i></p> <p>IAEA – <i>International Atomic Energy Agency</i></p> <p>KAERI – <i>Korea Atomic Energy Research Institute</i></p> <p>KOFA – <i>Korean 17×17 Optimized Fuel Assembly</i></p> <p>LEU – <i>Low Enriched Uranium</i></p> <p>LVERF – <i>Low Void Reactivity Fuel</i></p> <p>LWR – <i>Light Water Reactor</i></p> <p>MCA – <i>Mechanical Absorber rod</i></p> <p>MCNP – <i>Monte Carlo N-particle code</i></p> <p>MOX – <i>Mixed Oxides</i></p> <p>NPD – <i>Nuclear Power Demonstration reactor</i></p>	<p>NRU – <i>National Research Universal</i></p> <p>NRX – <i>National Research Experimental</i></p> <p>NU – <i>Natural Uranium</i></p> <p>OREOX – <i>Oxidation and Reduction of Oxide Fuel</i></p> <p>PTR – <i>Pool Test Reactor</i></p> <p>PWR – <i>Pressurized Water Reactor</i></p> <p>RF – <i>Reprocessed Fuel</i></p> <p>RU – <i>Recycled Uranium</i></p> <p>SCALE – <i>Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation</i></p> <p>SCC – <i>Stress-corrosion cracking</i></p> <p>SDS – <i>Shutdown System</i></p> <p>SEU – <i>Slightly Enriched Uranium</i></p> <p>SOR – <i>Shutoff Rod</i></p> <p>SSET – <i>Self-sufficient Equilibrium Thorium</i></p> <p>STC – <i>Sistema de Transporte de Calor</i></p> <p>TCR – <i>Temperature Coefficient of Reactivity</i></p> <p>VIPAC – <i>Vibratory-packing</i></p> <p>ZCU – <i>Zone Control Unit</i></p> <p>ZED-2 – <i>Zero Energy Deuterium</i></p> <p>ZEEP – <i>Zero Energy Experimental Pile</i></p>
--	---

## SUMÁRIO

<b>DEDICATÓRIA.....</b>	<b>i</b>
<b>AGRADECIMENTO.....</b>	<b>ii</b>
<b>RESUMO.....</b>	<b>iii</b>
<b>ABSTRACT.....</b>	<b>iv</b>
<b>LISTA DE ILUSTRAÇÕES.....</b>	<b>v</b>
<b>LISTA DE TABELAS.....</b>	<b>vii</b>
<b>LISTA DE SIGLAS, ABREVIATURAS E SÍMBOLOS.....</b>	<b>viii</b>
<b>1. INTRODUÇÃO.....</b>	<b>1</b>
1.1. JUSTIFICATIVA.....	2
1.2. OBJETIVO.....	3
<b>2. DESENVOLVIMENTO.....</b>	<b>4</b>
2.1. HISTÓRICO CANADENSE NOS PROJETOS NUCLEARES.....	4
2.1.1. O Início das Atividades Nucleares no Canadá.....	4
2.1.2. O Reator NRX.....	6
2.1.3. O Reator NRU.....	7
2.1.4. O Reator NPD.....	8
2.1.5. Douglas Point.....	9
2.1.6. Evolução dos Reatores CANDU Comerciais.....	9
2.2. CARACTERÍSTICAS DO PROJETO DO REATOR CANDU 6.....	14
2.2.1. Comparação dos Reatores CANDU.....	14
2.2.1.1. Avaliação de potência.....	15
2.2.2. Arranjo do Núcleo do Reator.....	16
2.2.3. O Circuito do Refrigerante.....	18
2.2.4. Sistema de Controle de Temperatura e Reatividade no Moderador.....	20
2.2.5. Dispositivos de Reatividade no Reator CANDU.....	23
2.2.5.1. Sistema de zonas líquidas de controle.....	24
2.2.5.2. Sistema mecânico de controle por absorvedores.....	24
2.2.5.3. Barras de ajuste.....	25
2.2.5.4. Barras de desligamento.....	26

2.2.5.5. Sistema de injeção de veneno.....	26
2.3. FLEXIBILIDADE DO CICLO DO COMBUSTÍVEL EM REATORES À ÁGUA PESADA (HWRs).....	29
<b>2.3.1. Características do CANDU Para o Ciclo do Combustível.....</b>	<b>29</b>
<b>2.3.2. Fatores de Influência no Ciclo do Combustível.....</b>	<b>31</b>
<b>2.3.3. Uso de SEU no Reator CANDU Avançado.....</b>	<b>33</b>
<b>2.3.4. Uso de RU em um HWR.....</b>	<b>33</b>
<b>2.3.5. Ciclo do Combustível DUPIC.....</b>	<b>34</b>
2.3.5.1. Projeto do combustível, fabricação e desempenho.....	35
2.3.5.2. Compatibilidade com o sistema CANDU existente.....	36
<b>2.3.6. Perspectivas no uso de diferentes combustíveis no reator CANDU 6.....</b>	<b>37</b>
2.4. METODOLOGIA.....	39
<b>2.4.1. Código Utilizado.....</b>	<b>39</b>
2.4.1.1. O CSAS-6.....	39
2.4.1.2. O TRITON-6.....	41
2.4.1.3. Módulos de Processamento de Seção de Choque (BONAMI/CENTRM/PMC).....	43
2.4.1.4. O KENO-VI.....	44
2.4.1.5. O ORIGEN-S.....	44
<b>2.4.2. Descrição do Modelo.....</b>	<b>45</b>
2.4.2.1. Modelagem da célula combustível.....	45
2.4.2.2. Modelagem do núcleo do CANDU 6.....	47
2.4.2.3. Modelagem dos dispositivos de reatividade.....	49
<b>2.4.3. Combustíveis Estudados e Etapas do Trabalho.....</b>	<b>51</b>
2.5. RESULTADOS E DISCUSSÃO.....	58
<b>2.5.1. Fase 1: Análise em Estado Estacionário.....</b>	<b>58</b>
2.5.1.1. Etapa 1: Validação.....	58
2.5.1.2. Etapa 2: Inserção de RF <sup>C</sup> .....	59
2.5.1.3. Etapa 3: Uso de DU no RF.....	60
2.5.1.4. Etapa 4: Uso de DU no NU.....	61
2.5.1.5. Etapa 5: Avaliação do Coeficiente de Reatividade de Vazio e de Temperatura.....	62

<b>2.5.2. Fase 2: Queima.....</b>	<b>71</b>
2.5.2.1. Etapa 1: Análise de Criticalidade e Evolução de Composição ( <i>Depletion</i> )...71	
<b>3. CONCLUSÃO.....</b>	<b>78</b>
<b>REFERÊNCIAS.....</b>	

## 1. INTRODUÇÃO

Um dos na área de aplicações da tecnologia nuclear é a otimização de técnicas e tecnologias que maximizem o uso do combustível nuclear em centrais nucleares. Nesse segmento o Instituto de Pesquisas de Energia Atômica da Coréia (*Korea Atomic Energy Research Institute – KAERI*) em colaboração com a empresa Energia Atômica do Canadá Limitada (*Atomic Energy Canada Limited – AECL*) e o Departamento dos Estados Unidos (*U.S. Department*) têm proposto, movido esforços e estudos na direção do desenvolvimento de ciclos avançados do combustível nos quais se leva em conta a possibilidade do uso do combustível irradiado de um reator de água leve nos reatores do tipo canadense, mais conhecidos como *CANadian Deuterium Uranium – CANDU*.

Relatórios técnicos da Agência Internacional de Energia Atômica (*International Atomic Energy Agency – IAEA*) e do KAERI, mostram que o percentual físsil no combustível irradiado em um reator de água pressurizada (PWR) é cerca de 1,4 a 1,5%, o que aponta potencialidades de uso desse material no reator CANDU que usa urânio natural como combustível. Para esse fim, o principal método de reprocessamento de combustível considerado é o *Oxidation and REduction of OXides* (OREOX)[1] que é uma das técnicas existentes para o ciclo denominado *Direct Use of spent PWR In CANDU* (DUPIC<sup>1</sup>), especialmente por se tratar de um reprocessamento mecânico e ciclos de tratamentos térmicos que, neste método, não se aplica o uso de solventes. O combustível oriundo do processo OREOX não raramente é denominado combustível DUPIC[1 – 6].

Pelo fato do combustível reprocessado possuir um percentual de material físsil maior que o considerado no projeto original do CANDU, seu uso leva a um aumento na reatividade podendo comprometer os parâmetros de segurança do reator. Logo, o emprego de materiais absorvedores de nêutrons favorece a redução desses efeitos. É portanto apresentado neste trabalho a utilização do combustível reprocessado combinado ao urânio empobrecido[7] que nesse contexto possui a finalidade de reduzir a reatividade inicial atuando como absorvedor neste ciclo. Outro importante aspecto é que como o urânio empobrecido é um subproduto das plantas de enriquecimento, a proposta aqui realizada vem ao encontro da possibilidade uso desse material no CANDU.

---

1 Em função de haver somente reatores de água leve (LWR) do tipo reator de água pressurizada (PWR) operantes na Coreia[5].



Os módulos CSAS6[8] e o TRITON[9] do código SCALE 6.0 (Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation) foram utilizados para as análises de criticalidade e queima.

A primeira fase consiste na avaliação da criticalidade inicial do núcleo do CANDU 6[10] considerando diferentes arranjos a partir de três tipos de combustíveis: Urânio Natural (NU), Combustível Reprocessado (RF) e Urânio Empobrecido (DU). Em seguida adotou-se a verificação de dois parâmetros associados à segurança de reatores, sendo eles o coeficiente de reatividade de vazio e coeficiente de reatividade de temperatura do combustível a fim de selecionar as configurações que apresentassem um comportamento neutrônico semelhante ao CANDU 6, isto é, o núcleo abastecido somente com NU ao que chamamos “caso referência”[10]. Na segunda fase foram feitas análises da criticalidade do sistema e avaliação da composição durante a queima do combustível no ciclo DUPIC estudado.

Para os casos estudados, obteve-se êxito em determinar uma configuração de núcleo que, embora apontasse um tempo de recarga menor em relação ao caso referência, apresenta como vantagem o uso de combustível reprocessado no núcleo.

## 1.1. JUSTIFICATIVA

Em vista de propostas, estudos e desenvolvimento em soluções de ampliação de recursos energéticos e gerenciamento de rejeitos na área nuclear apresenta-se um quadro de grandes possibilidades. Estas apresentam técnicas de reprocessamento para utilização de materiais oriundos das atividades em centrais nucleares ainda com grande potencial energético. Nesse cenário têm-se proposto tecnologias para viabilizar ciclos do combustível nuclear que comporte o reuso desses materiais combustíveis.

Nesse contexto, este trabalho também se configura em um esforço de reunir registros acerca dos reatores do tipo CANDU. Pretende, também, averiguar a possibilidade de uso de tecnologias já consagradas e que ainda são objetos de exaustivos estudos pela KAERI e AECL, especialmente na língua vernácula, uma vez que recursos bibliográficos específicos na língua portuguesa se encontram por vezes escassos ou mesmo inexistentes.

## 1.2. OBJETIVO

Avaliar o ciclo DUPIC no núcleo de um típico reator CANDU 6.

Propor o uso do urânio empobrecido como material absorvedor de modo a obter uma configuração que apresente um comportamento neutrônico semelhante ao reator sem modificações e verificar a evolução da composição do sistema ao longo da queima.

---

## 2. DESENVOLVIMENTO

### 2.1. HISTÓRICO CANADENSE NOS PROJETOS NUCLEARES

Nesta seção serão abordados alguns aspectos históricos do desenvolvimento da tecnologia dos reatores nucleares no Canadá pontuando as etapas mais expressivas na linha cronológica.

#### 2.1.1. O Início das Atividades Nucleares no Canadá

Durante a primeira metade do século XX, descobertas significativas foram feitas no campo da física e da química nuclear levando à compreensão de uma nova fonte de energia: o núcleo atômico.

O histórico Canadense inicia-se em 1898 com Ernest Rutherford e suas contribuições nos estudos da radioatividade. Em 1904, sumariza várias de suas investigações na obra intitulada “*Radioactivity*” e quatro anos depois recebe o Prêmio Nobel devido às pesquisas que realizou. Em 1944, um de seus alunos vai ao Canadá para trabalhar no laboratório de Montreal. Nesse período, os esforços movidos levaram a considerações importantes acerca do projeto e construção de um reator que, mais tarde, exigiria um complexo de laboratórios em Chalk River[10].

Os trabalhos que estavam sendo realizados nos Estados Unidos em 1942, tiveram por fruto o primeiro reator capaz de manter uma reação nuclear autossustentada. O Chicago Pile-1 foi construído por Enrico Fermi junto a uma pequena equipe fazendo-se uso do empilhamento de blocos de grafite junto a placas de urânio[10, 11].

Durante o período de guerra, houve nos Estados Unidos um foco para o desenvolvimento da bomba atômica que, por sua vez, requer urânio ou plutônio altamente enriquecidos. O urânio necessitava de instalações de grande porte para separação do isótopo físsil e o plutônio poderia ser obtido a partir do  $^{238}\text{U}$  em um reator e quimicamente separado do combustível irradiado. Somente após a guerra houve um interesse maior em direcionar pesquisas nucleares a projetos de reatores com a finalidade de geração de energia elétrica.

No pós-Segunda Guerra Mundial, o Reino Unido, sem instalações de enriquecimento, seguiu no desenvolvimento da linha de reatores a urânio natural moderados a grafite para

produzir plutônio e suprir a produção de artefatos nucleares. Concomitante a isso, desenvolveu reatores para a produção de energia. Já nos Estados Unidos, o foco foi o desenvolvimento de reatores moderados a água leve e urânio enriquecido. Esse foi um modelo que revelou ser muito adequado para a propulsão submarina, especialmente, por serem mais compactos. Além disso, conferia aos submarinos, a capacidade de permanecer submersos e em operação por períodos prolongados até a próxima recarga. A experiência adquirida com os componentes do sistema de vapor para a propulsão submarina serviu posteriormente como influência e agente facilitador no projeto dos reatores de potência canadenses.

Nesse cenário, o Canadá deu suporte à guerra por meio de pesquisas relacionadas à física da água pesada e, portanto, deu condições para direcionar estudos no desenvolvimento de reatores moderados a água pesada usando urânio natural como combustível. O primeiro projeto que até aqui se tem conhecimento é o *Zero-Energy Experimental Pile* conhecido como ZEEP, construído em Chalk River (Figura 2.1.1).

Era essencialmente um cilindro de alumínio envolto por blocos de grafite. Suas varetas metálicas de urânio revestidas em alumínio eram posicionadas verticalmente a partir do topo e água pesada poderia ser bombeada lentamente para o fundo. Foi o primeiro reator nuclear a operar fora dos Estados Unidos e também exerceu papel fundamental nas pesquisas em física de nêutrons.

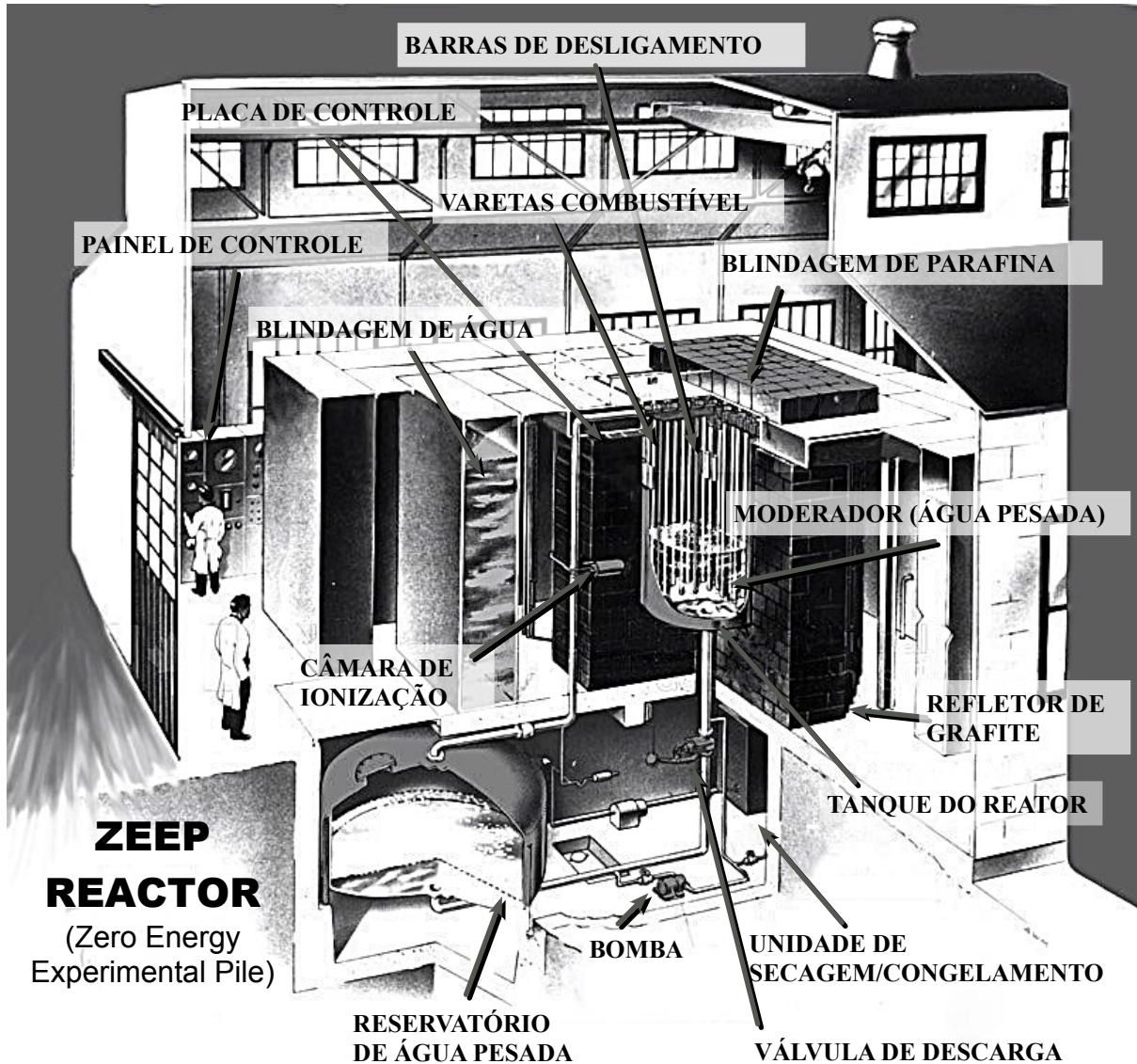
O reator ZEEP, que operava a uma potência de apenas 1W, permitia realizar testes para determinar as características do conjunto de água pesada e urânio. Seu uso foi além, pois com esse protótipo, foi possível traçar um perfil do espectro de energia e fluxo de nêutrons em várias regiões de um elemento combustível.

O *Zero Energy Deuterium (ZED-2)*, uma versão ampliada do ZEEP, foi utilizada para estudos de otimização do combustível, efeitos da irradiação e possibilidades de uso em reatores de potência. Um exemplo seria a modificação dos modelos de elementos combustíveis de 7 para 37 varetas que foram concebidos para testes de desempenho.

O *Pool Test Reactor*, ou *PTR*, foi construído em uma piscina contendo água leve e utilizava urânio enriquecido como combustível. O projeto apresentava um núcleo facilmente acessível que possibilitou inserir ou remover amostras de combustível e outros materiais no núcleo do reator, permitindo assim determinar a reatividade e estudar os efeitos a curto prazo da radiação em diversos materiais[10].

**Figura 2.1.1.** Reator *Zero-Energy Experimental Pile* (ZEEP).

Fonte: National Research Council Canada.

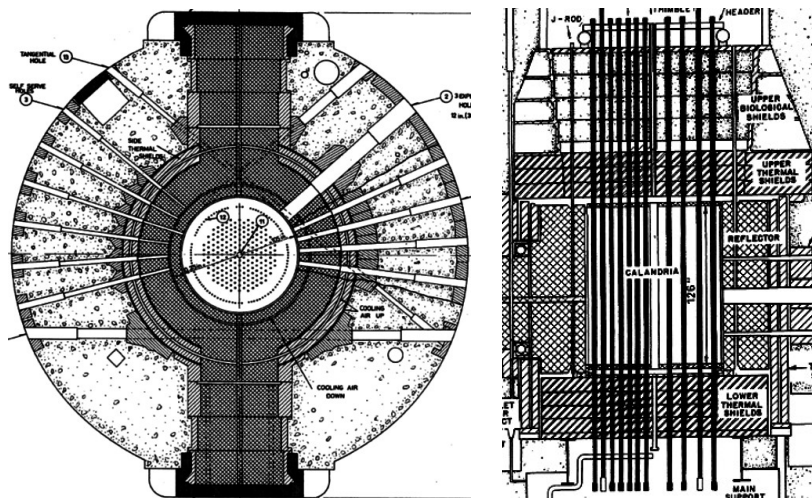


### 2.1.2. O Reator NRX

O primeiro reator nuclear canadense a ser projetado com potencial de produção de energia foi o NRX. Atingindo cerca de 42MW foi, na época, considerado o reator de pesquisa mais potente do mundo. Em 1952 acabou por sofrer um dos primeiros grandes acidentes nucleares em função de falhas humanas e mecânicas. O retorno de sua operação ocorreu somente após dois anos e seguiu em atividade até 1993[10, 12].

O reator NRX (Figura 2.1.2) consistia de um cilindro vertical de alumínio ao qual se dá o nome de “calândria” (do inglês *calandria*) e em seu interior continha água pesada como moderador. O núcleo possuía um arranjo hexagonal de aproximadamente 175 tubos onde ficavam dispostos os elementos combustíveis (canais de combustível), barras de controle e dispositivos experimentais. Do total de canais, 12 continham barras de controle feitas de tubos de aço contendo carbeto de boro. Os elementos combustíveis eram varetas metálicas de urânio revestidas de alumínio e arranjadas individualmente no interior de um tubo, também de alumínio, através do qual passava água leve como fluido de refrigeração. Preservou-se um fluxo de ar entre a interface externa do tubo da calândria e o a interface interna do tubo de refrigeração para limitar o escoamento de calor para o moderador e mantê-lo com baixa temperatura[10].

Figura 2.1.2. Desenho esquemático do reator NRX[13].



### 2.1.3. O Reator NRU

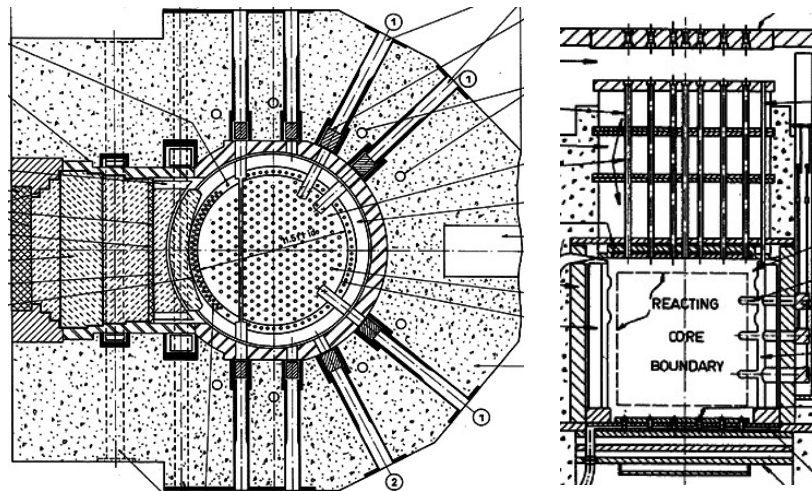
O *National Research Universal* (NRU) foi uma versão significativamente avançada do NRX e teve seu início em 1949 após o NRX ter sido posto em operação. Seu projeto previa uma potência de 200MW térmicos usando urânio natural. Entretanto foi convertido em 60MW usando urânio altamente enriquecido (1964) e novamente modificado para 135MW usando urânio ligeiramente enriquecido (1991). O NRU apoiou o *Canadian Neutron Beam Center* e serviu como ensaio para o desenvolvimento do reator CANDU<sup>2</sup>, além de,

2 Sigla para *CAN*ada *D*euterium *U*ranium.

historicamente, ter assumido um importante papel como principal fornecedor mundial de isótopos radioativos.

Assim como o NRX, o NRU foi projetado para utilizar urânio natural como combustível. A diferença era de que empregava água pesada como moderador e fluido de refrigeração. Objetivando posteriores aplicações comerciais, foi projetado de modo a possibilitar recargas em operação[10].

**Figura 2.1.3.** Desenho esquemático do reator NRX[13].



#### 2.1.4. O Reator NPD

O *Nuclear Power Demonstration* ou reator NPD foi projetado com base no reator NRU e foi destinado a ser o primeiro reator de potência canadense e protótipo para o projeto CANDU. Sua elaboração começou em 1955 e seus componentes foram projetados e fabricados pela *Canadian General Electric*. O NPD teve que operar em temperaturas suficientemente altas para gerar vapor, mover uma turbina e produzir energia. Essas especificidades apresentaram alguns desafios únicos de cunho técnico devido às pressões sob as quais os sistemas deveriam operar, de modo que, a produção elétrica prevista fosse de 22MW. O uso de água pesada como refrigerante e a possibilidade de recarga em operação já eram conquistas em projetos prévios, mas mudanças significativas tiveram que ser feitas para se admitir temperaturas e pressões mais elevadas. Em primeiro lugar, o combustível foi alterado de urânio metálico para dióxido de urânio, que suporta temperaturas maiores e suas dimensões sofrem pouca variação em longos períodos de irradiação. Em segundo lugar, o revestimento do combustível foi alterado de alumínio para liga de zircônio, que também apresenta alta resistência térmica, resistência a corrosão e vantagens no ponto de vista

da economia de nêutrons, dadas suas propriedades neutrônicas. Em terceiro lugar, foi introduzido o conceito de tubo de pressão para os canais de combustível que também eram constituídos de liga de zircônio. Diferentemente do NRX e NRU, os tubos de pressão eram horizontais, os elementos combustíveis tinham dimensões menores, o que facilitava a manipulação e, desse modo, poderiam ser empurrados em uma extremidade e recuperados na outra durante o processo de reabastecimento. Valendo ressaltar, que esse procedimento poderia ser feito sem a necessidade de desligar o reator.

Várias características de segurança foram incorporadas ao projeto. Eram elas:

- Um sistema de desligamento especialmente projetado para garantir segurança durante testes com o reator em funcionamento,
- Remoção de calor de decaimento por circulação natural após o desligamento,
- Contenção para evitar a liberação de material radioativo em caso de acidente.

O reator NPD começou a operar em 1962 e foi desativado em 1987, ponto este em que deu cumprimento a sua finalidade original como protótipo e como um importante centro de treinamento para futuros operadores de usinas nucleares CANDU[10].

### **2.1.5. Douglas Point**

A planta de Douglas Point foi a primeira central nuclear CANDU completa e foi construída às margens do Lago Huron, onde o complexo de energia nuclear de Bruce está localizado. A potência elétrica proposta foi de 200MW e a aprovação foi concedida somente em 1959. Apresentava uma similaridade com o projeto do reator NPD bem como semelhanças com seus componentes, porém, com uma ampliação e implantação definitiva dos tubos de pressão[10].

### **2.1.6. Evolução dos Reactores CANDU Comerciais**

O projeto do reator CANDU começou com modificações do NPD. Basicamente, o reator teria que ser alimentado com urânio natural e moderado à água pesada, essa característica exigia um arranjo do núcleo que contasse com uma série de canais de combustível através dos quais fluiria o refrigerante. O uso de dióxido de urânio, embora suas vantagens, influenciou de modo a reduzir a concentração de urânio no combustível e aumentou a necessidade de melhorar a economia de nêutrons, logo, foi selecionado como



revestimento um material à base de zircônio em virtude de suas propriedades neutrônicas, sofrendo sucessivas modificações para o ajuste da espessura.

A decisão de maior importância foi adotar o uso de tubos de pressão em vez de um vaso de pressão justamente para evitar a dificuldade da construção de um vaso mais elaborado. Outra decisão importante foi orientar os canais de combustível horizontalmente pois facilitaria o procedimento de recarga baseado na tecnologia adotada. Outra importante modificação foi adotar elementos combustíveis de tamanho reduzido, pois desse modo o canal de combustível não precisa ser reabastecido todo de uma só vez, de modo que o combustível de baixa queima (*burnup*) pode ser retido enquanto o combustível novo é adicionado[10].

O sistema de recarga deveria operar de modo que uma das máquinas de reabastecimento removesse e reinserisse os tampões de vedação após a inserção dos elementos combustíveis frescos em uma extremidade, enquanto a outra removesse o combustível irradiado. O abastecimento sendo bidirecional, isto é, dois canais adjacentes possuem sentido de recarga opostos, permitiu suavizar a perturbação no fluxo de nêutrons em um canal no processo de recarga.

Foi introduzido um espaçador de mola na forma de um anel feito de inonel (classe de superligas) permitindo que os tubos de pressão melhor resistissem ao efeito de deformações nos canais. A calândria tinha ao redor, água leve como refletor de nêutrons e, para provocar o desligamento, o moderador de água pesada poderia ser rapidamente drenado para um tanque. Procedimento que para um reator de pequeno porte se fazia eficiente[10].

O sistema de remoção e transporte de calor do núcleo do reator já contava com um gerador de vapor e bombas para promover a circulação do refrigerante. Originalmente, foram propostas bombas centrífugas<sup>3</sup>, mas estas foram posteriormente alteradas para bombas verticais com vedações no eixo dotadas de uma roda de inércia (*flywheel*) que proporciona maior inércia rotacional, prolongando o período de queda de desempenho após uma falha de energia. Permitiria, também, o resfriamento adicional do núcleo em razão do elevado calor de decaimento durante os estágios iniciais.

O gerador de vapor consistia essencialmente em um trocador de calor horizontal em forma de “U” (ou tubo em U) em que o refrigerante de água pesada transferia calor para a água leve do sistema de vapor. Tubos de circulação ascendente e descendente (*risers e down comers*) favoreciam o fluxo da mistura de vapor e água para um tambor de vapor (*steam drum*) e

3 Em física, o conceito “força centrífuga” é inexistente, entretanto a terminologia técnica manteve-se por razões históricas e comerciais.

retornavam a água para o trocador de calor. O tambor de vapor horizontal circular era semelhante ao de uma caldeira convencional e possuía ciclones internos para garantir a eficiência necessária na separação do vapor. Cabeçotes (*headers*) de entrada e saída em cada extremidade do reator atuavam de modo a homogeneizar o fluxo bidirecional de refrigerante[10].

Pouco tempo após o NPD, houve a construção do reator Douglas Point na região do lago Huron, sendo este último essencialmente uma versão ampliada capaz de funcionar como uma usina e produzir energia elétrica em uma escala comercial. A mudança mais significativa foi a melhoria de potência para 200MW elétricos, isso naturalmente exigiu uma calândria maior e mais robusta, e, portanto, o material estrutural foi alterado de liga de alumínio para aço inoxidável e os tubos da calândria de liga de alumínio para liga de zircônio. Como o aço inoxidável é um melhor absorvedor<sup>4</sup> de nêutrons que o alumínio, o diâmetro da calândria foi aumentado para acomodar um refletor de água pesada interno em vez de um refletor de água leve externo. As blindagens axiais foram modificadas de modo que os encaixes finais do canal de combustível ficassem fora do escudo e, portanto, mais facilmente acessíveis[10].

Um aumento da potência exigiu o aumento das capacidades de transferência de calor e geração de vapor. Portanto, decidiu-se colocar geradores de vapor e bombas de circulação em cada extremidade do reator. Os múltiplos trocadores de calor de menor dimensão, podem ser substituídos mais facilmente do que um único de grande porte em caso de problemas no equipamento. Com essas modificações obteve-se um sistema de transporte de calor mais eficiente em que um par de geradores de vapor e as bombas de circulação eram posicionados nas extremidades de um circuito em “oito”. Outra característica do Douglas Point foi a introdução de cabeçotes horizontais de entrada e saída logo acima da parte superior do reator, porém abaixo dos geradores de vapor e bombas de circulação. Essa configuração permitiria que o sistema fosse parcialmente drenado para manutenção nas bombas de circulação e geradores de vapor enquanto ainda mantinha o resfriamento do combustível para remover o calor de decaimento[10].

Pickering foi a primeira central comercial CANDU de múltiplas unidades em grande escala e contava com quatro reatores de 500MW elétricos (MWe). Devido a alterações das dimensões dos canais de combustível as blindagens das extremidades da calândria foram

4 É corrente o uso do termo “absorvedor” para designar núclídeos que possuem valores elevados de seção de choque de absorção.

reprojetadas e o espaço aneliforme entre o tubo de pressão e o tubo da calândria foi preenchido com gás inerte para minimizar o efeito da corrosão.

Outra mudança foi a adoção de um sistema de refrigeração no qual dois circuitos conectados entre si eram hidráulicamente independentes constituindo um “duplo oito”. Isso apresenta a vantagem de reduzir os danos em um acidente por perda de refrigerante devido a um tubo de pressão ou à ruptura do tubo de alimentação. O sistema de remoção do moderador para desligamento de emergência foi preservado, mas devido ao tempo necessário para drenar uma calândria de maiores dimensões, foi adicionado ao projeto barras de desligamento acionáveis por gravidade que eram capazes de operar na maioria dos casos de desligamento automático do reator.

Um reator maior introduziu a possibilidade de oscilação de fluxo, em que o pico de potência deslocava de uma região do reator para outra, quando induzido por transientes de xenônio. Para contornar esse problema, foram adicionadas câmaras contendo água leve (Zonas líquidas). Tais zonas atuam como um melhor absorvedor de nêutrons frente ao moderador de água pesada[10].

Bruce foi a próxima grande central nuclear de múltiplas unidades a ser construída e contou com uma alteração no sistema de transporte de calor. A mudança foi feita nos geradores de vapor permitindo o uso de um único tambor de vapor horizontal ao topo e comum a todos os geradores de vapor situados em cada extremidade do reator.

As avaliações feitas no projeto indicaram que um sistema de remoção do moderador era muito lento para um reator de grandes dimensões. Portanto, isso foi eliminado em favor das barras de desligamento acionadas por gravidade, que são de ação mais rápida. Como o moderador já não estaria disponível para o resfriamento do canal em caso de perda de refrigerante, um novo sistema foi desenvolvido para a próxima geração de reatores aplicado em Bruce. Esse sistema trata-se da injeção de água em alta pressão nos cabeçotes do sistema de transporte de calor a partir de tanques de armazenamento pressurizados em atmosfera de gás hélio.

Uma nova questão de segurança surgiu no que diz respeito ao sistema de desligamento, tendo em vista as características do projeto do CANDU, pois qualquer interrupção em sua configuração tornaria o reator subcrítico e inoperável. Em caso de falha do sistema de desligamento para operar em uma situação de sobrecarga, o reator responderia desligando automaticamente. Uma avaliação mais apurada sobre o protocolo de operação levou à adição de um segundo sistema de desligamento que otimizaria o núcleo para fins de

licenciamento. Como as barras de desligamento operavam em um plano vertical, foi desenvolvido um novo sistema que operava totalmente independente em um plano horizontal. Esse segundo sistema consistia em bicos para injeção de solução de nitrato de gadolínio em tanques pressurizados diretamente no moderador e, por sua remoção se tratar de um processo demorado, este se tornou o sistema de desligamento secundário. Já as barras de desligamento permaneceram no sistema de desligamento primário para condições adversas nos quais se exigia uma resposta rápida[10].

A próxima geração de unidades CANDU incluiu Point Lepreau e Gentilly-II. Uma das principais modificações foi a concepção de uma única contenção de grande porte para o reator e o sistema de transporte de calor. Portanto os geradores de vapor abrigavam um sistema de condensação e teriam, ainda, a função de conter produtos radioativos em caso de ruptura do vaso e acidente por perda de refrigerante. Outras mudanças seguiram uma evolução natural no projeto do reator, tais como modificações do elemento combustível atual 37 varetas de menor diâmetro. A maior superfície de transferência de calor, assim obtida, permitiu um aumento de potência de 500MWe para 600MWe, reduzindo o número de canais de combustível, modelo este que tornou-se conhecido como o CANDU 600<sup>5</sup>.

Em Pickering, de 12 geradores de vapor e 16 bombas de refrigerantes, o projeto sofreu uma otimização para 4 geradores de vapor e 4 bombas. Em Darlington seguiu-se o projeto do CANDU 600 com alterações na distribuição das bombas e geradores de vapor de modo que haveria um gerador de vapor e uma bomba de circulação em cada extremidade além do aumento do número de canais para favorecer um aumento de potência.

Para futuros reatores nessas dimensões, foi proposta uma alteração na disposição do circuito, em vez de os dois circuitos estarem em metades separadas do reator, eles seriam entrelaçados alternadamente entre canais adjacentes ao longo do reator. A vantagem disso seria evitar problemas de fluxo e variações abruptas de potência em caso de acidente por perda de refrigerante em um circuito, mantendo-se ainda, as vantagens do conceito de dois circuitos[10].

---

5 Mais tarde consagrado como CANDU 6.

---

## 2.2. CARACTERÍSTICAS DO PROJETO DO REATOR CANDU 6

Nesta seção serão introduzidos as principais características do reator CANDU 6, objeto deste estudo.

### 2.2.1. Comparação dos Reatores CANDU

O reator CANDU evoluiu progressivamente e foi comercializado em vários outros países. Foram desenvolvidas três versões padronizadas, CANDU 300, CANDU 600 e CANDU 900, com diferentes capacidades. Atualmente são conhecidos como CANDU 3, CANDU 6 e CANDU 9, respectivamente. Os números originais indicam aproximadamente a potência nominal em megawatts, mas, desenvolvimentos posteriores permitiram que esses modelos atingissem valores muito maiores.

Embora o CANDU 6, por exemplo, Point Lepreau, seja representativo dos reatores CANDU em geral e a maioria dos reatores CANDU existentes são dessa capacidade, o CANDU 3 e o CANDU 9, por exemplo, Bruce e Darlington, foram comercializados como capacidades alternativas para se ajustarem a unidades prestadoras de serviço em sistemas de energia elétrica respectivamente menores ou maiores. O CANDU 9 é muito semelhante ao CANDU 6, sendo simplesmente de maior diâmetro e com maior capacidade térmica, resultando assim em uma economia de escala<sup>6</sup>. O CANDU 3, no entanto, foi um desenvolvimento inovador feito para minimizar os efeitos adversos da economia de escala, mas nenhum exemplar foi construído. Seria, de forma bastante simples, como “metade” do CANDU 6 com um circuito único em vez de um circuito em “oito” com dois geradores de vapor em uma extremidade e duas bombas no outro, mantendo essencialmente as mesmas dimensões dos componentes empregados no CANDU 6. O fluxo de refrigerante é apenas em uma direção e somente uma máquina de recarga localizada na extremidade de saída do refrigerante é utilizada, de modo que o fluxo de refrigerante ajude a retirada dos elementos combustíveis.

---

<sup>6</sup> Em economia, o termo “economia de escala” refere-se à redução no valor médio dos custos frente ao aumento na escala de produção.

Ao passo que o projeto CANDU evoluiu com a proposta de centrais nucleares de Bruce B e posteriormente Darlington, estas apresentavam uma potência nominal na faixa de 800MW, que resultaram no projeto CANDU 8. A publicação da AECL em 1989 “*CANDU 8 Technical Outline*” lista a geração líquida de energia de Bruce B como 825MW e Darlington como 881MW.

O desenvolvimento do CANDU atingiu até a classe com quatro unidades CANDU 600MW (Pickering), unidade única CANDU 6 ou 700MW (Point Lepreau on-line) e classe de quatro unidades CANDU 900MW (Bruce A & B e Darlington) com posterior desenvolvimento da classe de unidade única CANDU 9 também de 900MW e em adição, o projeto CANDU Avançado. A AECL, nesse sentido, publicou informativos técnicos a respeito do projeto ACR<sup>7</sup>-700 mas hoje, nota-se maiores esforços na direção do desenvolvimento do ACR-1000[10, 14 e 15].

#### 2.2.1.1. Avaliação de potência

A densidade de potência é uma medida da quantidade de energia gerada por unidade de volume do núcleo. Geralmente, quanto maior a densidade de potência, mais compacto é o reator e menor o custo do projeto.

Todos os reatores CANDU contêm aproximadamente a mesma quantidade de combustível no núcleo por canal, mas as principais diferenças estão na forma com que os elementos combustíveis são projetados e na quantidade de canais de combustível. O projeto de potência total de um reator CANDU pode ser fixado selecionando um número apropriado de canais de combustível para o reator. Como exemplos, no reator CANDU 3 existem 232 canais de combustível, no reator CANDU 6 o número de canais é aumentado para 380 enquanto que no reator CANDU 9 há 600 canais de combustível.

O projeto ACR, que usa urânio ligeiramente enriquecido como combustível e água leve como refrigerante conta com o benefício de reduzir significativamente o estoque de água pesada. No ACR proposto, a densidade de potência é aumentada em favor de um menor diâmetro da calândria, mas com um acréscimo no número de varetas no elemento combustível e um passo de canal menor, resultando em um reator mais compacto, mesmo com 520 canais de combustível[10].

---

7 Sigla para *Advanced CANDU Reactor*.

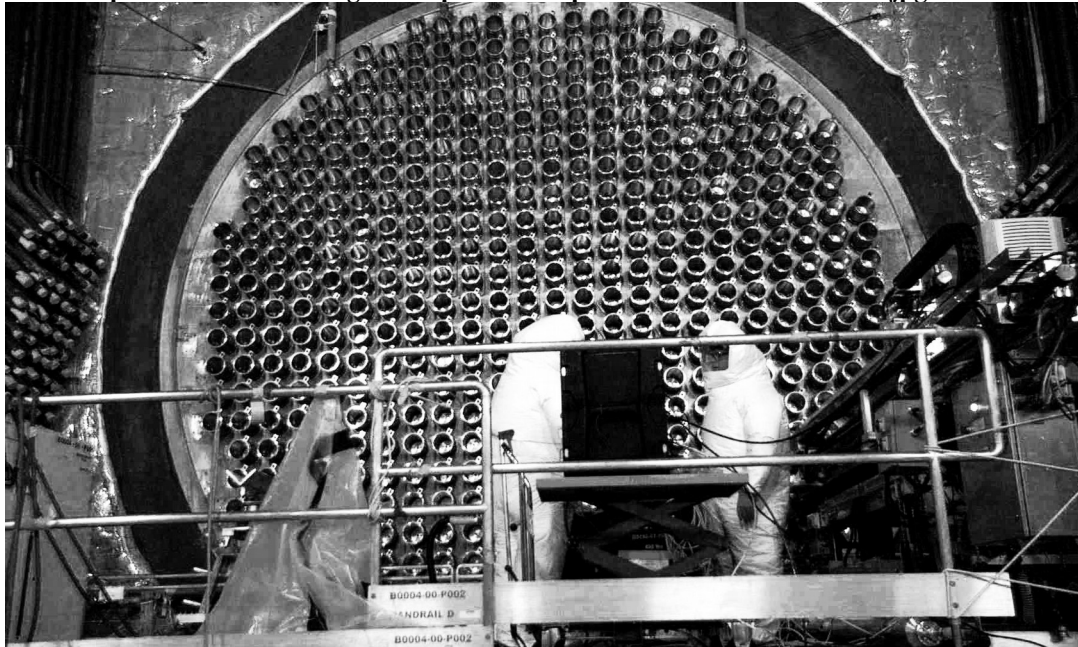
### 2.2.2. Arranjo do Núcleo do Reator

O núcleo do reator é cilíndrico e orientado horizontalmente bem como seus canais de combustível (Figura 2.2.3) somando um total de 380. O moderador de água pesada está contido em uma calândria cilíndrica envolvendo múltiplos tubos ajustados em uma rede quadrada e em direção axial. A Tabela 2.2.1 mostra alguns parâmetros típicos para o reator CANDU 600.

**Figura 2.2.3.** Face frontal de um reator CANDU 6.

A máquina de recarga (à direita) conecta-se a cada um dos canais efetuando a inserção do elemento combustível enquanto outra faz a remoção na outra extremidade.

Fonte: <http://www.reeltimeimages.ca/wp-content/uploads/2015/04/reactor-face.jpg>.



Os tubos de pressão que contêm os elementos combustíveis passam pelos tubos da calândria. O refrigerante de água pesada submetido a uma pressão de cerca de 10MPa flui através dos tubos de pressão para remover o calor dos elementos combustíveis e, devido às propriedades do refrigerante, há favorecimento na economia de nêutrons. Cada tubo de pressão contém doze elementos combustíveis, os quais possuem, cada um, 37 varetas combustíveis dispostas em um padrão circular (Figura 2.2.4). Cada vareta combustível consiste em um tubo de liga de zircônio preenchidos com pastilhas de dióxido de urânio natural. Uma característica do CANDU é que os canais de combustível individuais podem ser reabastecidos enquanto o reator está em plena potência, inserindo novos elementos combustíveis em uma extremidade do tubo de pressão e removendo os elementos irradiados

TABELA 2.2.1 – Parâmetros do núcleo do reator CANDU[10].

Parâmetro	Valor no CANDU 600
Nº de canais combustível no núcleo	380
Nº de elementos combustíveis por canal	12
Nº de varetas combustíveis por elemento	37
Nº de pastilhas combustíveis por vareta	30
Arranjo dos canais de combustível	quadrado
<i>Pitch</i> † do arranjo de canais de combustível	286mm
Revestimento do combustível – material ( <i>m</i> )	Zircaloy – 4
Pastilhas combustíveis – <i>m</i>	UO <sub>2</sub> sinterizado
Pastilha combustível – diâmetro ( <i>d</i> )	12,16mm
Vareta combustível – configuração	circular
Vareta combustível – <i>d</i>	13,08mm
Elemento combustível – <i>d</i>	102,4mm
Elemento combustível – comprimento ( <i>l</i> )	495mm
Massa de UO <sub>2</sub> no núcleo	95Mg
Massa de urânio no núcleo	84Mg
Tipo de combustível	U natural
Densidade de potência média do núcleo	~11MW/m <sup>3</sup>
Comprimento ativo do núcleo	5,94m
Distância extrapolada do núcleo	6,06m
Diâmetro equivalente do núcleo	6,27m
Potência total de fissão no núcleo	2180MW
Potência térmica total no núcleo	2060MW
Máximo de potência no canal de combustível	6,5MW
Máximo de potência no elemento combustível	0,8MW
Área de transferência de calor ativa	~3430m <sup>2</sup>
Fluxo médio de calor	~600kW/m <sup>3</sup>
Fluxo máximo de calor	~1000kW/m <sup>3</sup>

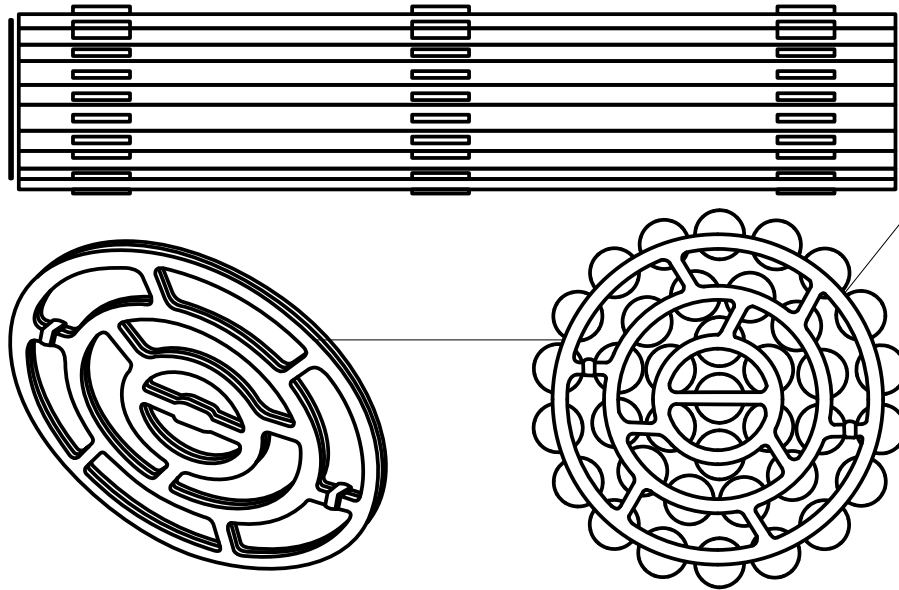
† Ou “passo”, trata-se da distância de dois centros geométricos da sessão transversal, que para o presente caso, entre dois canais de combustível adjacentes.

na outra extremidade, usando máquinas de reabastecimento especiais que podem se conectar às extremidades de qualquer tubo de pressão.

O controle do reator é obtido por uma série de dispositivos. Em um destes varia-se a quantidade de água leve em tubos especiais, chamados níveis líquido compondo 14 zonas de controle no interior da calândria. O conjunto conta também com o acionamento de barras de controle que são inseridas em canais verticais guiados ortogonalmente aos tubos da calândria.



**Figura 2.2.4.** Elemento combustível (EC) de 37 varetas[16].

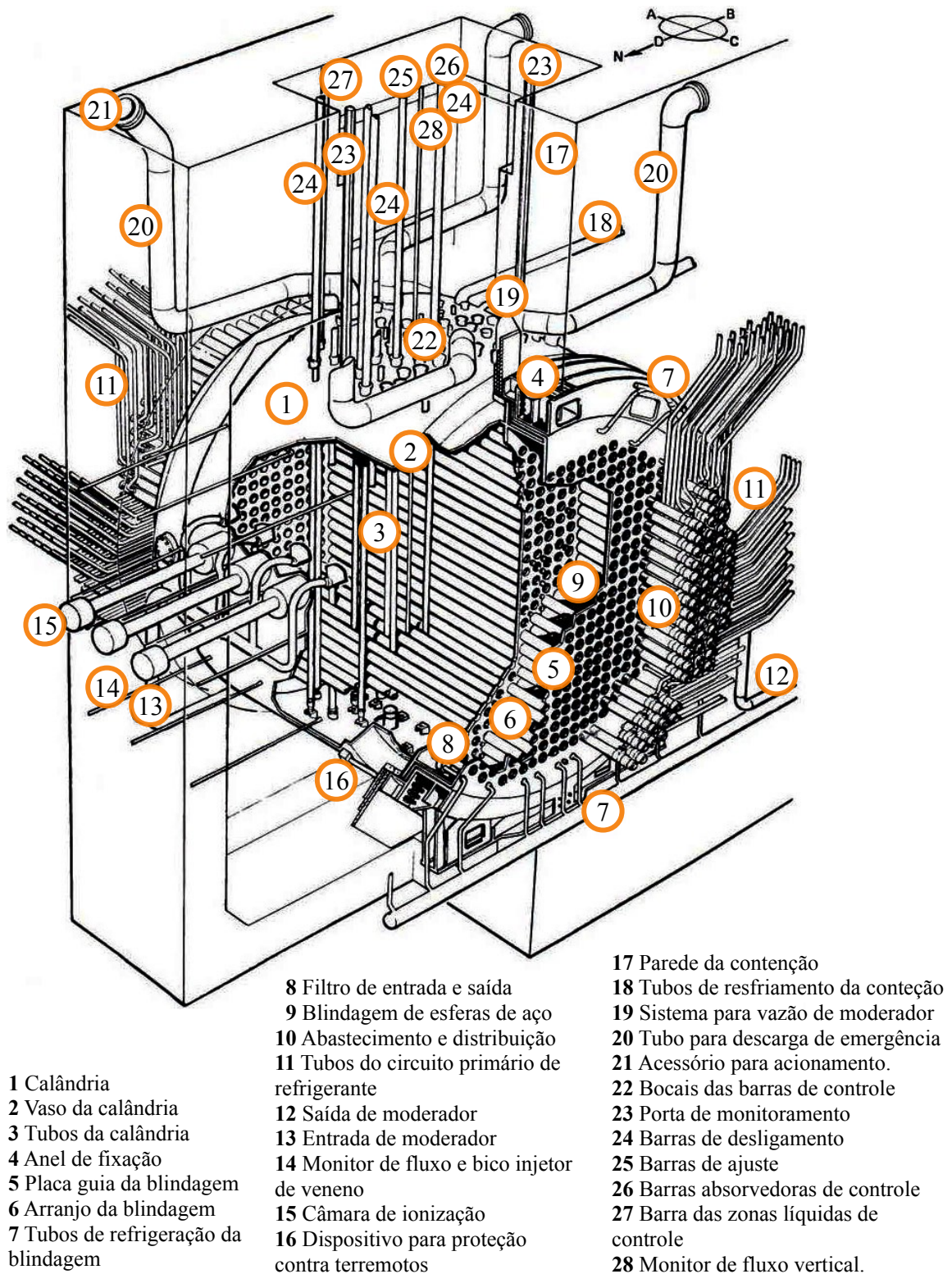


O núcleo do reator inclui dispositivos de monitoramento e controle para medir o fluxo de nêutrons e modificar o perfil de fluxo, se necessário, para obter a melhor distribuição de potência. Dispositivos de segurança para provocar o desligamento rápido, como as barras de desligamento e o sistema de injeção de “veneno” (absorvedor de nêutrons), também são incorporados ao núcleo. A disposição geral destes é mostrada na Figura 2.2.5[10].

### 2.2.3. O Circuito do Refrigerante

Os tubos de pressão contêm refrigerante de água pesada a cerca de 10MPa e fazem parte do circuito de refrigeração. O fluxo nos tubos de pressão, é ajustado de forma a estar em direção oposta aos canais de combustível adjacentes, isto é, em cada extremidade do reator, há um conjunto de entradas e saídas para cada canal de combustível. Para transportar o refrigerante através de cada uma dessas entradas e saídas, são utilizados tubos de alimentação de pequeno diâmetro (Figura 2.2.5 – componente 11) que, por sua vez, estão ligados a cabeçotes (*headers*) acima de cada extremidade do núcleo do reator. O refrigerante dos cabeçotes de saída em cada extremidade passa para os geradores de vapor através das bombas e, logo em seguida, retorna aos cabeçotes de entrada na mesma extremidade do núcleo do reator (Figura 2.2.6). Após uma segunda passagem através dos canais de combustível, o refrigerante passa para os geradores de vapor e bombas na outra extremidade do núcleo do reator. O ciclo do refrigerante completo possui assim uma configuração de duplo “oito”. Normalmente, existem dois geradores de

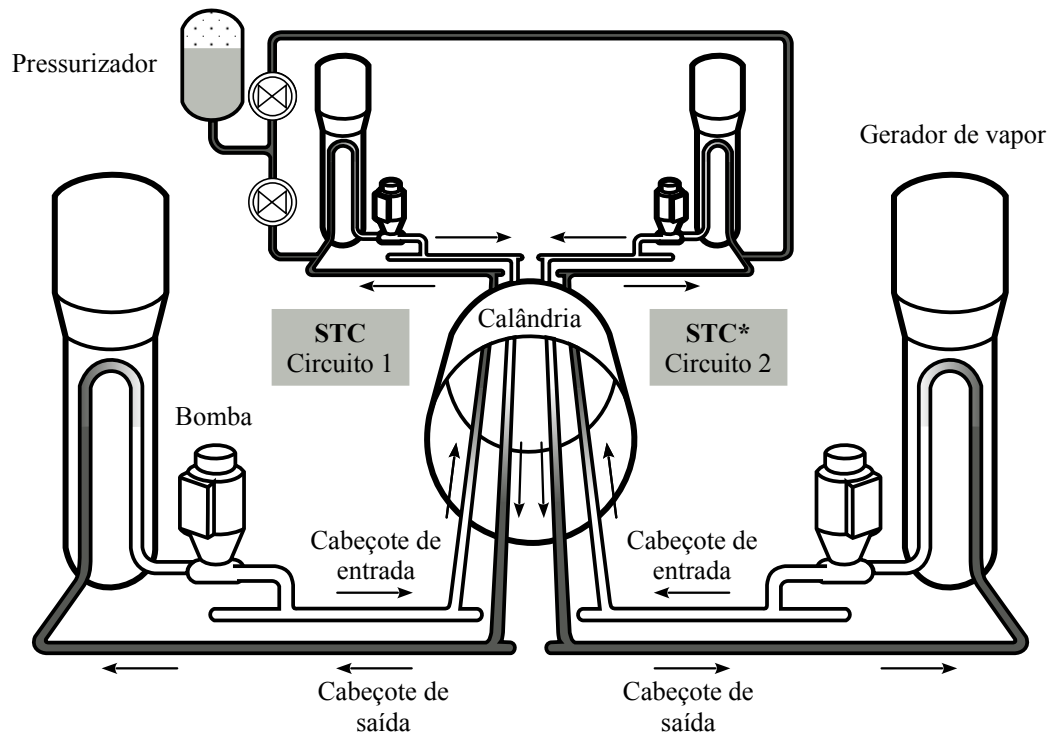
Figura 2.2.5. Componentes do reator CANDU 6[10].



vapor e duas bombas em cada extremidade do núcleo do reator, somando um total de quatro de cada componente. Embora cada par de geradores de vapor e seu circuito de refrigerante associado tenham uma configuração de “oito” independentes, os cabeçotes são conectados de

forma cruzada de modo que todo o sistema funcione com a mesma pressão que é mantida por um único pressurizador conectado a um dos circuitos de refrigerante. O pressurizador trata-se de uma câmara cilíndrica e tem sua metade preenchida com água e a outra metade vapor de forma a manter as condições de saturação[10].

**Figura 2.2.6.** Arranjo do sistema de transporte de calor[17].



\*STC: Sistema de Transporte de Calor

#### 2.2.4. Sistema de Controle de Temperatura e Reatividade no Moderador

Um efeito comum no moderador é a geração de calor em função do processo de moderação de nêutrons no qual energia cinética é convertida em térmica pela absorção de radiação gama. Embora esses processos se intensifiquem com o aumento de potência do reator, somado pelo efeito da transferência de calor do  $\text{CO}_2$  que percorre o espaço entre o tubo de pressão e o tubo da calândria, nota-se que pouca variação de temperatura é observada no moderador, de modo que na totalidade, cerca de 5% do calor produzido no reator é efetivamente transferido[10].

A temperatura do moderador é mantida entre 333,15K e 338,15K por um sistema de refrigeração externo. Esse sistema inclui tubos de circulação e trocadores de calor que permitem esse controle, pois qualquer formação de vazios no moderador levaria a um aumento na reatividade e, por consequência, condições instáveis de reatividade. Nota-se também, que tal elevação de temperatura (ambiente até operação) possui uma certa influência na reatividade do sistema.

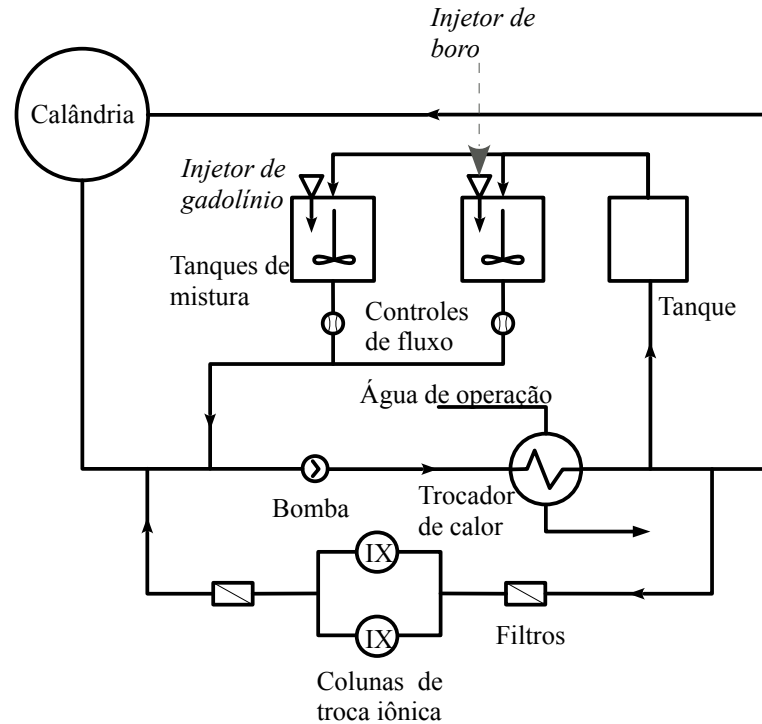
Para condições de equilíbrio, isto é, uma mistura de combustível irradiado e novo que ocorre como consequência de vários meses de reabastecimento contínuo, o coeficiente de reatividade de temperatura do moderador é positivo. Isso significa que há um aumento de reatividade de cerca de 4mk à medida que a temperatura vai de 303,15K a 343,15K[10]. Esse fenômeno é devido principalmente, a dois fatores, o primeiro deles é a menor densidade do moderador em temperaturas mais altas, resultando em menor absorção de nêutrons. O segundo é o aumento da frequência de interações de nêutrons com plutônio à medida que o aumento da temperatura leva a um dado valor de energia correspondente a um pico de ressonância do  $^{239}\text{Pu}$ [10].

Nesse contexto, o projeto do reator conta com um meio para o controle de reatividade que é o uso de veneno em concentrações apropriadas e em certas condições de operação via um sistema de injeção. Esse sistema consiste em tanques de mistura para boro e gadolínio (Figura 2.2.7), no qual as soluções são preparadas e há controladores de fluxo na entrada da bomba de circulação para medir a quantidade inserida no moderador.

Os isótopos do boro e gadolínio, especificamente  $^{10}\text{B}$ ,  $^{155}\text{Gd}$  e  $^{157}\text{Gd}$ , são fortes absorvedores de nêutrons, e naturalmente seus teores decrescem de forma gradual. A taxa de queima para o boro é mais lenta que a do gadolínio. Isso torna-o mais adequado para operações de longo prazo e faz com que atue de modo a contrabalancear a perda de reatividade devido à queima de combustível. Quando ocorre a recarga, o excesso de reatividade do combustível também pode ser compensado por uma certa concentração de boro. Enquanto o combustível queima e os produtos de fissão são produzidos, a concentração de  $^{10}\text{B}$  diminui, tornando possível manter um patamar de reatividade. Como a taxa de queima do gadolínio é mais rápida do que a do boro, isso o torna mais adequado para ajustes de reatividade de curto prazo, como os necessários durante os transientes de xenônio. A concentração de  $^{135}\text{Xe}$ , que possui elevada seção de choque de absorção, aumenta com a queima do combustível de modo que o gadolínio pode compensar o efeito por ele causado

sendo consumido a uma taxa que corresponde aproximadamente ao acúmulo de xenônio no sistema.

**Figura 2.2.7.** Arranjo do sistema de refrigeração e purificação do moderador[10].



O gadolínio também pode ser usado para compensar a falta de xenônio no reator durante uma interrupção na operação, a fim de garantir que o reator permaneça subcrítico.

No esquema da Figura 2.2.7, é apresentado o sistema de purificação via troca iônica empregando-se resina aniônica ou catiônica dependendo das espécies que se pretende realizar separação ( $\text{BO}_3^{2-}$  ou  $\text{Gd}^{3+}$ )[10]. As resinas sintéticas trocadoras de íons são polímeros de alta massa molecular e que contêm um grande número de grupos funcionais iônicos por molécula. As resinas trocadoras de cátions contêm grupos ácidos, enquanto as resinas trocadoras de ânions possuem grupos básicos. Os trocadores do tipo ácido forte apresentam grupos ácidos sulfônicos ( $-\text{SO}_3^- \text{H}^+$ ) ligados à matriz polimérica e têm aplicação mais ampla que os trocadores tipo ácido fraco, os quais devem sua ação a grupos carbonílicos ( $-\text{COO}^- \text{H}^+$ ). De forma similar, os trocadores de ânions tipo base forte possuem grupos amínicos quaternários [ $-\text{N}(\text{CH}_3)_3^+ \text{OH}^-$ ], enquanto os do tipo base fraca contêm aminas secundárias ou terciárias[18].

### 2.2.5. Dispositivos de Reatividade no Reator CANDU

A água pesada, por apresentar uma seção de choque de absorção de nêutrons baixa se comparada com a água leve, favorece o rendimento do combustível. Para compensar as mudanças de reatividade no combustível, as propriedades de absorção do moderador podem ser modificadas pela adição de gadolínio e/ou boro (sob as formas de ácido bórico e nitrato de gadolínio).

A água leve, para as condições do urânio natural, desfavorece a economia de nêutrons no reator. Portanto, sua concentração no moderador deve ser limitada para evitar que o reator atinja a condição de subcrítico quando em operação de modo que a concentração de D<sub>2</sub>O no moderador se mantenha em torno de 99,5%. A água leve pode ser usada convenientemente como um dispositivo de controle dentro do reator e seu volume pode ser alterado em tubos verticais independentes.

Em um contexto mais amplo os dispositivos de reatividade do reator são:

- Sistema de injeção de veneno no moderador
- Zonas líquidas de controle
- Sistema mecânico de controle por barras de absorvedores
- Sistema mecânico por barras de ajuste.

Além dos dispositivos acima listados, o sistema de desligamento do reator pode ser obtido ao se operar um ou ambos dispositivos seguintes:

- Sistema de desligamento 1 (*Shutdown System 1* ou SDS-1): barras de desligamento
- Sistema de injeção de veneno (SDS-2)

O sistema de monitoramento oferece condições para se avaliar a situação em que o sistema de desligamento precisa ser acionado. Ele é composto por detectores de fluxo de nêutrons dentro do núcleo e câmaras de íons ao lado do núcleo, possuindo, também, outros sensores no sistema de vapor e no gerador da turbina. Os principais dispositivos de controle são mostrados como parte do conjunto do reator na Figura 2.2.5 (componentes 13 a 15).

No CANDU 6, existem 26 detectores de fluxo vertical e 7 detectores de fluxo horizontal no núcleo; 12 detectores instalados verticalmente fornecem informações de fluxo para o SDS-1, enquanto três detectores de fluxo horizontal fornecem dados de fluxo ao SDS-2. Os detectores restantes de fluxo vertical enviam informações para os sistemas de controle da zona líquida e barras de controle. Todos esses detectores de fluxo no núcleo podem fornecer dados para mapeamento tridimensional de fluxo no reator[10].

### 2.2.5.1. Sistema de zonas líquidas de controle

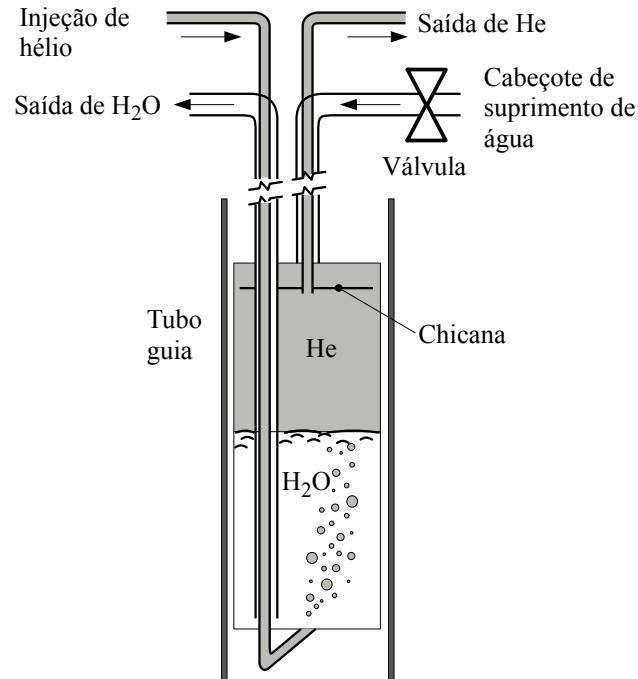
A reatividade é balanceada por meio das chamadas *Zone Control Unit (ZCU)* ou zonas líquidas de controle localizadas verticalmente dentro do núcleo do reator entre as barras de absorvedores do sistema de controle mecânico, barras de ajuste e barras de desligamento. Tais zonas líquidas contêm água leve em dois ou três compartimentos separados distribuídas em seis tubos no reator, formando um total de 14 compartimentos. A água leve absorve os nêutrons e age como uma barra de controle à medida que a água é adicionada ou removida pelos tubos de entrada e saída, na qual a diferença na taxa de fluxo (hélio ou água) fará com que o nível varie. O gás hélio é mantido acima do nível de água e a diferença de pressão entre a entrada e a saída, na parte inferior e superior da coluna de água, respectivamente, indica o nível de água leve. A quantidade de água em cada compartimento é controlada por válvulas automatizadas que recebem sinais dos detectores de fluxo através dos computadores do sistema de regulação do reator.

A saída de água leve é essencialmente constante de modo que o nível de água em cada compartimento é controlado por meio de purga de gás hélio no compartimento e pela diferença entre a pressão de entrada e a de saída no cabeçote conectado ao topo de cada um dos 14 compartimentos existentes no núcleo (Figura 2.2.8)[10].

### 2.2.5.2. Sistema mecânico de controle por absorvedores

Há no reator quatro barras de absorvedores ou *Mechanical Control Absorbers (MCA)* que compõe o sistema mecânico de controle, normalmente feitos de uma variedade de ligas, predominantemente cádmio revestido de aço inoxidável. Esses absorvedores ajustam o fluxo quando é necessário inserir uma maior taxa de reatividade negativa que a fornecida por meio das zonas líquidas. Essas barras auxiliam permitindo provocar uma redução rápida da potência do reator, como um *stepback*. Podem ser inseridas ou removidas do núcleo em velocidade variável ou “soltas” no interior do núcleo pela liberação de uma trava. Em condições normais de operação esses dispositivos se encontram fora do núcleo[10].

**Figura 2.2.8.** Compartimento da zona líquida de controle[10].



### 2.2.5.3. Barras de ajuste

As *Adjuster Rods* (ADJ) ou barras de ajuste, são usadas no reator para otimizar o perfil de fluxo de nêutrons (logo a potência do reator) compensar a queima de combustível e fornecer reatividade positiva para reduzir o efeito do  $^{135}\text{Xe}$  após uma queda de potência no reator (em virtude do decaimento do  $^{135}\text{I}$ )[10, 19]. Os reatores CANDU são projetados para operar em potência total quando essas barras estão totalmente inseridas no núcleo do reator e conta com 21 dessas unidades organizadas em três fileiras e dispostas verticalmente entre os demais dispositivos de controle.

Diferente das barras de desligamento, estes componentes não são acionados por gravidade em caso de um sinal de desligamento dos detectores de fluxo. Em condições normais de operação se encontram totalmente inseridos e são removidos ou inseridos individualmente. Quando as barras de ajuste são totalmente retiradas, o ganho de reatividade é de cerca de 16mk, o que é suficiente para superar pequenos transientes de xenônio durante a operação de recarga, isto é, quando as máquinas de reabastecimento se encontram em operação[10, 20 e 21].



#### 2.2.5.4. Barras de desligamento

Os sinais recebidos dos detectores de fluxo ou outros dispositivos na central, que são direcionados para o sistema de desligamento 1 (SDS1), controlam um sistema com 28 barras de desligamento verticais. Essas barras são compostas de cádmio e revestidas de aço inoxidável com a finalidade de provocar o desligamento do reator em condições normais e de emergência. A inserção dessas barras no núcleo é feita por meio de tubos guia perfurados feitos de liga de zircônio que se encontram submetidos à pressão do moderador.

A inserção ou remoção das barras do núcleo se efetua por meio de um cabo de aço inoxidável que é enrolado em um tambor no mecanismo de acionamento da haste, que por sua vez, é controlado por um motor. Quando um sinal de desligamento é recebido, o magneto é desativado e as barras caem núcleo a dentro por meio dos tubos guia. Enquanto os magnetos são reativados, as barras de desligamento podem ser movidas para dentro ou para fora do núcleo do reator pelo motor do sistema[10].

#### 2.2.5.5. Sistema de injeção de veneno

No projeto original do CANDU, foi estabelecido que deveria haver dois sistemas independentes de desligamento para assegurar o desligamento do reator de forma eficiente. Para se alcançar esse objetivo, os sistemas SDS-1 e SDS-2 inseriam reatividade negativa de maneiras distintas e se encontram dispostos em planos ortogonais dentro do reator, ou seja, um em um plano vertical e um no horizontal.

Esse é um sistema de segurança e não de controle ao contrário do sistema de injeção de veneno no moderador mencionado anteriormente. Nesse contexto, ocorre a injeção de uma grande quantidade de veneno queimável no moderador para provocar a redução drástica na reatividade em vez de adicionar uma quantidade para se manter a reatividade no nível exigido.

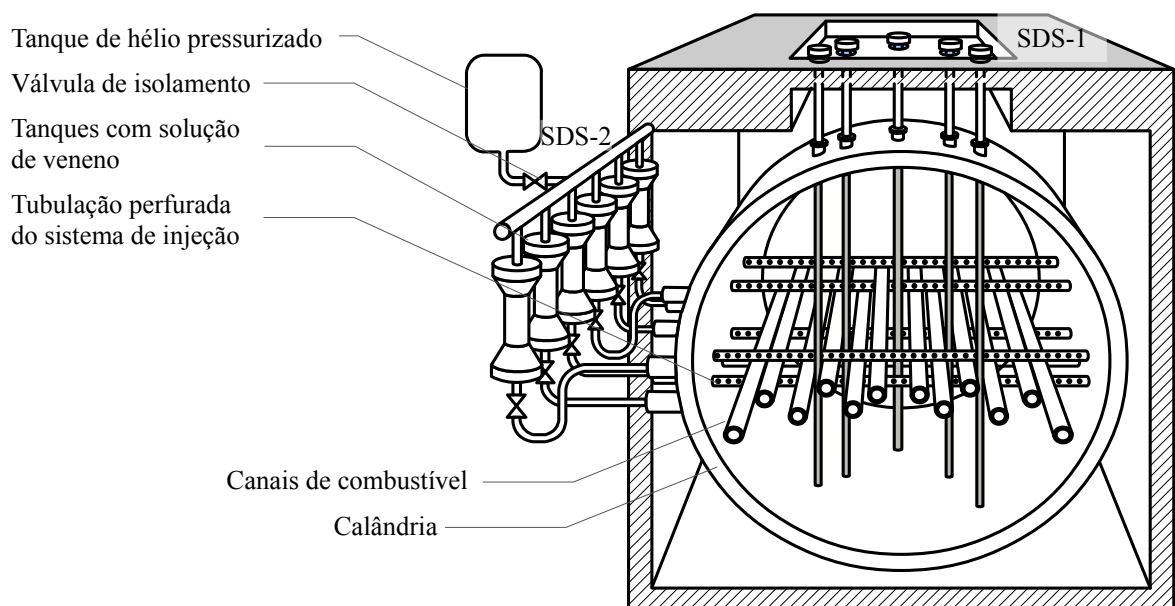
O Sistema de Desligamento 2 (SDS-2) é ativado com base nos sinais provenientes dos três detectores de fluxo horizontal interno ou outros dispositivos. O veneno injetado no núcleo é o nitrato de gadolínio [  $Gd(NO_3)_3$  ]. Ele é dissolvido em água pesada e encontra-se contido em seis tanques fora do vaso da calândria do reator em uma área acessível para manutenção de rotina. Cada um dos seis tanques de veneno é conectado a um bico de injeção disposto no interior da calândria por tubos de aço inoxidável. São feitos de liga de zircônio e orientados

horizontalmente no núcleo do reator, cada um com vários orifícios ao longo da estrutura para fornecer máxima mudança de reatividade negativa quando o veneno é injetado.

O dispositivo de injeção se vale do uso de hélio pressurizado, que em um compartimento separado, é liberado pela ação de válvulas cuja pressão exercida promove a ejeção da solução de nitrato de gadolínio no moderador. Uma esfera (componente da válvula) nos tanques de veneno evita a passagem de hélio para o interior da unidade e garante que a pressão da calândria não exceda seu valor de projeto.

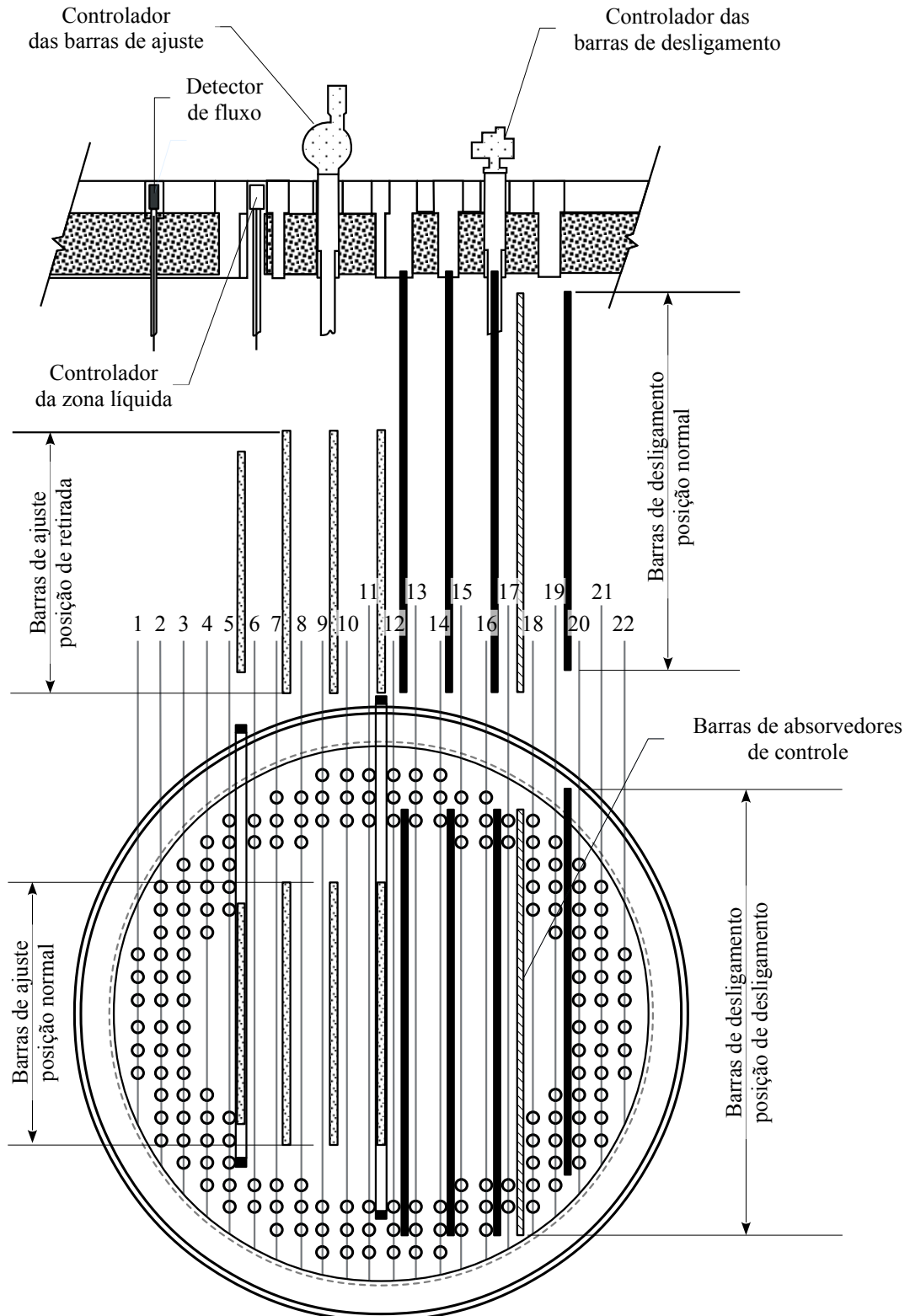
O SDS-2 é tipicamente capaz de fornecer pelo menos 50mk de reatividade negativa, embora uma reatividade negativa de 30mk seja considerada suficiente para promover um desligamento eficiente. Esse sistema atua como um auxílio para o SDS-1 e deve ser ativado somente no caso de falha do sistema primário de segurança ou se o evento inicial for tão grave ou tão rápido que o SDS-1 não seja capaz de provocar o desligamento por si só. Como o veneno é injetado no moderador, a reinicialização do reator não é um processo rápido pois envolve etapas de purificação por troca iônica. A Figura 2.2.9 e 2.2.10, mostram os arranjos dos dispositivos de reatividade e dos sistemas de desligamento[10].

**Figura 2.2.9.** Arranjo dos sistemas de desligamento primário e secundário[22].



**Figura 2.2.10.** Arranjo dos sistemas de desligamento, ajuste e de controle.

Na superfície superior externa à contenção de concreto são dispostos os mecanismos de controle dos dispositivos de reatividade no reator CANDU 6[20].



## 2.3. FLEXIBILIDADE DO CICLO DO COMBUSTÍVEL EM REATORES À ÁGUA PESADA (HWRS)

### 2.3.1. Características do CANDU Para o Ciclo do Combustível

No reator CANDU, o uso de água pesada, que possui menor seção de choque microscópica de absorção para nêutrons térmicos que a água leve, como refrigerante e moderador, materiais estruturais fracamente absorvedores de nêutrons (ligas de Zr), somado a uma concepção de elementos combustíveis simples que requerem um mínimo de material estrutural, reabastecimento em operação (que reduz a necessidade de venenos queimáveis) e o uso de um moderador sujeito a uma baixa pressão, constituem um conjunto de características que favorecem um alto grau na economia de nêutrons e proporciona uma boa flexibilidade para o ciclo do combustível. A alta economia de nêutrons é refletida diretamente no desempenho do combustível que, com urânio natural, é cerca de 39% (Tabela 2.3.1) mais eficiente que o de reatores de água leve (LWRs)[6]. Nas projeções feitas para o SEU (*Slightly Enriched Uranium*), urânio reciclado (RU) de combustível de um LWR, o ciclo DUPIC<sup>8</sup> entre outros ciclos avançados, em função dessas características, apontam que esse valor se torna ainda maior (Tabela 2.3.1) abrindo possibilidades de aplicações futuras[5, 6 e 10].

A característica do CANDU em comportar material combustível irradiado proveniente de LWRs em seu ciclo possibilita um sinergismo que oferece o potencial de reciclagem com alto grau de resistência à proliferação de armamentos nucleares, empregando-se tecnologias mais simples e potencialmente mais baratas que o reprocessamento convencional. Uma alta economia de nêutrons significa também que mais energia térmica pode ser obtida do material físsil queimado em um reator CANDU se comparado a um PWR, independentemente do combustível ser enriquecido em urânio, ser uma mistura de óxidos de urânio e plutônio (MOX) ou RU. Outro ponto relevante é a alta taxa de conversão que podem se aproximar da unidade com o *self-sufficient equilibrium thorium* (SSET), o que significa que material físsil tanto é produzido como consumido<sup>9</sup>[6].

---

8 Sigla para *Direct Use of spent PWR fuel In CANDU*.

9 Diz-se da classe de **reatores regeneradores**.

**TABELA 2.3.1** – Sinergismo entre PWR e CANDU[6].

Consumo de Urânio, Utilização de Urânio, Queima Equivalente do Urânio Natural (NU) e Acréscimos de Combustível Irradiado para Vários Ciclos dos Combustíveis de HWR e PWR e Sistemas HWR/PWR.

Opção de Ciclo do Comb.	Consumo de NU Mg U/GW(e) · a	Utilização de Urânio MW(e) · d/Mg U como U <sub>3</sub> O <sub>8</sub>	Equivalente de Queima do NU MW(t) · d/kg NU	Acréscimo de Combustível Irradiado Mg HE*/GW(e) · a
PWR com Urânio Enriquecido	218 (referência)	1670	5,1	33
PWR com Urânio Reciclado (RU) reenriquecido	182 (-16%)	2000(20%)	6,1 (19%)	28
PWR com Pu reciclado	185 (-15%)	1970(18%)	6,0 (18%)	28
PWR com RU reenriquecido e Pu reciclado	160 (-27%)	2280 (37%)	7,0 (37%)	24
Reator CANDU com NU	157 (-28%)	2320 (39%)	7,5 (48%)	157
Reator CANDU com 0,9% SEU	119 (-45%)	3070 (84%)	9,9 (95%)	84
Reator CANDU com 1,2% SEU	116 (-47%)	3150 (89%)	10,2 (101%)	56
PWR/CANDU (2,8/1) <sup>a</sup> com RU em um reator CANDU	161 (-26%)	2280 (37%)	7,0 (38%)	25
PWR/CANDU (2,9/1) <sup>a</sup> com RU em um reator CANDU e Pu reciclado em um PWR	143 (-34%)	2550 (53%)	7,9 (55%)	22
PWR/CANDU (1,4/1) <sup>a</sup> com RU + Pu reciclado em um reator CANDU (TANDEM)	129 (-41%)	2830 (69%)	8,8 (73%)	20
PWR/CANDU (2,4/1) <sup>a</sup> com combustível DUPIC em um reator CANDU	154(-29%)	2370 (42%)	7,4 (45%)	24

\*HE: Heavy Element.

<sup>a</sup> Taxa PWR/CANDU da geração de energia elétrica em equilíbrio.

O reabastecimento em operação oferece uma grande flexibilidade no gerenciamento de combustível já que o procedimento é bidirecional. Esse método de abastecimento proporciona um achatamento e uma distribuição simétrica do fluxo axial. A distribuição axial de potência é determinada principalmente pela variação de reatividade ao longo do canal. Essa variação é determinada pelo tipo de combustível (particularmente o teor inicial), pelo esquema de gerenciamento de combustível e a localização dos dispositivos de reatividade no moderador. A

variação de reatividade ao longo do canal pode ser controlada, de forma mais simples, variando a taxa de recarga que, na maioria dos casos, se faz suficiente para moldar a distribuição axial de potência resultando assim em perfis axiais de potência semelhantes para uma grande variedade de tipos de combustível. Decorre disso que, os combustíveis SEU, MOX e até mesmo matriz inerte (que não contém material fértil) podem ser utilizados em reatores CANDU existentes[6, 10].

A distribuição axial de potência com combustíveis enriquecidos, atinge um pico em uma extremidade do canal onde o novo combustível é adicionado e diminui ao longo deste. Para os reatores CANDU, em que a recarga é bidirecional e está na direção do fluxo de refrigerante, o pico de potência do elemento combustível ocorre em direção à entrada de refrigerante no canal. Essa distribuição axial de potência resulta em maiores limites termo hidráulicos do que aqueles obtidos com a distribuição axial de potência decorrente do combustível a urânio natural.

O gerenciamento de combustível também pode moldar a distribuição radial de potência do canal através do núcleo. Com o enriquecimento, a maior potência pode ser utilizada nos canais externos “aplanando” a distribuição de potência do canal, obtendo maior desempenho a uma dada dimensão de núcleo sem aumentar o máximo de potência dos elementos e do canal. De forma alternativa, a distribuição de potência aplanada do canal e dos elementos com enriquecimento pode ser usada para reduzir os picos para uma determinada potência do reator, aumentando desse modo, os limites de operação e de segurança. Essas abordagens são consideradas na introdução de material enriquecido ao projeto do *Advanced CANDU Reactor* (ACR) que prevê um favorecimento ao uso de água leve como refrigerante. Com o projeto do canal de combustível separados com grandes volumes de água pesada, existe uma similaridade no espectro de nêutrons que entra no canal, independentemente dos detalhes do projeto do combustível[6].

### **2.3.2. Fatores de Influência no Ciclo do Combustível**

O caminho do ciclo do combustível escolhido por um determinado país ou unidade prestadora de serviço dependerá de muitos fatores locais ou globais ou ainda critérios, sendo a chave entre eles:

- Economia energética global

- Considerações de recursos
- Impacto ambiental
- Políticas e objetivos nacionais e internacionais

O fator segurança não está listado como critério para se selecionar opções de ciclo de combustível pois qualquer estratégia de ciclo de combustível deve cumprir padrões de segurança mais altos. No entanto, é reconhecido que alguns combustíveis avançados ou ciclos de combustível podem ser escolhidos especificamente para resolver questões próprias de segurança ou licenciamento. A título de exemplificação, as características de projeto do *Low Void Reactivity Fuel* (LVRF) apontam redução da reatividade do vazio. Outro exemplo é o elemento combustível *CANDU FLEXible* (CANFLEX) que possui maior potência crítica de canal aumentando, por conseguinte, os limites para a recarga de combustível, de enriquecimento e dos novos modelos de elementos que possam ser usados para reduzir os índices de picos nos elementos e, por fim, permitir melhorar os limites de operação e segurança<sup>10</sup>.

O desenvolvimento de ciclos de combustível específicos e projetos avançados de combustível de HWRs para aumento de desempenho, podem ser aplicados a qualquer desses combustíveis avançados além de SEU, MOX, tório ou urânio natural, levando em conta[6]:

- Projeto genérico de alta queima (algumas características das quais podem ser aplicadas ao combustível a urânio natural para aumentar a capacidade de carga).
- Um revestimento de *Graphite-lubricated CANDU fuel* (CANLUB) avançado que fornece proteção contra *stress-corrosion cracking* (SCC) em alto nível de queima.
- Desempenho termo hidráulico melhorado (menor queda de pressão, maior potência crítica do canal).
- Coeficientes de reatividade adaptados (LVRF por exemplo)
- Combustíveis de baixa temperatura (como combustível disco de grafite e pastilhas anelares).

---

<sup>10</sup> Em protocolos operacionais é corrente referenciar-se à segurança das instalações (*safety*) e da equipe (*safeguard*).

### 2.3.3. Uso de SEU no Reator CANDU Avançado

O enriquecimento do combustível (Tabela 2.3.1) pode também ser usado para proporcionar flexibilidade ao projeto do reator. No ACR, o uso de combustível enriquecido permite a redução do espaçamento do arranjo dos canais de combustível e consequente redução das dimensões do núcleo para uma determinada potência. Consoante a isso, também permite o achatamento radial do fluxo e do perfil de potência para maximizar a potência do núcleo e o uso de água leve como refrigerante primário em lugar de água pesada. Essas características de projeto permitem a eliminação ou simplificação de uma série de outros sistemas de reator e resultam em um projeto de reator mais compacto e simplificado com uma redução significativa associada ao custo.

Um tipo de projeto de combustível LVRF prevê uma reatividade de vazio do núcleo ligeiramente negativa ao longo da vida útil do reator. O projeto de combustível é denominado CANFLEX-ACR e consiste em 43 varetas combustíveis de enriquecimento uniforme de 2,2% envolvendo uma vareta central revestida de liga de Zr com pastilhas de  $ZrO_2$  contendo um absorvedor de nêutrons (veneno queimável). O uso de um absorvedor para gerenciar a reatividade do vazio requer um grau de enriquecimento ligeiramente maior para alcançar a mesma potência e queima. O projeto de combustível para o núcleo inicial do ACR foi elaborado para atingir uma queima de  $20 \cdot 10^3$  MWd/tU. Para melhorar ainda mais a utilização de urânio e reduzir os custos de recarga, a transição para um núcleo de referência com uma queima na faixa de  $30 \cdot 10^3$  MWd/tU começaria durante os primeiros anos de operação[6].

### 2.3.4. Uso de RU em um HWR

O *Reprocessed Uranium* (RU) é um dos produtos do reprocessamento químico convencional de óxidos de combustível irradiado. Neste contexto, o RU é simplesmente um subconjunto do SEU. É encarado unicamente como uma fonte alternativa de menor custo para o enriquecimento em comparação com o SEU que é proveniente de urânio fresco do processo de enriquecimento e pode ser substituído por SEU de enriquecimento equivalente. O teor de enriquecimento é de cerca de 0,9%, com o conteúdo e a composição reais de  $^{235}U$  dependendo do enriquecimento inicial e queima do combustível irradiado de onde foi obtido. Em geral, a física do reator e o desempenho do combustível serão comparáveis com os do



SEU de 0,9%. O uso de RU em HWRs advindo de combustível reprocessado de um PWR pode ser considerado uma ilustração do sinergismo HWR/PWR.

Sob outra perspectiva, dois LWRs de 1000MW fornecem combustível suficiente para alimentar um CANDU 6 e isso atingiria o dobro da queima que seria obtida com combustível de urânio natural[6].

Salvo as características de segurança e proteção radiológica do RU, que contêm traços de produtos de fissão transurânicos emissores alfa e beta, esses isótopos têm efeito mínimo nas características do HWR em comparação ao SEU com o mesmo teor de  $^{235}\text{U}$ . O combustível irradiado do PWR embora contenha tipicamente 0,4% em massa de  $^{236}\text{U}$  (proveniente da captura do  $^{235}\text{U}$ ) variando dentro de uma faixa que vai de 0,2% a 0,7% pode apresentar teores distintos em função dos perfis de queima. Devido às características do espectro de nêutrons no HWR, o valor de absorção do  $^{236}\text{U}$  é uma ordem de grandeza menor em um HWR do que em um PWR. Portanto, o principal determinante na física do HWR com RU é o nível de  $^{235}\text{U}$ . Não há considerações significativas de não proliferação ou segurança radiológica com o uso de SEU ou RU em um HWR, em comparação com urânio natural, tomando em consideração a disponibilidade do RU no mercado[6].

### 2.3.5. Ciclo do Combustível DUPIC

O *Direct Use of spent PWR fuel In CANDU* (DUPIC) é um grupo de opções para a reciclagem de combustível irradiado de um PWR no CANDU. Essa concepção derivada da tecnologia AIROX<sup>11</sup> para LWRs[1, 23], usa apenas processos por via seca<sup>12</sup> ou tratamentos mecânicos. É importante destacar que não há senão a eliminação de produtos de fissão no processo DUPIC e, acrescido a isso, oferece um elevado nível de resistência à proliferação.

Dentre as variantes do DUPIC, uma opção é simplesmente cortar as varetas combustíveis de um PWR com comprimentos compatíveis com o padrão do CANDU, alinhá-las e soldar novas placas nas extremidades com a opção das varetas serem duplamente

---

11 Sigla para *Atomics International Reduction OXidation*.

12 Ao contrário do processo de via úmida, este não faz uso de solventes e as espécies se encontram no estado sólido ou gasoso. Em química, caracteriza-se fortemente por procedimentos que envolvem fonte de calor[24].

revestidas. O diâmetro menor dos elementos PWR permitiria o uso de um elemento combustível de 48 ou 61 varetas, frente ao projeto de elemento atual com 37 varetas.

Há também outras opções, dentre elas, seriam: **a)** o *vibratory-packing* (VIPAC) que compacta pastilhas do PWR para novos revestimentos com uso no CANDU; **b)** o *Oxidation and Reduction of Oxide Fuel* (OREOX), que é uma série de ciclos de oxidação/redução que convertem as pastilhas irradiadas de um PWR em um pó a partir do material cerâmico após a remoção do revestimento. O pó seria comprimido e sinterizado como novas pastilhas para o CANDU, revestidas e colocadas em novos elementos combustíveis. Todas as opções foram julgadas tecnicamente viáveis e a última opção foi o foco de um programa colaborativo de avaliação técnica de viabilidade entre a AECL, KAERI e o Departamento de Estado dos EUA.

No ciclo de combustível DUPIC o combustível irradiado do PWR, que carrega uma dependência com as características da queima, seria processado em combustível CANDU. Uma queima adicional de um valor de cerca de 15MW·d/kg de Elementos Pesados (*Heavy Elements* – HE) seria então obtida por irradiação no CANDU. Em adição, o ciclo DUPIC ofereceria vários benefícios a um país que possuísse reatores PWR e CANDU, incluindo:

- Elevada resistência à proliferação de armamentos nucleares durante todo o ciclo do combustível, conversão de combustível e os custos de fabricação que se esperam ser menores do que para o reprocessamento convencional de combustível e a fabricação do MOX;
- Uma melhoria significativa na utilização de urânio e quantidades reduzidas de combustível usado por unidade de energia elétrica produzida;
- Um conceito simples de eliminação combinado com uma redução no custo da disposição geológica[6].

#### 2.3.5.1. Projeto do combustível, fabricação e desempenho

O principal método do ciclo de combustível DUPIC de referência é o **OREOX**, o qual é basicamente o mesmo do processo AIROX[23, 25], exceto pelo fato de que não há mistura com urânio altamente enriquecido. Neste método o combustível PWR irradiado sofre sucessivas oxidações e reduções até a formação de um pó fino, que forma o material de partida para a fabricação de pastilhas de combustível DUPIC. O pó é comprimido em pastilhas, sinterizado até uma alta densidade, ajustado até o tamanho final e selado por meio

de solda no interior do revestimento de zircaloy. Como o combustível permanece altamente radioativo, todo o processo deve ser feito em células quentes (*hot cells*)[6, 33].

O processo de fabricação envolve as seguintes etapas:

- Remoção do revestimento do combustível irradiado do PWR;
- Exposição do combustível aos ciclos térmicos de oxidação e redução, para quebrar o combustível em um pó fino (OREOX);
- Moagem para ajuste granulométrico e melhora da sinterizabilidade do pó;
- Fabricação de pastilhas de combustível para o CANDU a partir desse pó;
- Disposição das pastilhas em revestimentos;
- Montagem dos elementos combustíveis do CANDU;
- Disposição da estrutura de montagem irradiada do PWR;
- Captura e eliminação de produtos de fissão voláteis liberados durante a remoção do revestimento.

O elemento combustível CANFLEX é a referência para o ciclo DUPIC, possuindo uma redução de 20% do pico de potência em vista de um elemento de 37 varetas e, por consequência, melhorando desempenho termo hidráulico.

O processo OREOX contrasta com o reprocessamento úmido convencional em que há separação de urânio, plutônio e produtos de fissão/actinídeos, com a vantagem de possuir um alto fator de descontaminação. O combustível MOX-PWR, obtido da recuperação de plutônio, é fabricado em uma outra instalação de processamento. Além disso, o elemento combustível CANDU é muito simples no projeto e na fabricação, além de muito menor que o elemento combustível do PWR. Assim, mesmo que a produção seja feita em instalações blindadas especializadas, espera-se redução de custo em relação à produção do MOX-PWR[6].

#### 2.3.5.2. Compatibilidade com o sistema CANDU existente

O combustível DUPIC possui compatibilidade nuclear e mecânica com os sistemas já existentes. Na compatibilidade nuclear, o material irradiado proveniente do PWR contém cerca de 1,5% de material fissil remanescente, dependendo do nível de queima atingido[6, 23]. Na análise feita em [34], o *Korean 17 × 17 optimized fuel assembly* (KOFA) foi usado como combustível de referência PWR, de onde obteve-se a composição do combustível DUPIC. O combustível PWR de referência utilizado apresenta um enriquecimento inicial de 3,5% em

massa (wt%) de  $^{235}\text{U}$  e uma queima de 35 GW·d/Mg HE, que representa a planta do PWR de 950MW(e) Yonggwang 1. O combustível irradiado contém 0,92wt% de  $^{235}\text{U}$ ; 0,56wt% de  $^{239}\text{Pu}$  e 0,08wt% de  $^{241}\text{Pu}$ , totalizando cerca de 1,56wt% de material fissil. Foi assumido em [34], para efeitos de cálculos, que durante o reprocessamento de combustível (OREOX e sinterização), todo o rutênio e tecnécio foram removidos junto com 98% do criptônio, iodo, xenônio e célio. Nenhum dos isótopos de terras raras altamente absorvedores de nêutrons foi assumido como sendo removido durante o reprocessamento[6, 1].

O estudo apresentado em [35] mostra que a técnica OREOX não se estabelece em valores rígidos dos percentuais de recuperação, permitindo assim uma flexibilidade que é característica do processo e suas etapas. São fornecidas na Tabela 2.3.2 as taxas de remoção dos produtos de fissão no método OREOX[35].

**TABELA 2.3.2** – Taxas de remoção de produtos de fissão no método OREOX[35].

Produto de Fissão	% de Remoção	Produto de Fissão	% de Remoção
Cd	80	Ru	80
Cs	99	Se	99
I	99	Te	99
In	75	Xe	100
Kr	99	Outros	0
Mo	80		

Em relação à compatibilidade mecânica, no que diz respeito à viabilidade do manuseio de combustível reprocessado, tanto para carga como para descarga, verificou-se que a máquina de reabastecimento necessitava de modificações no projeto[1].

### 2.3.6. Perspectivas no uso de diferentes combustíveis no reator CANDU 6

Diferentemente de outros reatores, alguns parâmetros associados a segurança do reator, no CANDU são ligeiramente positivos, como por exemplo o Coeficiente de Reatividade de Vazio (CVR). Tem-se portanto proposto melhorias no projeto CANDU 6 com a introdução do *CANDU FLEXible* (CANFLEX), concepção avançada para o elemento combustível, que visa aumentar as margens de segurança e o desempenho do núcleo do reator abrindo possibilidades para ciclos alternativos do combustível nuclear, tal como o ciclo DUPIC e uso de urânio enriquecido[26, 27]. Outros projetos propostos em vias de possibilidade de aplicações de urânio

enriquecido são o *Advanced CANDU Reactor* (ACR) e *Supercritical Water Reactor* (CANDU-SCWR) que comportam o uso de água leve em favor da redução do uso de água pesada além de contar com esses combustíveis avançados[27].

O uso de urânio reciclado (RU) (~0,9% de U-235) apresenta da mesma forma um coeficiente positivo, desse modo a fim de reduzir para valores mais próximos de zero ou mesmo negativo, tem-se feito propostas de estudos não só de venenos queimável (BP), como esquemas de recarga utilizando o combustível avançado CANFLEX em substituição ao padrão a urânio natural (NU)[28]. Diante dessas possibilidades pode-se dedicar atenção às propostas no uso de materiais de alta concentração de materiais físséis advindos de armamentos nucleares que, com um tratamento apropriado, pode também, se configurar recurso para uso em um reator CANDU 6, como discutido em[29].

Avaliações a cerca de outros ciclos, como os que visam o uso de tório, mostraram que há vantagens a serem colhidas na integração de matrizes combustíveis à base de tório no reator CANDU 6 em favor da redução da produção de isótopos de alta radiotoxicidade, tendo em contraposição o aumento da produção de venenos como  $^{135}\text{Xe}$  e  $^{149}\text{Sm}$ [30].

O ciclo DUPIC, objeto desse estudo, se manifesta como um método promissor na melhoria do uso de urânio para redução ou consumo de rejeitos de PWRs, especialmente pelo fato do número de reatores desse tipo existentes em operação atualmente ser predominante[31]. Embora a vantagem o uso desse material reprocessado, há alteração dos parâmetros de segurança do CANDU 6, fazendo-se mais apropriado portanto o abastecimento parcial junto ao urânio natural[32].

No contexto dos ciclos avançados, imprime-se grandes desafios na modelagem da física envolvida no projeto do reator, sugerindo modificações da atual concepção para comportar os ciclos avançados. Estudos recentes, apontam a necessidade da remodelagem dos dispositivos de reatividade, a começar pelas ADJ e ZCU com o objetivo de abranger não somente o ciclo DUPIC no plano de operação do CANDU 6[2, 3].

O espaço que este trabalho ocupa neste cenário vem ao encontro de uma verificação da viabilidade do uso do combustível reprocessado considerado no ciclo DUPIC em via de uso da tecnologia disponível sem propostas de modificações no reator CANDU 6. Para tanto considera-se a possibilidade de uso do urânio empobrecido, como material absorvedor, a fim de atuar em favor à redução de reatividade provocada pelo teor adicional de material físsil.

## 2.4. METODOLOGIA

### 2.4.1. Código Utilizado

Para a simulação do reator foi utilizado o código SCALE 6.0 (*Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation*) desenvolvido pelo ORNL (*Oak Ridge National Laboratory*), o qual compreende vários módulos dentre os quais foram usados neste trabalho dois módulos, o CSAS (*Criticality Safety Analysis Sequence*) para cálculos de criticalidade e o TRITON (*Transport Rigor Implemented with Time-dependent Operation for Neutronic depletion*) para cálculos de queima[36]. Em ambos os módulos foram acionados o KENO-VI (*A General Quadratic Version of the KENO Program*) um código estocástico utilizado na determinação da criticalidade do sistema, o BONAMI (**BON**darenko **AMPX** Interpolator), o CENTRM (**C**ontinuous **E**nergy **T**Ransport **M**odule) e o PMC (**P**roduce **M**ultigroup **C**ross **S**ections) para processamento das seções de choque multigrupo. Para cálculos de queima no módulo TRITON foi utilizado o ORIGEN-S (versão aprimorada do *Oak Ridge Isotope GENEration code*)[8, 9, 36].

#### 2.4.1.1. O CSAS-6

O CSAS6 foi projetado para uma análise estacionária do sistema e para preparação da biblioteca de seção de choque com correções das ressonâncias para uso no KENO-VI. O procedimento de cálculo conta com processamento de informações dos materiais (MIPLIB – *The Material Information Processor for SCALE*) que gera dados de concentração e informações correlatas, prepara os dados de geometria para auto-blindagem ressonante<sup>13</sup> (*resonance self-shielding*) e cálculos de cela ponderadas por fluxo, gerando um perfil para a(s) célula(s) unitária(s).

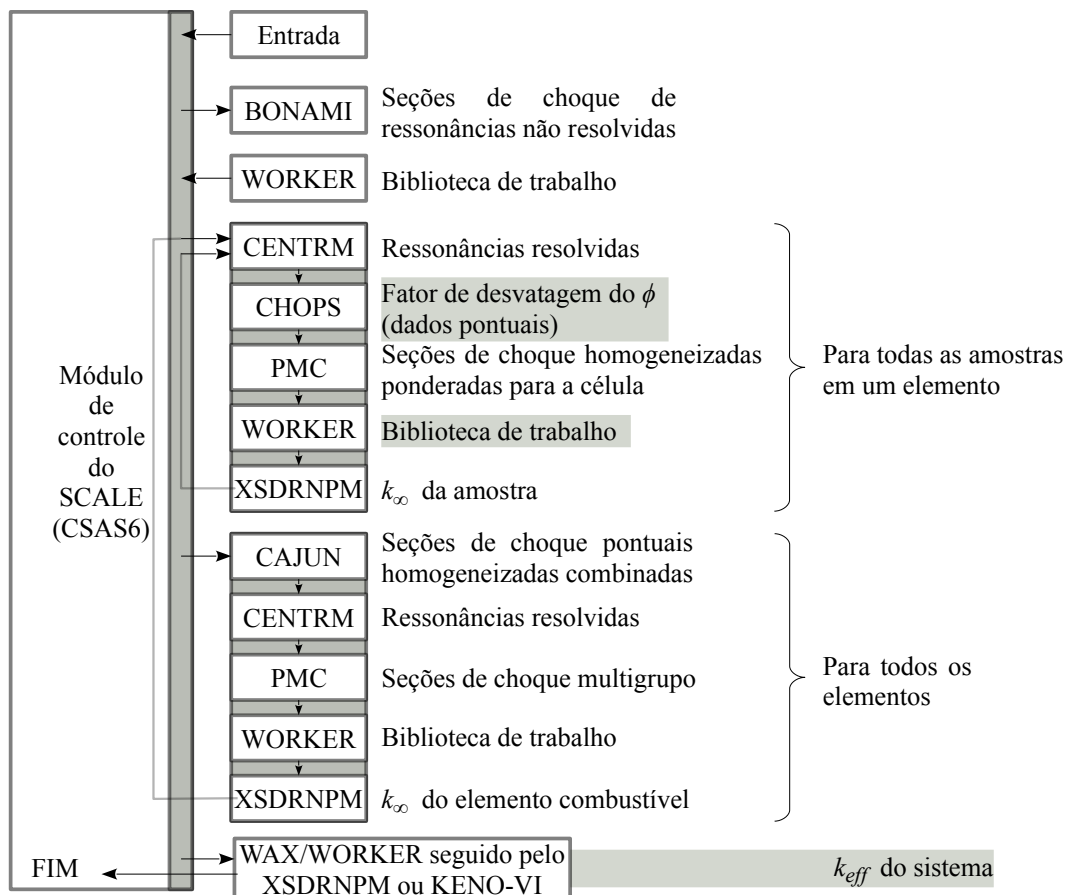
Após a leitura da entrada fornecida pelo usuário e verificação dos dados, a sequência executa o BONAMI e o WORKER (rotina auxiliar)/CENTRM/PMC para preparar uma

<sup>13</sup> Ou do inglês *resonance self-shielding*, é tratado, no geral como a razão entre o fluxo médio no combustível e na célula em virtude do efeito da probabilidade de absorção na faixa epitérmica causando uma depressão do fluxo nas vizinhanças, tendo por efeito a blindagem do nuclídeo em relação a nêutrons com energias na faixa correspondente à depressão. Esse efeito é pronunciado com o aumento da temperatura[37].

biblioteca de seção de choque microscópica com correção das ressonâncias no formato da biblioteca de trabalho AMPX. O WORKER é executado primeiro criando uma biblioteca no formato de trabalho e, então, CENTRM e PMC são executados, cada um, uma vez, para cada célula especificada e mais uma vez para processar todos os materiais que não foram especificados na célula unitária. O WORKER é então executado mais uma vez para converter a biblioteca para o que é chamado de “formato de trabalho”.

O ICE (*Intermixed Cross Sections Effortlessly*) gera uma biblioteca de seção de choque macroscópica compatível com os códigos Monte Carlo a ser utilizada na sequência de cálculos do KENO-VI. Este, por sua vez, é executado para determinar o fator de multiplicação efetivo de nêutrons usando a biblioteca de seção de choque que foi preparada na sequência de controle[8].

Figura 2.4.3. Fluxograma da sequência CSAS-6[8].



É mostrado por meio da Figura 2.4.3, o esquema do módulo de análise com o KENO-VI para cálculos de criticalidade na sequência do CSAS-6. Dependendo da sequência especificada os dados são preparados pelo BONAMI, NITAWL, CENTRM, PMC, WORKER, CHOPS, CANJU, WAX, AJAX, ICE e XSDRNPM da forma como for apropriada. É

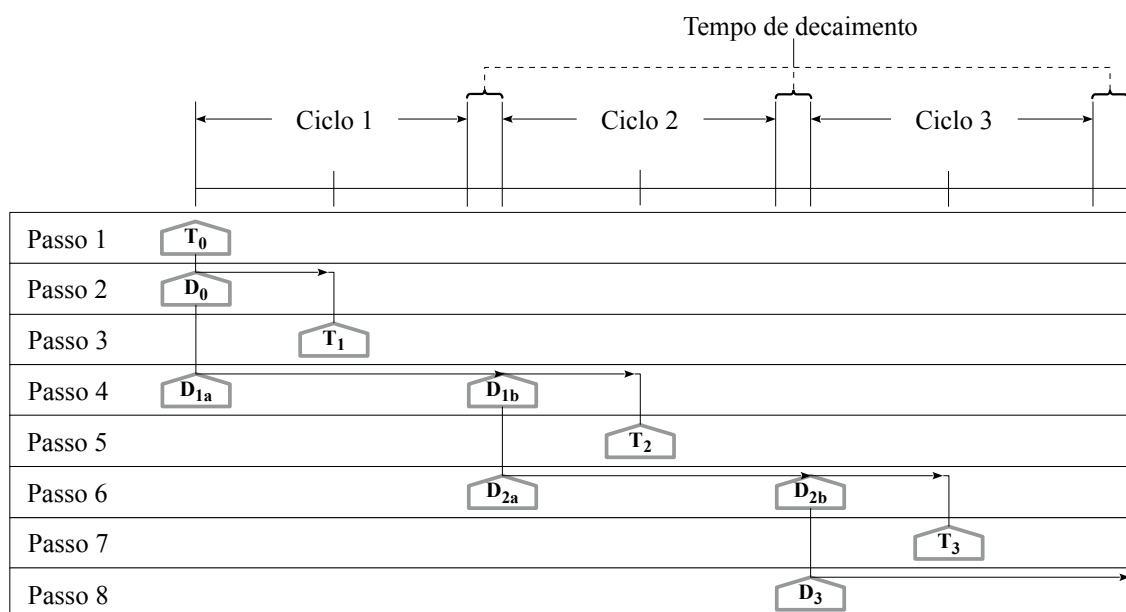
importante destacar que na configuração de energia contínua para o módulo de cálculo do KENO, nenhum desses módulos são aplicados, de modo que as seções de choque são ajustadas para os valores mais próximos contidos na biblioteca mestra[8].

#### 2.4.1.2. O TRITON-6

O *TRITON-6* é um dos recursos disponíveis no módulo de controle do TRITON, o qual faz uso do KENO-VI e conta também, por padrão, com o BONAMI e CENTRM/PMC para processamento das seções de choque e cálculos de célula unitária. Para a sequência de cálculos de queima é acionado o ORIGEN-S que gera os resultados de evolução de composição (para o presente módulo, cálculos 3D) do sistema de modo a fornecer novos dados de entrada para as demais sequências.

Uma vez que os fluxos espaciais são dependentes da queima, da variação na quantidade dos núclídeos e das mudanças na seção de choque da mistura (devido a queima) a sequência acionada utiliza uma abordagem preditor-corretor tanto para atualizar os fluxos como seções de choque, como funções da queima<sup>14</sup> que, ao final, se obtém um banco de dados de seção de choque entre outros parâmetros físicos dependentes da queima que possam ser utilizados para análise do núcleo[9].

**Figura 2.4.4.** Esquema de operação do método preditor-corretor[9].



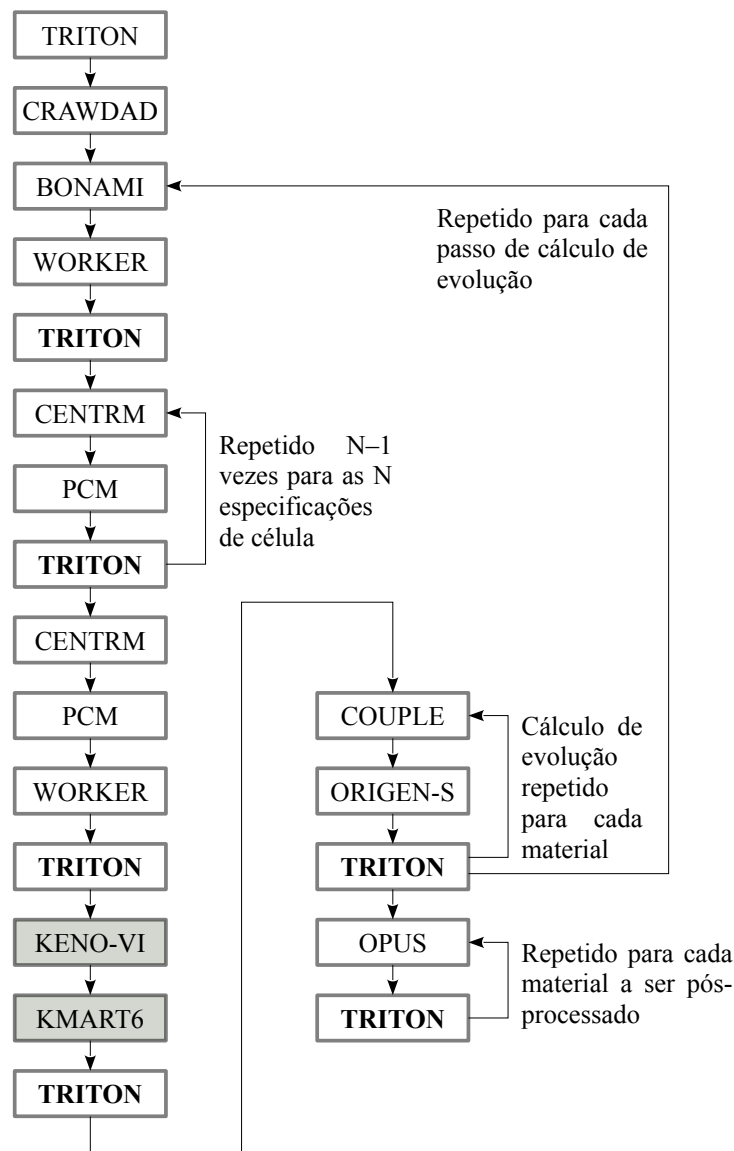
14 Os cálculos são tratados à potência constante para cada passo de queima.



Na Figura 2.4.4 é mostrado o esquema de funcionamento do sistema preditor-corretor em que é feita uma avaliação de composição e fluxo até meio ciclo que será utilizada para estimar os parâmetros necessários no cálculo de todo o ciclo e, por fim, iniciar o próximo ciclo de cálculos[9].

Pela Figura 2.4.5 pode-se apreciar a sequência executada no módulo TRITON (*TRITON-6*) para processamento de seção de choque, geração de bibliotecas de trabalho, cálculos de criticalidade para problemas dependentes da queima e geração de dados referentes à evolução de composição do sistema.

**Figura 2.4.5.** Fluxograma de operação do módulo TRITON[9].



### 2.4.1.3. Módulos de Processamento de Seção de Choque (BONAMI/CENTRM/PMC)

O BONAMI é um módulo que acessa as bibliotecas de seção de choque no formato AMPX que contêm os fatores de Bondarenko. Ele realiza cálculos de auto-bindagem ressonante, baseados no método de Bondarenko e gera conjunto de dados mestre para o sistema. Resolve problemas de múltiplas regiões em um sistema unidimensional (1D) com geometria de placa, cilíndrica ou esférica. O usuário pode ainda especificar uma geometria homogênea de uma ou mais zonas onde, em cada caso, o código realiza um ou mais cálculos independentes e para um meio infinito.

No que se refere ao cálculo da seção de choque efetiva os fatores de Bondarenko são gerados para processos importantes (no geral são fissão, captura, espalhamento elástico, transporte e total), abrangendo a faixa típica encontrada para cada nuclídeo a três ou quatro temperaturas. Para uma dada temperatura, quanto menor o valor da seção de choque microscópica por átomo de um nuclídeo maior o efeito de blindagem das ressonâncias e menor o valor do fator de Bondarenko. Os valores intermediários das seções de choque entre os intervalos de temperatura tabelados são obtidos por um método de interpolação do módulo[38].

O CENTRM calcula o espectro de nêutrons de “energia contínua” usando uma série de aproximações determinísticas para a equação de transporte de Boltzmann, unidimensional ou a geometria em meio infinito. A sequência tem por objetivo fornecer fluxo angulares precisos para aplicações que exigem descrições detalhadas da variação da estrutura fina no espectro de energia dos nêutrons. Uma das grandes funcionalidades desse módulo é determinar o fluxo específico para processamento de dados multigrupo de blindagem das ressonâncias. Isso é vital para correções das bibliotecas originais para as auto-blindagens ressonantes e outros efeitos relacionados à faixa de energia selecionada[39].

O PMC gera as seções de choque multigrupo utilizando o espectro de nêutrons a energia contínua calculado pelo CENTRM para ponderar os dados microscópicos pontuais disponíveis. A principal função do código é gerar dados multigrupo de auto-blindagem usando uma função peso que represente a variação da estrutura fina no espectro de energia contínua para um modelo unidimensional, permitindo assim, correções na biblioteca original para o sistema de interesse[40].

#### 2.4.1.4. O KENO-VI

O KENO-VI é uma extensão do código Monte Carlo KENO empregado para cálculos de criticalidade em que a determinação do  $k_{eff}$  (fator de multiplicação efetivo) de sistemas tridimensionais (3D) é realizada. Dispõe de grande capacidade para descrições geométricas tais como cubos, paralelepípedos, cilindros, esferas, cones, duodecaedros, elipsoides entre outras que possam ser descritas em um conjunto de equações quadráticas e sujeitas a operações booleanas para a geração das superfícies.

O método de solução empregado pela sequência é obtido a partir da equação de transporte de nêutrons de Boltzmann em que se assume um problema de auto-valor dependente apenas da posição, energia (E) e ângulo sólido ( $\Omega$ ) que vai de um ângulo  $\Omega'$  e E' para  $\Omega$  e E associado à n-ésima geração. A estratégia de solução utilizada no KENO-VI toma a solução por método iterativo[41]. O leitor pode encontrar um vasto tratamento matemático e estratégias numéricas em [37, 42].

#### 2.4.1.5. O ORIGEN-S

O ORIGEN-S é a sequência acionada pelo TRITON e uma das opções disponíveis no pacote SCALE para realizar cálculos de concentração dependente do tempo e termo fonte de um grande número de isótopos que são simultaneamente gerados ou consumidos através do processo de fissão e decaimento radioativo. Os cálculos admitem ainda irradiação do combustível em um reator nuclear, ambiente de estocagem, gerenciamento, transporte ou reprocessamento subsequente dos elementos combustíveis irradiados além de ter ampla aplicação no planejamento de plantas de reprocessamento, queima, calor de decaimento, segurança radiológica e avaliação ambiental.

O ORIGEN-S considera a dependência temporal da concentração de núclídeos como sendo dada por:

$$\frac{d N_i}{d t} = \text{Taxa de Formação} - \text{Taxa de Consumo} - \text{Taxa de decaimento} , \quad (2.4.1)$$

sendo os processos de desintegração radiativa e absorção de nêutrons (captura e fissão) como os de ocorrência ao lado direito da Eq.(2.4.1). A técnica de solução é baseada no método da matriz exponencial[43].

## 2.4.2. Descrição do Modelo

### 2.4.2.1. Modelagem da célula combustível

Na concepção de célula combustível<sup>15</sup> considerou-se para as varetas combustíveis revestimento de zircaloy e duas placas espaçadoras tratadas como discos homogeneizados de moderador e zircônio em função da complexidade da geometria. Compõe o canal<sup>16</sup> de combustível o tubo da calândria, o espaço intersticial (entre o tubo de pressão e o tubo da calândria) para o gás<sup>17</sup> e o tubo de pressão, sendo este por onde passa o refrigerante (água pesada - D<sub>2</sub>O) e também é onde se acomoda o elemento combustível. É considerado para fronteira uma geometria cuboide (paralelepípedo) contendo o moderador (D<sub>2</sub>O) onde o canal de combustível é disposto ao centro.

Dentro das opções do KENO-VI, foi feito o uso de dois cilindros para composição da vareta combustível, sendo essencialmente o empilhamento das pastilhas combustíveis e o revestimento. Os três tipos de combustíveis considerados são o urânio natural (NU – *natural uranium*), o combustível reprocessado (RF – *reprocessed fuel*) e o urânio empobrecido (DU – *depleted uranium*) onde cada um foi associado a um rótulo (número de identificação da unidade).

No padrão do arranjo circular foi considerado uma vareta (ou pino) central e três anéis, cada qual contendo 6, 12 e 18 varetas, partindo do centro para a periferia, totalizando 37 varetas por elemento combustível. Assim, foi vinculado os rótulos identificadores das varetas às coordenadas da unidade, possibilitando alterar o tipo de combustível para o qual se pretende fazer uso. Nas duas extremidades do elemento combustível estão situadas as placas espaçadoras.

A concepção da célula (unidade a ser processada) foi contemplada fazendo-se uso de um paralelepípedo correspondente à região do moderador e adição de geometrias cilíndricas que delimitam as regiões referentes ao tubo da calândria, o *gap*, o tubo de pressão e o

---

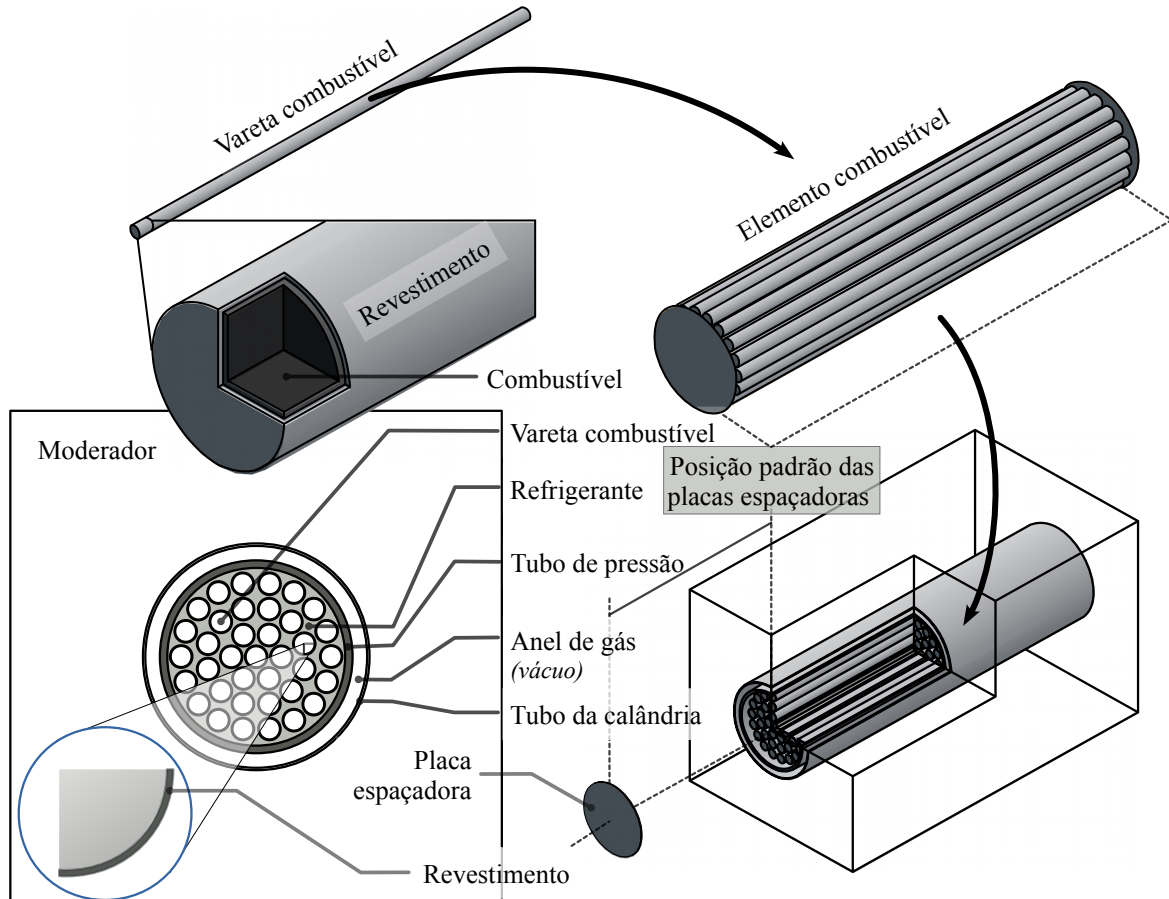
15 O termo “célula combustível”, nesse contexto, refere-se ao conjunto do moderador, tubo da calândria, tubo de pressão, refrigerante, revestimento e combustível. Recebe por sua vez um tratamento distinto da célula unitária, para a qual se define dados de seção de choque estritamente para a região do combustível.

16 O termo “canal” aqui se difere da definição termo hidráulica encontrada na literatura.

17 Adotado frequentemente do inglês “*gap*”, é de corrente uso para designar também o interstício entre o combustível e o revestimento.

**Figura 2.4.6.** Concepção da célula combustível.

Fonte: Do autor; 2018.



refrigerante. Por fim associou-se o elemento combustível definindo portanto, a célula combustível. É mostrado por meio da Figura 2.4.6 a estratégia adotada para a construção da célula combustível.

Os dados de geometria utilizados na modelagem se encontram listados na Tabela 2.4.2, os raios internos do tubo de pressão e da calândria, delimitam a região do refrigerante e do

**TABELA 2.4.2** – Especificações para a célula combustível[44, 45].

Componente	Valor / cm	Componente	Valor / cm
Raio do combustível	0,6013	Raio externo do tubo de pressão	5,6032
Raio do revestimento	0,6522	Raio interno do tubo da calândria	6,4478
Comprimento do combustível*	48,2000	Raio externo do tubo da calândria	6,5875
Comprimento do revestimento	49,1832	Raio das placas espaçadoras	5,1000
Raio do 1º anel	1,4480	Espessura das placas espaçadoras	0,1751
Raio do 2º anel	2,8755	Comprimento da célula combustível	49,5333
Raio do 3º anel	4,3305	Diâmetro da célula combustível	28,5750
Raio interno do tubo de pressão	5,1689		

\* Empilhamento das pastilhas combustíveis.

*gap*, respectivamente. Detalhes referentes às composições dos combustíveis utilizados são apresentados na Seção 2.4.3.

#### 2.4.2.2. Modelagem do núcleo do CANDU 6

Para o núcleo do reator CANDU 6 foram modelados 380 canais combustíveis em uma matriz quadrada limitada por uma geometria cilíndrica preenchida com moderador. Cada canal de combustível acomoda 12 elementos combustíveis resultando um total de 4560 elementos combustíveis ao longo de todo o núcleo. Por fim na porção externa ao núcleo é considerado vácuo e condição de contorno não reflexiva[44, 45].

Uma vez que a concepção da célula combustível foi definida, utilizou-se uma matriz para construir o canal de combustível e outra para construção do núcleo. O canal de combustível é portanto, representado por uma matriz  $C_{1 \times 12}$  de tal forma que cada elemento da matriz é associado a um rótulo que identifica a célula combustível.

O passo seguinte foi vincular a matriz de células combustíveis ou canal de combustível a uma nova matriz ( $N_{24 \times 24}$  neste modelo) que compõe o núcleo e, por fim, delimitá-lo às regiões cilíndricas correspondentes à calândria principal e subcalândria. É ilustrado na Figura 2.4.7 o conceito adotado para a construção do núcleo do CANDU 6.

As matrizes dos canais combustíveis, nessa etapa, foram elaboradas de modo a acomodar somente um tipo de célula combustível. Todavia, o modelo não está rígido a esse sistema, possibilitando variações ao longo do canal. Variações ao longo do canal não foram efetuadas no presente trabalho.

Informações acerca da geometria do núcleo são fornecidas na Tabela 2.4.3 e composição dos materiais estruturais, na Tabela 2.4.4.

**TABELA 2.4.3** – Especificações para o núcleo[44, 45].

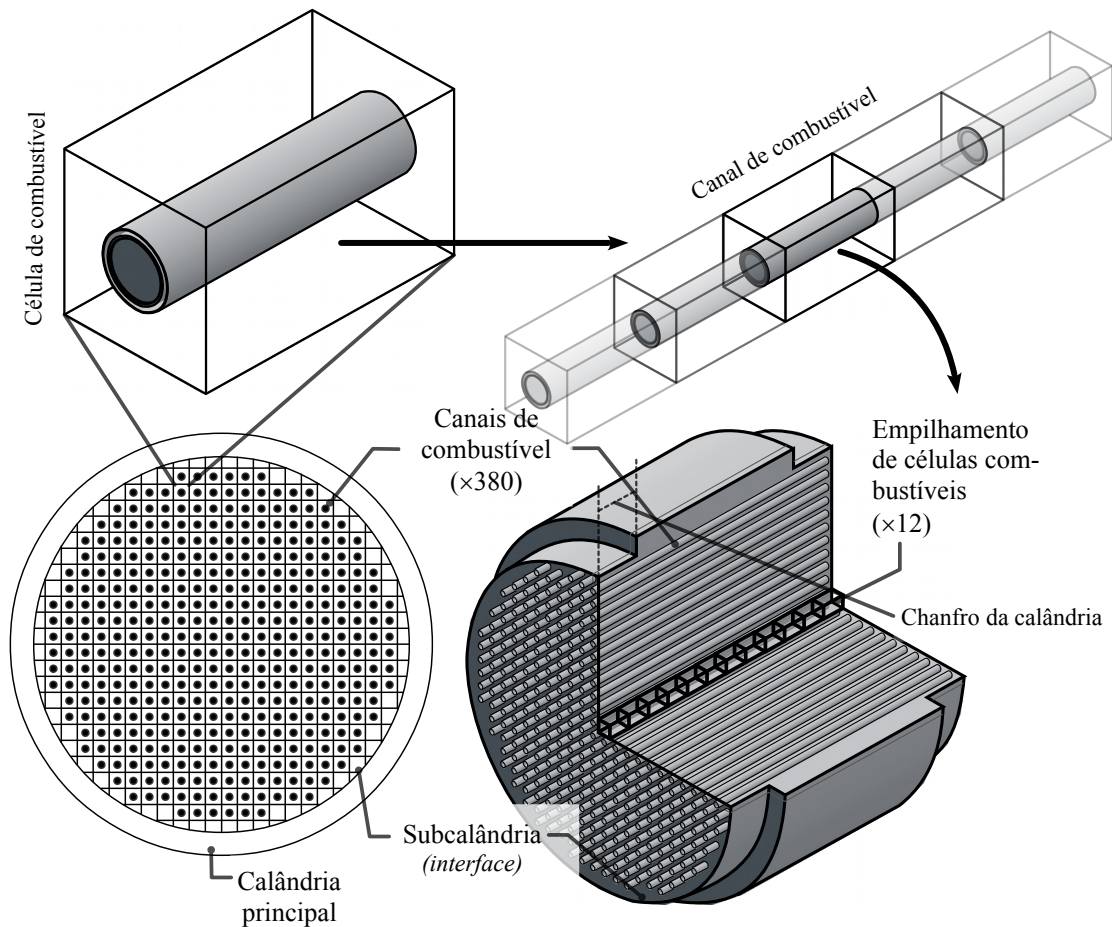
<b>Componente</b>	<b>Valor / cm</b>	<b>Componente</b>	<b>Valor / cm</b>
Diâmetro interno da calândria principal	759,4000	Comprimento do chanfro (Subcalândria)	96,5400
Comprimento da calândria principal	401,3200	Tamanho do passo da matriz	28,5750
Diâmetro interno da subcalândria	675,6000		

**TABELA 2.4.4** – Perfil de composição dos materiais estruturais[44].

Densidades atômicas dos materiais (átomos · barn <sup>-1</sup> · cm <sup>-1</sup> )						
Nuclídeo	Revestimento	Tubo de pressão	Tubo da calândria	Placas espaçadoras	Refrigerante	Moderador
H-1				6,16300E-04	8,68030E-04	4,71890E-05
H-2				3,38780E-02	4,77150E-02	6,42590E-02
B	2,32690E-07	9,51420E-08	2,33000E-07	6,74800E-08		1,15150E-07
O-16				1,72470E-02	2,42920E-02	3,21540E-02
Cr	7,5156E-05	6,09560E-06	7,52572E-05	2,17951E-05		
Fe	1,46954E-04	3,28261E-05	9,45951E-05	4,26168E-05		
Ni	4,66066E-06	2,33682E-06	3,66686E-05	1,35159E-06		
Zr	4,20590E-02	4,18030E-02	4,21270E-02	1,21970E-02		

**Figura 2.4.7.** Concepção do núcleo.

Fonte: Do autor; 2018.

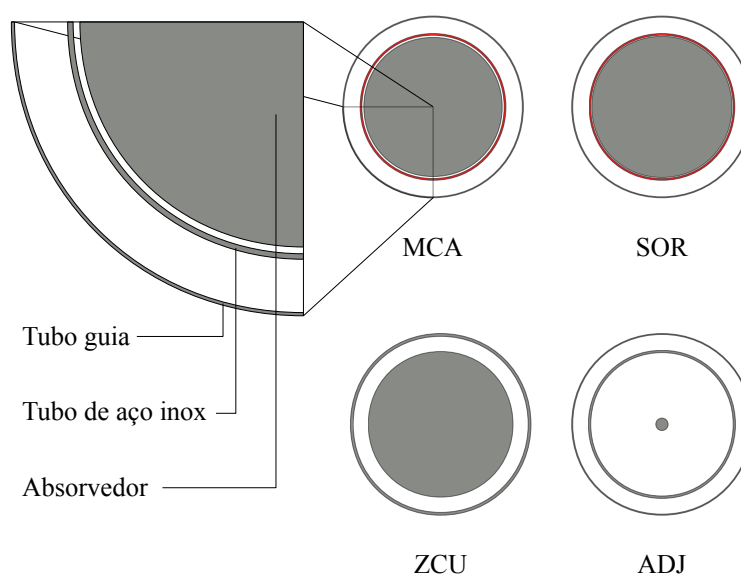


### 2.4.2.3. Modelagem dos dispositivos de reatividade

Foram considerados na modelagem quatro dispositivos de reatividade, 14 zonas líquidas (ZCU), 21 barras de ajuste (ADJ), 4 barras mecânicas (MCA) e 28 barras de desligamento (SOR). Os modelos são essencialmente geometrias cilíndricas que compõem o tubo guia e a barra de controle. As ADJ compreendem um tubo guia de zircônio, o material absorvedor ou veneno sendo um cilindro de aço envolvido por um tubo também de aço onde as regiões intersticiais que são preenchidas por moderador, se encontram perpendiculares aos canais de combustível e centradas entre esses canais. As MCA e SOR seguem exatamente a mesma construção, exceto pelo fato de que o absorvedor ao centro é um cilindro sólido de cádmio e as ZCU especialmente um tubo e um cilindro de água leve ( $H_2O$ ). Um esquema dos dispositivos é mostrado na Figura 2.4.8 e os parâmetros de geometria fornecidos na Tabela 2.4.5.

**Figura 2.4.8.** Esquema dos dispositivos de reatividade.

Fonte: Do autor; 2018.



**TABELA 2.4.5** – Especificações dos dispositivos de reatividade[44, 46].

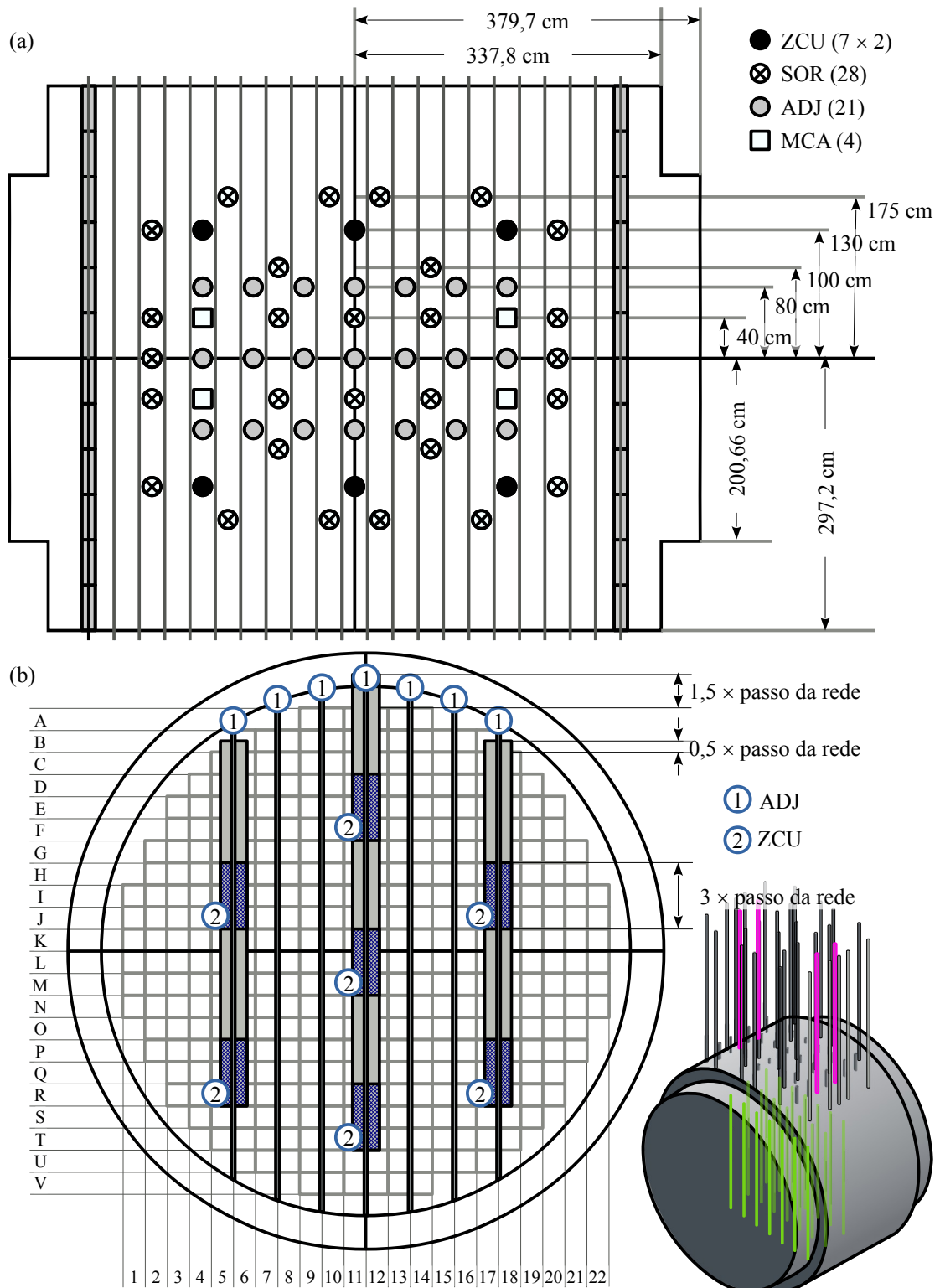
Componente/Dispositivo	ADJ	MCA	SOR	ZCU[46]
Material absorvedor	Aço inox – 316	Cádmio	Cádmio	$H_2O$
Raio do absorvedor*	0,3100	3,5000	3,5500	5,0000
Raio interno do tubo de aço*		3,6070		–
Raio externo do tubo de aço*		3,7250		–
Raio interno do tubo guia*		4,5190		6,1000
Raio externo do tubo guia*		4,5720		6,2400

\*unidades em centímetros.



Na Figura 2.4.9, é mostrado o detalhamento do arranjo espacial dos dispositivos no núcleo. As ADJ, MCA e SOR, foram modeladas de modo a abranger toda a extensão do núcleo.

**Figura 2.4.9.** Disposição espacial dos dispositivos de reatividade. (a) Projeção superior do núcleo detalhando as coordenadas dos dispositivos. (b) Projeção frontal e isométrica mostrando o posicionamento das ZCU e ADJ[44].



### 2.4.3. Combustíveis Estudados e Etapas do Trabalho

A partir do modelo descrito na Seção 2.4.2.1 três tipos de combustíveis foram estudados, sendo eles, o urânio natural ( $\text{UO}_2$  sinterizado), combustível reprocessado pelo método de reprocessamento OREOX e urânio empobrecido.

Dentro da proposta apresentada neste trabalho, fez-se o uso do urânio empobrecido em função das propriedades neutrônicas do  $^{238}\text{U}$  (atuando como material absorvedor) acrescido ao interesse em redirecionar esse recurso remanescente das plantas de enriquecimento[7].

O combustível reprocessado considerado leva em conta a composição de um elemento combustível  $17 \times 17$  de um PWR com um enriquecimento inicial de 4,5% e uma queima de 50 GWd/MgU[47]. Os dados de composição para o combustível irradiado foram ajustados para a biblioteca de seção de choque disponível considerando 5 anos de resfriamento[47 – 49] e os valores de recuperação foram calculados conforme fornecido na Tabela 2.3.2[35].

Para o urânio empobrecido foi estabelecido a densidade correspondente ao padrão de qualidade do CANDU 6 em que se assumiu uma densidade física de  $10,6 \text{ g}\cdot\text{cm}^{-3}$ [10, 7].

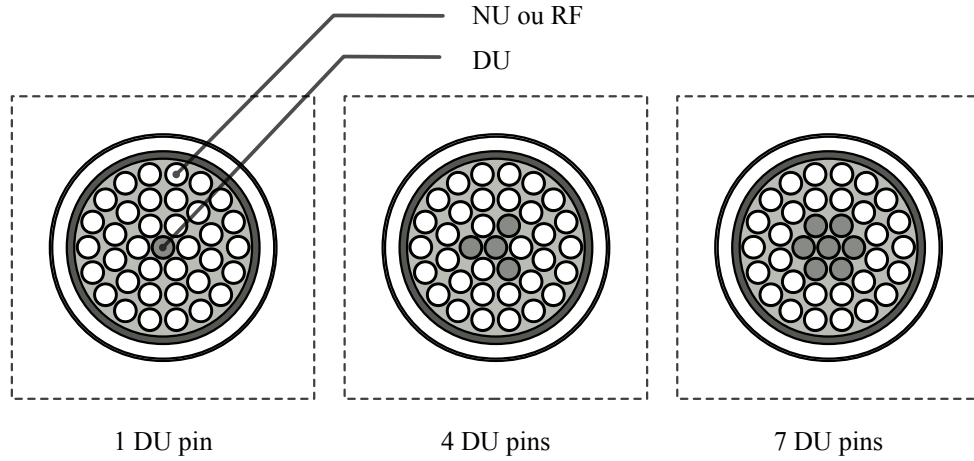
Foram admitidos quatro tipos de células combustíveis:

- ① NU (37 varetas combustíveis contendo somente urânio natural como combustível),
- ② RF (37 varetas contendo apenas o material combustível reprocessado),
- ③ Combinação RF/DU (Número de varetas contendo combustível reprocessado = 37 varetas –  $n$  varetas contendo somente urânio empobrecido) e
- ④ Combinação NU/DU (Número de varetas contendo urânio natural = 37 varetas –  $n$  varetas contendo somente urânio empobrecido).

Para uma melhor avaliação da resposta da criticalidade com a adição de urânio empobrecido foram considerados dois momentos: a célula do tipo 3 para avaliar a eficiência da inserção de urânio empobrecido no elemento combustível contendo o combustível reprocessado, entretanto restrito somente ao número de elementos combustíveis desse tipo, e a célula tipo 4 em virtude do número de combinações possíveis ao longo de todo o núcleo do reator. Para ambas as células combustíveis foram consideradas três configurações, levando-se em conta a substituição das varetas na região central (Figura 2.4.10) devido ao efeito neutrônico que se prevê em função da perturbação na densidade do refrigerante discutido em mais detalhes na Seção 2.5.5[28]. As composições referentes aos materiais combustíveis (irradiado, reprocessado, natural e empobrecido) são fornecidas nas Tabelas 2.4.6 a 2.4.8.

**Figura 2.4.10.** Configurações estabelecidas para as células tipo 3 e 4.

Fonte: Do autor; 2018.

**TABELA 2.4.6** – Composição do combustível irradiado [48] por tonelada da massa inicial.

Nuclídeo	Fração em massa (%)	Nuclídeo	Fração em massa (%)	Nuclídeo	Fração em massa (%)
He-4	1,1930E-04	Ag-109	1,2060E-02	Th-230	1,1370E-06
C	4,7051E-07	Sn-126	2,9500E-03	U-233	7,9821E-07
Cl	6,5571E-04	Te-126	8,5451E-07	U-234	2,3970E-02
Ca	7,4671E-04	I-129	2,4090E-02	U-235	1,0700E+00
Ni-59	1,0740E-03	Cs-133	1,6930E-01	U-236	6,4791E-01
Se-79	7,2781E-04	Cs-135	5,9258E+00	U-238	9,5251E+01
Sr-90	5,5041E-02	Cs-137	1,3260E-01	Np-237	8,7611E-02
Y-90	1,4300E-05	Ba-137	5,4921E-02	Pu-238	3,6060E-02
Zr-90	2,4580E-02	Nd-143	1,2130E-01	Pu-239	7,9921E-01
Zr-93	1,0780E-01	Nd-145	1,0050E-01	Pu-240	3,1840E-01
Nb-93m	5,9891E-07	Sm-147	1,2610E-02	Pu-241	1,0220E-01
Nb-94	1,0630E-07	Sm-149	3,7480E-04	Pu-242	8,3871E-02
Mo-95	1,0520E-01	Sm-150	4,4430E-02	Am-241	1,1690E-01
Tc-99	1,2030E-01	Sm-151	2,3800E-03	Am-242m	2,1570E-04
Ru-99	5,9271E-06	Sm-152	2,9580E-04	Am-243	2,4820E-02
Ru-101	1,2070E-01	Eu-151	1,7510E-02	Cm-242	5,6321E-07
Rh-103	6,5111E-02	Eu-153	1,8470E-02	Cm-245	6,2261E-04
Pd-107	3,6060E-02	Gd-155	1,5430E-05	Cm-246	6,2201E-05

**TABELA 2.4.7** – Composição do RF pelo método de reprocessamento OREOX ( $\rho = 10,2 \text{ g} \cdot \text{cm}^{-3}$ ).

Nuclídeo	Fração em massa (%)	Nuclídeo	Fração em massa (%)	Nuclídeo	Fração em massa (%)
He-4	1,2007E-04	Cs-133	1,7040E-03	U-235	1,0769E+00
C	4,7355E-07	Cs-135	8,5713E-04	U-236	6,5210E-01
Cl	6,5995E-04	Cs-137	1,3346E-03	U-238	9,5868E+01
Ca	7,5154E-04	Ba-137	5,5276E-02	Np-237	8,8178E-02
Ni-59	1,0810E-03	Nd-143	1,2209E-01	Pu-238	3,6294E-02
Y-90	1,4393E-05	Nd-145	1,0115E-01	Pu-239	8,0439E-01
Zr-90	2,4739E-02	Sm-147	1,2692E-02	Pu-240	3,2047E-01
Zr-93	1,0850E-01	Sm-149	3,7723E-04	Pu-241	1,0286E-01
Nb-93m	6,0279E-07	Sm-150	4,4718E-02	Pu-242	8,4414E-02
Mo-95	2,1177E-02	Sm-151	2,3954E-03	Am-241	1,1766E-01
Tc-99	1,2108E-01	Sm-152	1,7624E-02	Am-242m	2,1710E-04
Ru-101	2,4297E-02	Eu-151	2,9772E-04	Am-243	2,4981E-02
Rh-103	6,5532E-02	Eu-153	1,8590E-02	Cm-242	5,6685E-07
Pd-107	3,6294E-02	Gd-155	1,5530E-05	Cm-245	6,2664E-04
Ag-109	1,2138E-02	Th-230	1,1444E-06	Cm-246	6,2604E-05
Sn-126	2,9691E-03	U-233	8,0338E-07		
I-129	2,4246E-04	U-234	2,4126E-02		

**TABELA 2.4.8** – Combustíveis à base de dióxido de urânio (natural e empobrecido).

Nuclídeo	Tipo de combustível	
	NU – Fração em massa (%)	DU – Fração em massa (%)
O-16	1,1850E+01	1,1847E+01
U-234	4,7674E-03	8,6679E-04
U-235	6,2657E-01	1,7410E-01
U-238	8,7519E+01	8,7978E+01

Para fins de simplificação, serão, a partir deste ponto, adotadas as nomenclaturas  $\text{NU}^{\text{C}}$  com o sobrescrito “C” para indicar os canais de combustível abastecidos somente com elementos combustíveis contendo varetas de urânio natural,  $\text{RF}^{\text{C}}$  para os canais de combustível abastecidos somente com os elementos combustíveis contendo varetas do combustível reprocessado,  $\text{RF/DU}^{\text{C}}$  para os canais de combustível abastecidos com elementos combustíveis contendo a combinação do combustível reprocessado e urânio empobrecido e  $\text{NU/DU}^{\text{C}}$  para os canais abastecidos com elementos combustíveis contendo a combinação do urânio natural e empobrecido.

Em todas as simulações (estacionário e queima) foram utilizados  $50 \cdot 10^3$  nêutrons em 200 ciclos ativos. A biblioteca de seção de choque selecionada foi a ENDF/B-VII.0 colapsada em 238 grupos de energia pelo fato de não haver processamento de seção de choque dos materiais a energia contínua em temperaturas diferentes de 300, 600, 900 e 1200K[8].

Para as análises das configurações de definição dos casos foram contempladas duas fases, sendo a primeira composta de cinco etapas em que as simulações foram realizadas no estado estacionário e a segunda fase (e final) foi realizada a queima onde se observou a criticalidade e composição final para os casos selecionados, sendo elas:

- FASE 1: Análise em estado estacionário

- ① Etapa de validação do modelo:

Na etapa 1, o modelo do núcleo padrão (ou caso referência) foi validado mediante comparação com diferentes códigos Monte Carlo, dos resultados apresentados por Choi *et. al.* e Pounders *et. al.* [44, 45] (MCNP – *Monte Carlo N-Particle code*; Versões: MCNP-4B e MCNP5) acrescido aos fornecidos pelo MCNPX 2.6.0 – DENU/UFMG[48, 49] em correspondência ao aqui simulado, onde se considerou, em um primeiro momento, o núcleo abastecido unicamente com  $\text{NU}^{\text{C}}$  sem dispositivos de reatividade (núcleo padrão ou caso referência), posteriormente verificou-se a influência de cada um destes dispositivos e por fim o efeito da adição de todos (ZCU + ADJ + MCA + SOR), tendo como parâmetro de comparação o fator de multiplicação ( $k_{\text{eff}}$ ) fornecido para cada código. A avaliação da diferença entre os valores de criticalidade fornecidos em [44, 45] e os valores obtidos nas simulações é expressa por,

$$\text{diferença} = \left( \frac{1}{k_1} - \frac{1}{k_2} \right) \cdot 10^3(\text{mk}), (\text{mk} = \text{mili } k) \quad (2.4.1)$$

$$\text{diferença} = \left( \frac{1}{k_1} - \frac{1}{k_2} \right) \cdot 10^5(\text{pcm}), (\text{pcm} = \text{percent mile}) \quad (2.4.2)$$

com  $k_1$  sendo o fator de multiplicação obtido no código 1 e  $k_2$  para o código 2[46].

Para as etapas subsequentes da validação, não foram considerados os dispositivos de controle com objetivo de avaliar o comportamento devido à perturbação inserida ao núcleo devido às características do combustível reprocessado. Foi assumido a condição de contorno não reflexiva em todos os casos.

- ② Núcleo com  $NU^C$  e inserção de  $RF^C$ ,
- ③ Núcleo com  $NU^C$  e  $RF/DU^C$ ,
- ④ Núcleo com  $NU^C$ ,  $RF^C$  e  $NU/DU^C$ ,
- ⑤ Avaliação dos coeficientes de reatividade de vazio (CVR) e temperatura do combustível (CTR).

Nas etapas de 2 a 4 foi adotado como critério de seleção somente os casos em que os resultados apresentassem interseção com o intervalo correspondente ao caso referência a um desvio padrão ( $\sigma$ ) ou 67% de confiança. Na etapa 5, foram avaliados o coeficiente de reatividade de vazio e o coeficiente de reatividade de temperatura do combustível tendo como critério de seleção, a interseção entre os intervalos calculados com o valor de referência.

Na etapa 2, as inserções de  $RF^C$  foram feitas de modo a considerar a adição de quatro canais por vez em cada passo das simulações de modo a preservar a simetria de rotação do núcleo acrescido ao objetivo de promover a perturbação em favor do achatamento da distribuição de fluxo.

Nas etapas 3 e 4, tendo em vista o acréscimo de reatividade devido ao RF, foi avaliada a inserção do urânio empobrecido. Em um primeiro momento no elemento combustível contendo o material reprocessado de modo a compor um canal de combustível somente com as características dessa célula combustível e, posteriormente, distribuídos ao longo do núcleo no elemento combustível contendo NU.

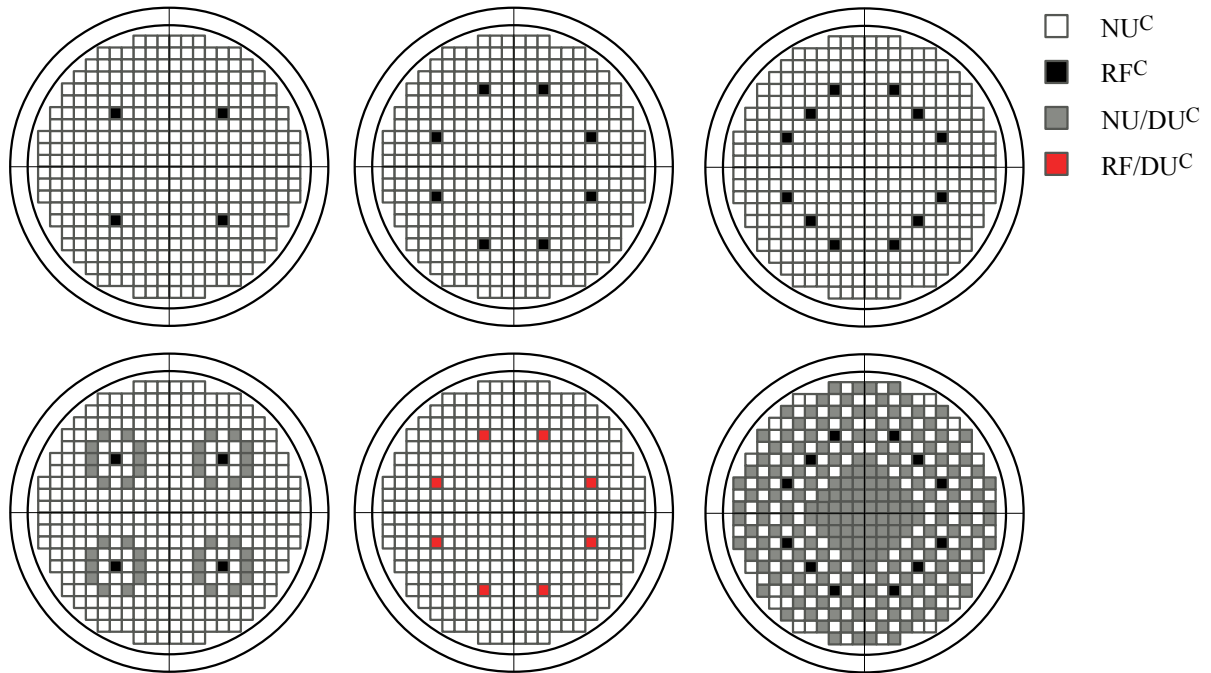
Os resultados obtidos nas etapas de 2 a 4, foram comparados com o núcleo padrão (etapa 1) e foram selecionados os casos que apresentassem um valor para a criticalidade média do sistema semelhante ao resultado obtido na primeira etapa, que, desse modo, considerados para as avaliações na etapa subsequente.

É ilustrado na Figura 2.4.11, como exemplo, alguns dos arranjos avaliados durante as etapas 2 a 4 da fase 1.

Para a etapa 5 foram avaliados dois parâmetros associados à segurança de reatores, os coeficientes de reatividade de vazio (CVR – *Coolant-Void Reactivity*) e de temperatura (TCR – *Temperature Coefficient of Reactivity*). O primeiro trata-se da avaliação da variação da reatividade em função da perturbação na densidade do refrigerante, isto é, aumento da fração de vazio. O segundo parâmetro avalia a variação de reatividade em função da perturbação causada pelo aumento de temperatura do combustível. Para a realização das análises desses parâmetros, foram feitas, para os casos da etapa anterior, simulações onde se definiu um

**Figura 2.4.11.** Exemplos dos arranjos para o núcleo com as combinações dos quatro tipos de canais considerados no modelo.

Fonte: Do autor; 2018.



intervalo de 0 a 100% de fração de vazio para o CVR e de 300 a 1200K para o TCR. Os resultados foram comparados com o caso referência e selecionado o caso que apresentasse as menores variações dos parâmetros avaliados e que correspondesse ao maior percentual de uso do combustível reprocessado.

#### ● FASE 2: Queima

##### ① Avaliação da criticalidade e evolução da composição.

A etapa final consiste na avaliação da criticalidade e evolução de composição ao longo da queima, tendo em vista o período de tempo em que o sistema atinge a condição de subcriticalidade e o teor de material fissil, em especial  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  e  $^{241}\text{Pu}$ . Outros nuclídeos de interesse, tais como o  $^{135}\text{Xe}$  e  $^{149}\text{Sm}$ , que possuem elevada seção de choque microscópica de absorção também foram apreciados na possibilidade de haver discrepâncias em suas concentrações ao se comparar ao caso referência, logo, atuar negativamente na eficiência dos arranjos avaliados.

Na segunda fase foram realizadas as simulações para queima em que se avaliaram a criticalidade do sistema e a evolução de composição no intuito de apontar se há ou não viabilidade em considerar o uso do urânio empobrecido. Considerou-se uma densidade de

potência de 32,6MW por Mg de metal pesado[45] e uma queima total de  $12\text{GWd}\cdot\text{Mg}^{-1}$  de metal pesado (GWd/tHE) para todos os casos avaliados.

Em função do universo de possibilidades nas mais diferentes configurações, foi escolhido arbitrariamente somente um caso para cada passo a fim de se traçar um comportamento e apontar os casos que apresentassem um comportamento símile ao núcleo padrão, isto é, somente com elementos combustíveis com urânio natural.



## 2.5. RESULTADOS E DISCUSSÃO

### 2.5.1. Fase 1: Análise em Estado Estacionário

#### 2.5.1.1. Etapa 1: Validação

Com o uso de  $1 \cdot 10^7$  nêutrons ( $50 \cdot 10^3$  nêutron em 200 ciclos ativos) em toda a história comparado a  $5 \cdot 10^7$  e  $1,58 \cdot 10^8$  usados nos outros códigos Monte Carlo[44, 45], pôde-se ainda apreciar uma boa estimativa do valor verdadeiro ainda que dentro de uma incerteza associada aos resultados próximo de 20 pcm frente a uma incerteza avaliada em uma ordem dez vezes menor nas referências (entre 2 a 5 pcm). O fato de não se adotar um maior número de partículas em todas as fases concorre em favor da ponderação do tempo computacional requisitado para as simulações diante do número de casos avaliados. Os resultados dessa fase se encontram listados na Tabela 2.5.3.

**TABELA 2.5.3** – Resultados obtidos para as diferentes configurações do núcleo de referência.

Caso	SCALE 6.0	MCNP-4B[44]	MCNP5[45]	MCNPX 2.6.0 (DENU/UFMG)[48]
Sem dispositivos de reatividade.	$1,01046 \pm 0,00017$	–	–	$1,01139 \pm 0,00016$
Com ADJ	$0,99439 \pm 0,00016$	$0,99622 \pm 0,00005$	$0,99582 \pm 0,00002$	$0,99624 \pm 0,00014$
Com MCA	$1,00309 \pm 0,00016$	–	–	$1,00263 \pm 0,00015$
Com ZCU	$1,00717 \pm 0,00014$	–	–	–
Com SOR	$0,94340 \pm 0,00019$	–	–	$0,93721 \pm 0,00017$
Com todos os dispositivos de reatividade	$0,92488 \pm 0,00016$	–	–	$0,91760 \pm 0,00017$

Por meio das Eq.(2.4.1) e Eq.(2.4.2), a diferença entre os códigos SCALE 6.0 e o MCNPX 2.6.0 – DENU/UFMG para o caso “Sem dispositivos de reatividade” é de apenas 0,9 mk (90 pcm), o que pode-se admitir que os resultados obtidos são similares, como é discutido em[46].

Para a configuração com as ADJ inseridas os resultados obtidos foram  $Dif_{SCALE/MCNP-4B} = 1,85$  mk;  $Dif_{SCALE/MCNP5} = 1,44$  mk e  $Dif_{SCALE/MCNPX 2.6.0} = 1,87$  mk, o que mostra que há concordância nos valores obtidos para o modelo adotado no código SCALE 6.0[46].

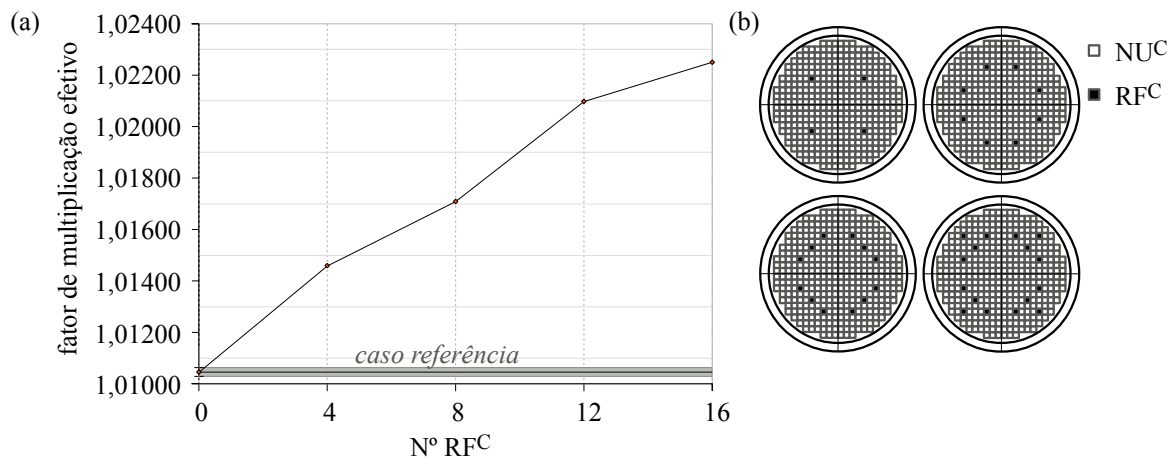
A etapa seguinte foi a análise do núcleo no estado estacionário conforme a Seção 2.4.3.

### 2.5.1.2. Etapa 2: Inserção de RF<sup>C</sup>

Nessa etapa foi verificado o comportamento do sistema mediante a inserção do combustível reprocessado. Considerou-se como passo de adição, a substituição de 4 NU<sup>C</sup> de combustível por 4 RF<sup>C</sup>, ou seja, para o *n*-ésimo passo há 380 – 4*n* NU<sup>C</sup> e 4*n* RF<sup>C</sup> (Figura 2.4.11). Assim, a perturbação inserida tende a preservar o perfil cossenoidal e, sobretudo, provocar um “achatamento” na distribuição de fluxo. Pode-se perceber pelo gráfico da Figura 2.5.3–*a*, que para os casos avaliados inicialmente, isto é, 4 RF<sup>C</sup>, 8RF<sup>C</sup>, 12RF<sup>C</sup>, e 16RF<sup>C</sup>, (Figura 2.5.3–*b*), não houve dentre estes, uma configuração que apresente criticalidade ( $k_{eff}$ ) símile ao caso tomado como referência (caso de referência), isto é, valores compreendidos no intervalo [1,01029 , 1,01063].

**Figura 2.5.3.** (a) Resposta do fator de multiplicação com a inserção de canais de combustível abastecidos com combustível reprocessado. (b) Configurações para o núcleo em que são considerados as combinações do combustível padrão (NU<sup>C</sup>) e reprocessado (RF<sup>C</sup>).

Fonte: Do autor; 2018.



Devido ao teor de material fissil presente no RF (8,00·10<sup>-7</sup>% de <sup>233</sup>U; 1,08% de <sup>235</sup>U; 0,80% de <sup>239</sup>Pu; 0,10% de <sup>241</sup>Pu; 2,17·10<sup>-4</sup>% de <sup>242m</sup>Am e 6,27·10<sup>-4</sup>% de <sup>245</sup>Cm), o qual no presente problema apresenta um percentual inicial de cerca de 1,98%, não se espera obter um arranjo de núcleo que apresente um valor de  $k_{eff}$  que compreenda o caso referência. Portanto, como é mostrado no gráfico da Figura 2.5.3–*a*. É importante enfatizar que inserção de RF<sup>C</sup> implica em alterações nos parâmetros de segurança o que pode configurar-se um problema.

O comportamento percebido nesta fase levou a conclusão, em uma primeira abordagem, de que a inserção de absorvedores nos elementos combustíveis deve ser

considerada a título de verificação de uma configuração que forneça uma resposta neutrônica similar ao caso referência.

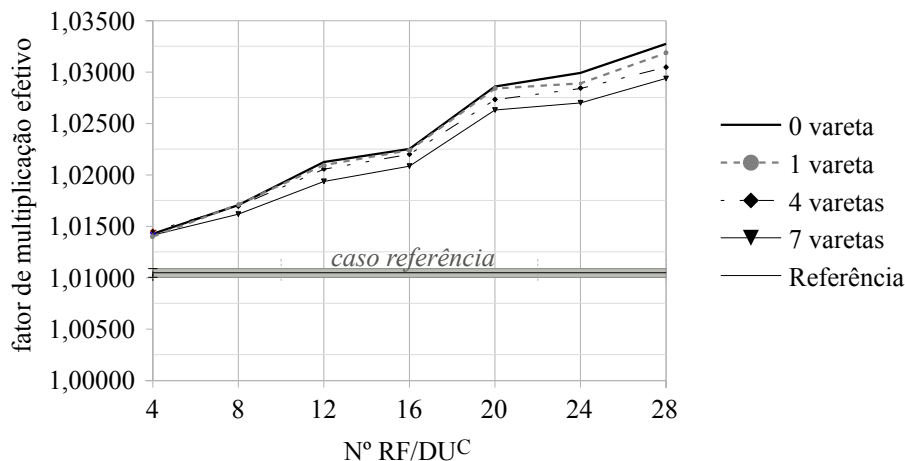
### 2.5.1.3. Etapa 3: Uso de DU no RF

A terceira fase consiste na observação da resposta do sistema mediante a inserção de DU no elemento contendo RF, adotando as configurações apresentadas na Seção 2.4.3 para as células do tipo 3 e 4 (Figura 2.4.10), isto é, 1DU, 4DU e 7DU. A escolha da região central se fez em favor da redução do pico no perfil de fluxo, tendo por efeito um decréscimo na reatividade. Em adição, leva-se em conta o efeito da redução da densidade do refrigerante, uma vez que não está associado à perda de moderador, a região central do elemento combustível se encontra mais acessível aos nêutrons termalizados, aumentando desse modo as taxas de reação[28].

É mostrado através do gráfico da Figura 2.5.4 os resultados obtidos considerando, nos  $RF^C$ , a adição de varetas de urânio empobrecido. A substituição de apenas uma vareta por elemento combustível contendo material reprocessado revela, em poucos canais, irrelevante ou nenhuma resposta, por outro lado nota-se ligeiro decréscimo para um número mais expressivo de  $RF/DU^C$ , entretanto mesmo com um número maior de substituições, isto é, 7 varetas de urânio empobrecido por elemento combustível contendo o RF, não se observa ainda efetiva melhora nos resultados obtidos nas simulações.

**Figura 2.5.4.** (a) Resposta do fator de multiplicação com a inserção de canais de combustível abastecidos com a combinação de varetas de urânio empobrecido e combustível reprocessado ( $RF/DU^C$ ) nas diferentes configurações para 1DU, 4DU e 7DU.

Fonte: Do autor; 2018.



Essa fase mostrou que a análise proposta de uso de RF aponta para a necessidade de se introduzir ainda quantidades maiores de materiais absorvedores de nêutrons para se obter o resultado desejado. Entretanto, deve-se lançar mão de realizar novas substituições uma vez que trata-se de severas modificações no projeto do combustível, além de requerer análises mais profundas do que aquelas propostas para este trabalho. Para esse fim, optou-se por realizar substituições parciais nos elementos combustíveis contendo urânio natural (elemento combustível padrão) e distribuir esses ECs contendo a combinação de NU/DU ao longo do núcleo em virtude do restrito universo de possibilidades do uso de DU no EC contendo RF.

#### 2.5.1.4. Etapa 4: Uso de DU no NU

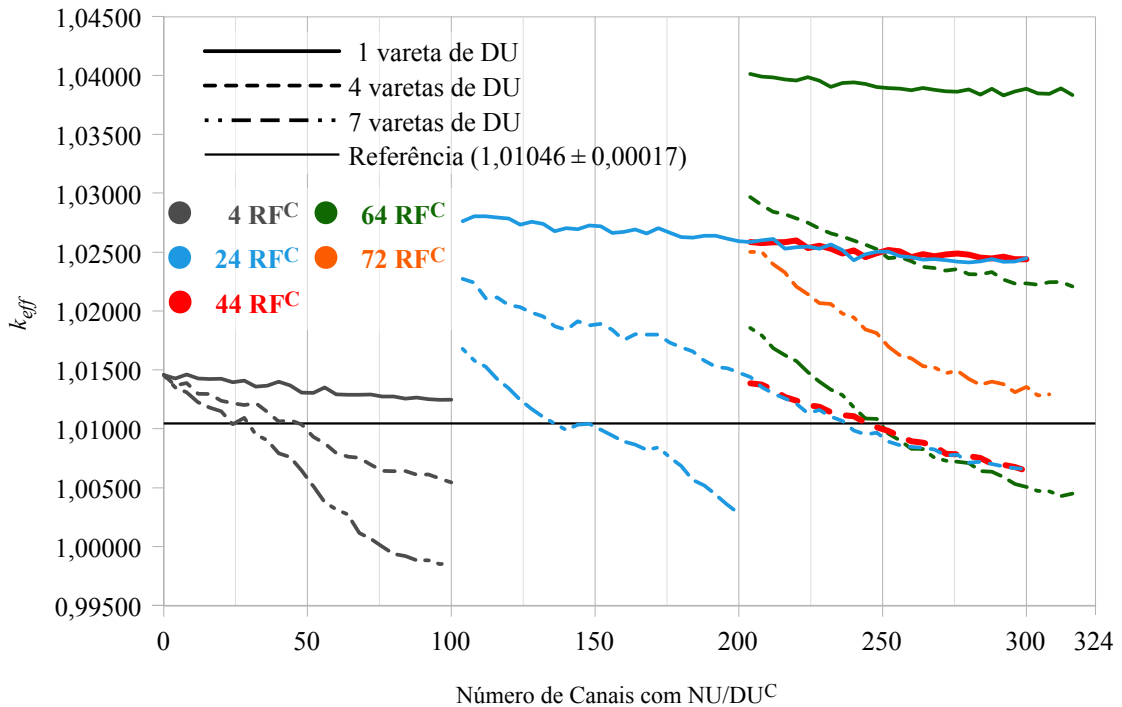
A fase inicial de avaliação dos arranjos foi contemplada verificando-se a resposta do fator de multiplicação com a inserção de NU/DU<sup>C</sup>. Foram simulados, nessa etapa, um total de 1520 casos nos quais, em cada passo de inserção do RF<sup>C</sup>, observou-se a resposta do sistema em função da adição de NU/DU<sup>C</sup> no modelo do núcleo do reator.

O intervalo estudado compreende o uso de 4 a 72 RF<sup>C</sup> e cada passo de adição foi computado por  $4 \cdot n$ , sendo  $n$  um número inteiro positivo e  $n = 1, 2, 3, \dots, 18$ . Admitiu-se também a adição de até  $380 - 4 \cdot n$  NU/DU<sup>C</sup> que, em seu turno, foi adotado igual procedimento de adição.

Pode-se observar, pelo gráfico da Figura 2.5.5, o comportamento representativo para todo o histórico de resultados. É válido destacar que as descontinuidades no conjunto de dados decorre da escolha estabelecida nos intervalos ajustados para cada passo de inserção de RF<sup>C</sup>. Ou seja, ao se adicionar muitos RF<sup>C</sup> torna-se evidente a discrepância nos resultados em vista do caso referência de modo que, poucos NU/DU<sup>C</sup> não são suficientes para compensar a perturbação inserida e, por essa razão, optou-se por não avaliar o intervalo em que os valores de  $k_{eff}$  atingiriam expressiva diferença, outrossim, para os casos em que os valores se encontrariam muito abaixo do valor almejado. Embora os casos considerados no gráfico da Figura 2.5.5 tenham sido tomados a título de exemplificar ou mesmo permitir ter-se uma boa ideia do aspecto global, fica claro o efeito gerado para um grande número de RF<sup>C</sup>, em especial o conjunto de dados para 72 RF<sup>C</sup> em que não houve nenhum caso que apresentou interseção dos resultados com a referência.

**Figura 2.5.5.** Resposta do fator de multiplicação com a inserção de canais de combustível abastecidos com a combinação de varetas de urânio empobrecido e combustível reprocessado (RF/DU<sup>C</sup>) para as configurações de 4, 24, 44, 64 e 72 RF<sup>C</sup>.

Fonte: Do autor; 2018.



Tendo em vista o universo de combinações possíveis, considerou-se uma configuração de núcleo em cada caso. Nesse sentido, dos 1520 casos simulados resultou que 56 apresentaram uma criticidade inicial que tiveram interseção no intervalo referente ao resultado do caso referência.

No gráfico da Figura 2.5.6, pode-se melhor apreciar a distribuição dos valores obtidos para os 56 casos listados na Tabela 2.5.4 que estão compreendidos na região de interseção. As linhas paralelas definem os limites do intervalo para a incerteza ( $\sigma$ ) obtida no SCALE ( $1,01046 \pm \pm 0,00017$ ) a 67% de confiança e mostra os valores médios de cada caso e sua incerteza associada.

Para os casos da Tabela 2.5.4, foram realizadas novas simulações para verificação do CVR e do TCR a critério de uma nova seleção no sentido de se obter uma configuração que apresentasse esses parâmetros semelhantes ao CANDU 6 de referência. As discussões dessa etapa se encontram na Seção 2.5.1.5.

#### 2.5.1.5. Etapa 5: Avaliação do Coeficiente de Reatividade de Vazio e de Temperatura

O núcleo do CANDU possui um coeficiente de reatividade de vazio (usualmente denominado *Coolant Void Reactivity*) ligeiramente positivo, ou seja, com o aumento de

TABELA 2.5.4 – Casos selecionados com valores de  $k_{eff}$  compreendidos no intervalo [1,01029 , 1,01063].

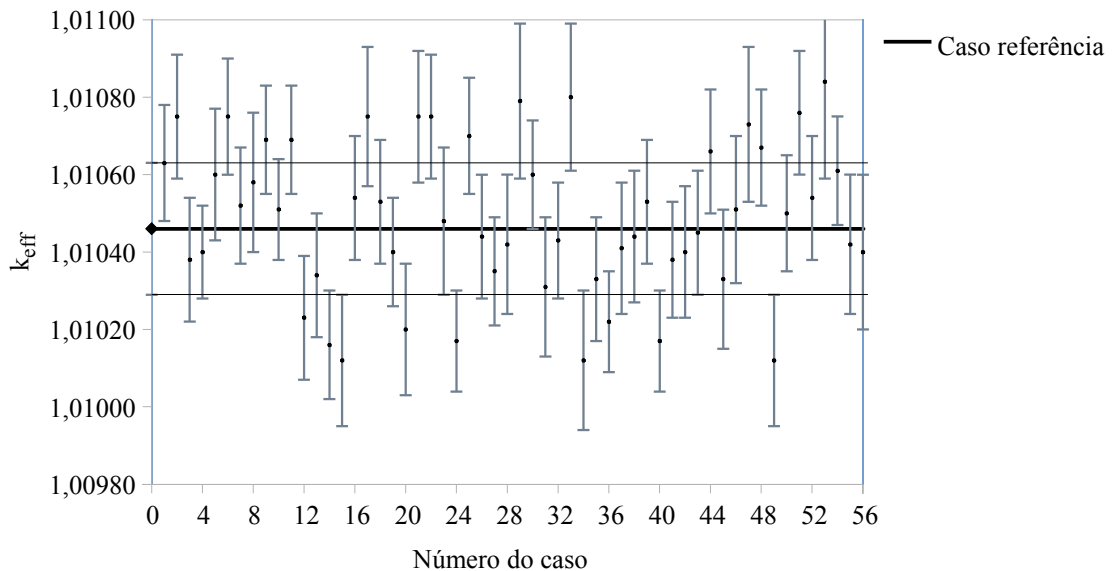
Caso	Nº de RFC	Nº de NU/DUC	Nº de varetas de DU/EC	$k_{eff}$	$\sigma$
01	4	40	4	1,01063	0,00015
02		44	4	1,01075	0,00016
03		48	4	1,01038	0,00016
04		24	7	1,01040	0,00012
05	8	64	4	1,01060	0,00017
06		72	4	1,01075	0,00015
07		84	4	1,01052	0,00015
08		88	4	1,01058	0,00018
09		92	4	1,01069	0,00014
10		96	4	1,01051	0,00013
11	12	132	4	1,01069	0,00014
12		136	4	1,01023	0,00016
13		140	4	1,01034	0,00016
14		68	7	1,01016	0,00014
15		72	7	1,01012	0,00017
16		88	7	1,01054	0,00016
17	16	172	4	1,01075	0,00018
18		176	4	1,01053	0,00016
19		180	4	1,01040	0,00014
20		184	4	1,01020	0,00017
21		100	7	1,01075	0,00017
22	20	220	4	1,01075	0,00016
23		224	4	1,01048	0,00019
24		232	4	1,01017	0,00013
25	24	236	4	1,01070	0,00015
26		136	7	1,01044	0,00016
27		144	7	1,01035	0,00014
28		148	7	1,01042	0,00018
29	28	268	4	1,01079	0,00020
30		272	4	1,01060	0,00014
31		276	4	1,01031	0,00018
32		280	4	1,01043	0,00015
33	32	276	4	1,01080	0,00019
34		280	4	1,01012	0,00018
35		284	4	1,01033	0,00016
36		288	4	1,01022	0,00013

TABELA 2.5.4 – Continuação.

Caso	Nº de RFC	Nº de NU/DUC	Nº de varetas de DU/EC	$k_{eff}$	$\sigma$
37	36	308	4	1,01041	0,00017
38		320	4	1,01044	0,00017
39		324	4	1,01053	0,00016
40		328	4	1,01017	0,00013
41		332	4	1,01038	0,00015
42		340	4	1,01040	0,00017
43	40	232	4	1,01045	0,00016
44		236	4	1,01066	0,00016
45		240	4	1,01033	0,00018
46	44	244	4	1,01051	0,00019
47	48	324	4	1,01073	0,00020
48		328	4	1,01067	0,00015
49		332	4	1,01012	0,00017
50	52	208	7	1,01050	0,00015
51	56	216	7	1,01076	0,00016
52	60	232	7	1,01054	0,00016
53	64	248	7	1,01084	0,00025
54	68	268	7	1,01061	0,00014
55		272	7	1,01042	0,00018
56		276	7	1,01040	0,00020

**Figura 2.5.6.** Distribuição dos resultados que interceptam o caso referência para um intervalo de confiança de 67%. Os valores de  $k_{eff}$  obtidos no CSAS-6 satisfazem o teste  $\chi^2$  a um nível de confiança de 95%.

Fonte: Do autor; 2018.



potência há uma diminuição da densidade do refrigerante e a reatividade também sofre acréscimo uma vez que não há perda de moderação. A ausência do refrigerante contribui, portanto, para que haja um acréscimo da população de nêutrons térmicos na região do combustível, e nesse contexto, o projeto do reator conta com dois sistemas de desligamento independentes que favorecem uma grande inserção de reatividade negativa[10,28].

O coeficiente de reatividade de temperatura é outro importante parâmetro associado à segurança e igualmente adotado como critério de exclusão, pois um coeficiente de temperatura positivo implica em um acréscimo de potência com o aumento de temperatura[37], desse modo todos os casos que viessem apresentar um TCR positivos devem ser excluídos.

Para verificação dos 56 casos listados na Tabela 6.4, tendo em vista esses dois parâmetros, calculou-se inicialmente o coeficiente de reatividade de vazio<sup>18</sup> (CVR)[28] e a incerteza associada pelas seguintes expressões,

$$CVR(\text{pcm}) = \left( \frac{1}{k_1} - \frac{1}{k_2} \right) \cdot 10^5, \quad (2.5.3)$$

$$\delta_{CVR}(\text{pcm}) = \left[ \left( \frac{\sigma_{k_1}^2}{k_1^4} + \frac{\sigma_{k_2}^2}{k_2^4} \right) \cdot 10^{10} \right]^{1/2}, \quad (2.5.4)$$

onde  $k_1$  é o fator de multiplicação associado às condições normais de operação,  $k_2$  às condições de perturbação, e são as  $\sigma_{k_1}^2$   $\sigma_{k_2}^2$  variâncias fornecidas pelo código a um desvio padrão. De semelhante forma, o coeficiente de temperatura do combustível pode ser avaliado como[19, 37]

$$\alpha(\text{pcm}) = \left( \frac{1}{k_1} - \frac{1}{k_2} \right) \cdot \frac{10^5}{T_2 - T_1}, \quad (2.5.5)$$

$$\delta_{CVR}(\text{pcm}) = \left[ \left( \frac{\sigma_{k_1}^2}{k_1^4} + \frac{\sigma_{k_2}^2}{k_2^4} \right) \cdot \frac{10^{10}}{(T_2 - T_1)^2} \right]^{1/2}. \quad (2.5.6)$$

A partir dos resultados obtidos por meio das Eqs.(2.5.3)–(2.5.6), a seleção dentre os 56 casos foi feita admitindo os casos em que houve a interseção dos intervalos calculados para o CVR com o caso referência a 0% de fração de vazio (100% da densidade de refrigerante) e

---

18 Do inglês *coolant void reactivity*.



100% de fração de vazio. Em seguida, foi calculado o coeficiente de temperatura para certificar-se da possível ocorrência de um CTR positivo, condição essa de automática exclusão.

É fornecido na Tabela 2.5.5 os valores de  $k_{eff}$  para a perturbação na densidade do refrigerante e na Tabela 2.5.6 os resultados para o CVR dos 56 casos da etapa anterior. Na Tabela 2.5.6 são destacados os 12 valores obtidos que se enquadraram no critério adotado em relação ao caso referência com 100% de vazio com o objetivo de impor rigorosa restrição para o caso extremo que equivale a uma hipotética ausência do refrigerante.

O comportamento neutrônico observado durante a redução da densidade do refrigerante para esses 12 casos é mostrado pelo gráfico da Figura 2.5.8. Para tanto considerou-se a perturbação na densidade do fluido refrigerante no intervalo de 0% a 100% (Figura 2.5.8).

**TABELA 2.5.5** – Resultados das criticalidades obtidas para os 56 casos selecionados (Tabela 6.4) a 0% e 100% de fração de vazio.

Caso	0%		100%		Caso	0%		100%	
	$k_1$	$\sigma_{k_1}$	$k_2$	$\sigma_{k_2}$		$k_1$	$\sigma_{k_1}$	$k_2$	$\sigma_{k_2}$
●†	1,01046	0,00017	1,03460	0,00013	21	1,01075	0,00017	1,03434	0,00019
01	1,01063	0,00015	1,03449	0,00021	22	1,01075	0,00016	1,03437	0,00015
02	1,01075	0,00016	1,03426	0,00013	23	1,01048	0,00019	1,03368	0,00015
03	1,01038	0,00016	1,03438	0,00013	24	1,01017	0,00013	1,03298	0,00017
04	1,01040	0,00012	1,03479	0,00014	25	1,01070	0,00015	1,03372	0,00013
05	1,01060	0,00017	1,03508	0,00016	26	1,01044	0,00016	1,03321	0,00015
06	1,01075	0,00015	1,03500	0,00016	27	1,01035	0,00014	1,03394	0,00024
07	1,01052	0,00015	1,03430	0,00018	28	1,01042	0,00018	1,03345	0,00015
08	1,01058	0,00018	1,03458	0,00015	29	1,01079	0,00020	1,03404	0,00014
09	1,01069	0,00014	1,03394	0,00015	30	1,01060	0,00014	1,03341	0,00017
10	1,01051	0,00013	1,03415	0,00013	31	1,01031	0,00018	1,03311	0,00014
11	1,01069	0,00014	1,03469	0,00015	32	1,01043	0,00015	1,03331	0,00017
12	1,01023	0,00016	1,03410	0,00020	33	1,01080	0,00019	1,03354	0,00017
13	1,01034	0,00016	1,03386	0,00020	34	1,01012	0,00018	1,03328	0,00019
14	1,01016	0,00014	1,03406	0,00016	35	1,01033	0,00016	1,03329	0,00015
15	1,01012	0,00017	1,03374	0,00015	36	1,01022	0,00013	1,03303	0,00013
16	1,01054	0,00016	1,03404	0,00016	37	1,01041	0,00017	1,03363	0,00015
17	1,01075	0,00018	1,03431	0,00015	38	1,01044	0,00017	1,03322	0,00013
18	1,01053	0,00016	1,03447	0,00012	39	1,01053	0,00016	1,03317	0,00026
19	1,01040	0,00014	1,03368	0,00014	40	1,01017	0,00013	1,03326	0,00020
20	1,01020	0,00017	1,03289	0,00017	41	1,01038	0,00015	1,03349	0,00013

† Valor de referência.

TABELA 2.5.5 – Continuação.

Caso	0%		100%		Caso	0%		100%	
	$k_1$	$\sigma_{k_1}$	$k_2$	$\sigma_{k_2}$		$k_1$	$\sigma_{k_1}$	$k_2$	$\sigma_{k_2}$
42	1,01040	0,00017	1,03268	0,00014	50	1,01050	0,00015	1,03285	0,00015
43	1,01045	0,00016	1,03382	0,00016	51	1,01076	0,00016	1,03373	0,00018
44	1,01066	0,00016	1,03408	0,00017	52	1,01054	0,00016	1,03297	0,00017
45	1,01033	0,00018	1,03322	0,00015	53	1,01084	0,00025	1,03310	0,00014
46	1,01051	0,00019	1,03419	0,00021	54	1,01061	0,00014	1,03313	0,00018
47	1,01073	0,00020	1,03394	0,00016	55	1,01042	0,00018	1,03271	0,00015
48	1,01067	0,00015	1,03385	0,00014	56	1,01040	0,00020	1,03211	0,00016
49	1,01012	0,00017	1,03371	0,00020					

TABELA 2.5.6 – Resultados obtidos para o CVR dos 56 casos selecionados (Tabela 6.4) a 0% e 100% de fração de vazio.

Caso	0%		100%		Caso	0%		100%	
	CRV (pcm)	$\delta_{CRV}$ (pcm)	CRV (pcm)	$\delta_{CRV}$ (pcm)		CRV (pcm)	$\delta_{CRV}$ (pcm)	CRV (pcm)	$\delta_{CRV}$ (pcm)
●†	0	24	2309	21	20	0	24	2175	23
01	0	21	2282	25	21	0	24	2256	24
02	0	22	2249	20	22	0	22	2259	21
03	0	22	2296	20	23	0	26	2221	23
04	0	17	2333	18	24	0	18	2186	20
05	0	24	2340	22	25	0	21	2203	19
06	0	21	2318	21	26	0	22	2181	21
07	0	21	2275	22	27	0	19	2258	26
08	0	25	2295	23	28	0	25	2205	23
09	0	19	2225	20	29	0	28	2224	24
10	0	18	2262	18	30	0	19	2184	21
11	0	19	2295	20	31	0	25	2184	22
12	0	22	2285	24	32	0	21	2191	22
13	0	22	2252	24	33	0	26	2177	24
14	0	19	2288	20	34	0	25	2219	25
15	0	24	2262	22	35	0	22	2199	21
16	0	22	2249	22	36	0	18	2186	18
17	0	25	2254	23	37	0	24	2223	22
18	0	22	2290	19	38	0	24	2182	21
19	0	19	2229	19	39	0	22	2168	29

† Valor de referência.

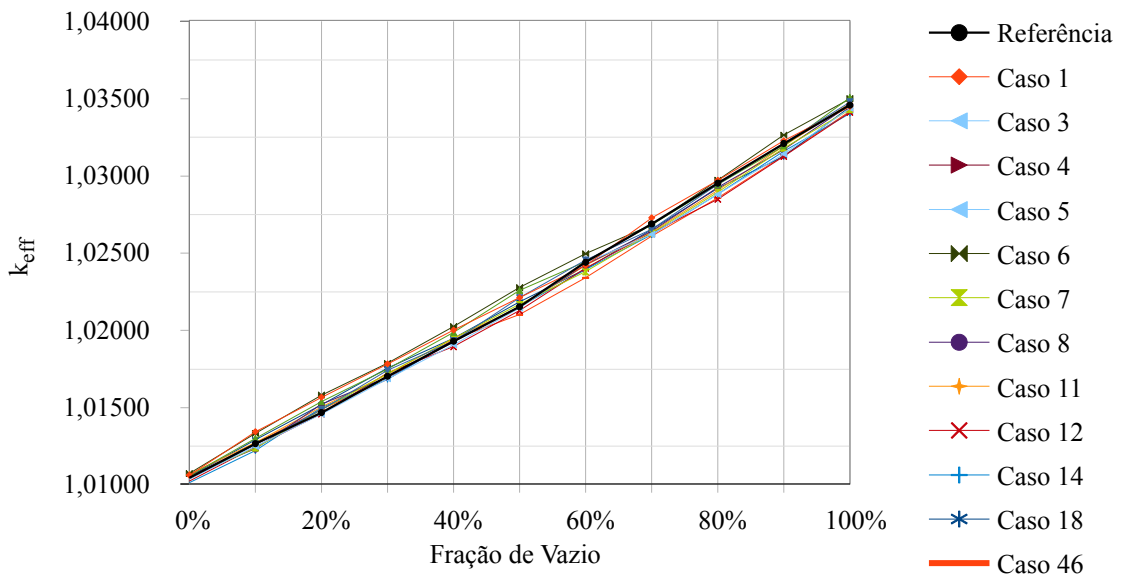
TABELA 2.5.6 – Continuação.

Caso	0%		100%		Caso	0%		100%	
	CRV (pcm)	$\delta_{CRV}$ (pcm)	CRV (pcm)	$\delta_{CRV}$ (pcm)		CRV (pcm)	$\delta_{CRV}$ (pcm)	CRV (pcm)	$\delta_{CRV}$ (pcm)
40	0	18	2212	23	49	0	24	2259	25
41	0	21	2213	19	50	0	21	2141	20
42	0	24	2135	21	51	0	22	2198	23
43	0	22	2237	22	52	0	22	2149	22
44	0	22	2241	22	53	0	35	2132	28
45	0	25	2193	23	54	0	19	2157	22
46	0	26	2266	27	55	0	25	2136	23
47	0	28	2221	25	56	0	28	2082	25
48	0	21	2218	20					

A avaliação do intervalo de 0 a 100% (gráfico da Figura 2.5.8), permite verificar que não houve, em nenhum dos casos, uma variação de reatividade que apresentasse discrepância, ou mais precisamente, valores que se encontrassem muito acima do caso referência. Destaca-se aqui o caso 46 que apresentou os menores valores de CVR e, por essa razão, os resultados mais promissores, visto que é a configuração que comporta o maior número de RF<sup>C</sup> (Tabela 2.5.7).

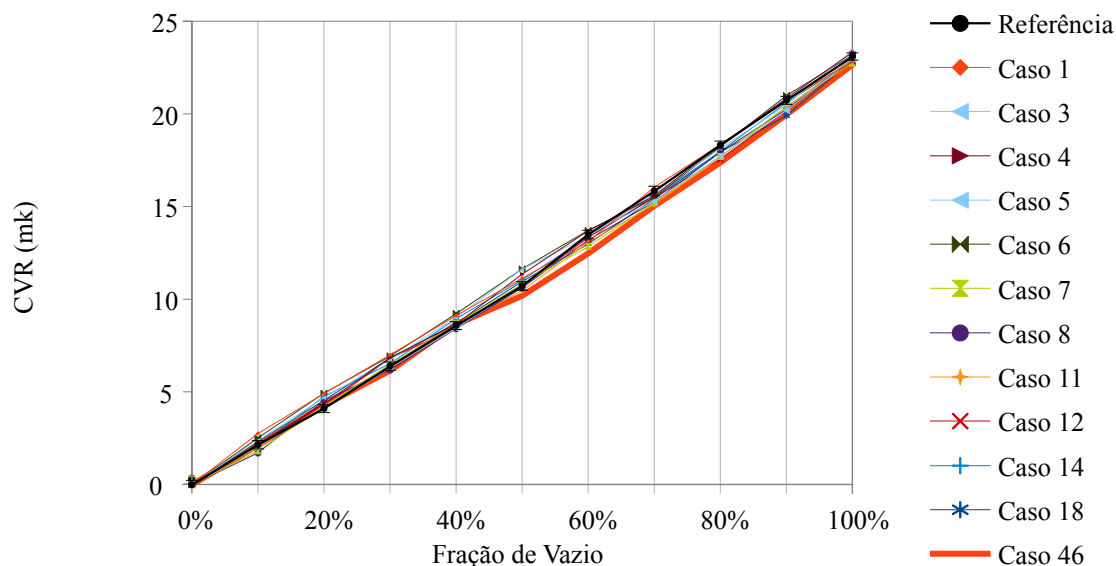
Figura 2.5.7. Resultados obtidos para o efeito do aumento da fração de vazio.

Fonte: Do autor; 2018.



**Figura 2.5.7.** Continuação.

Fonte: Do autor; 2018.

**TABELA 2.5.7** – Configuração dos casos selecionados na segunda avaliação.

Caso	Nº de RFC	Nº de NU/DUC	Nº de varetas de DU/EC	Caso	Nº de RFC	Nº de NU/DUC	Nº de varetas de DU/EC
1	4	40	4	8	8	88	4
3	4	48	4	11	12	132	4
4	4	24	7	12	12	136	4
5	8	64	4	14	12	68	7
6	8	72	4	18	16	176	4
7	8	84	4	46	44	244	4

Para a análise da perturbação no sistema mediante a variação de temperatura é esperado que seja provocado um decréscimo de reatividade em função do alargamento Doppler. Esse efeito é considerado na equação de Breit-Wigner utilizado no método de Nordheim dependente da largura da ressonância<sup>19</sup> ( $\Gamma$ ) que, por fim, reflete na redução das seções de choque[37, 42].

Foi considerado nas simulações a variação de temperatura dos principais componentes (Tabela 2.5.8) a fim de se avaliar o comportamento global do sistema. Desse modo, a simulação da perturbação devido a temperatura compreende um faixa próxima a ambiente até temperaturas acima das de operação. Considerou-se também para os cálculos que o sistema de

<sup>19</sup> Do inglês *line width*, trata-se de um dos parâmetros usados para definir o modelo *sigle-level Briet-Wigner*.

refrigeração do moderador atua em favor à manutenção da temperatura de operação do moderador. Embora isso tenha sido considerado, se faz pertinente destacar que o maior peso para os resultados se deve exclusivamente ao material combustível. Os valores de temperaturas utilizados nesta etapa são fornecido na Tabela 2.5.8.

**TABELA 2.5.8** – Faixa de temperaturas

$T_{combustível}^*$	300	400	500	600	700	800	900	<b>1000</b> †	1100	1200
$T_{revestimento}^*$	300	400	500	600	700	800	900	<b>1000</b> †	1100	1200
$T_{refrigerante}^*$	300	339	378	417	456	495	534	<b>573</b> †	612	651
$T_{Tubo\ de\ pressão}^*$	300	339	378	417	456	495	534	<b>573</b> †	612	651
$T_{tubo\ da\ calândria}^*$	300	306	312	318	325	331	337	<b>343</b> †	343	343
$T_{Moderador}^*$	300	306	312	318	325	331	337	<b>343</b> †	343	343

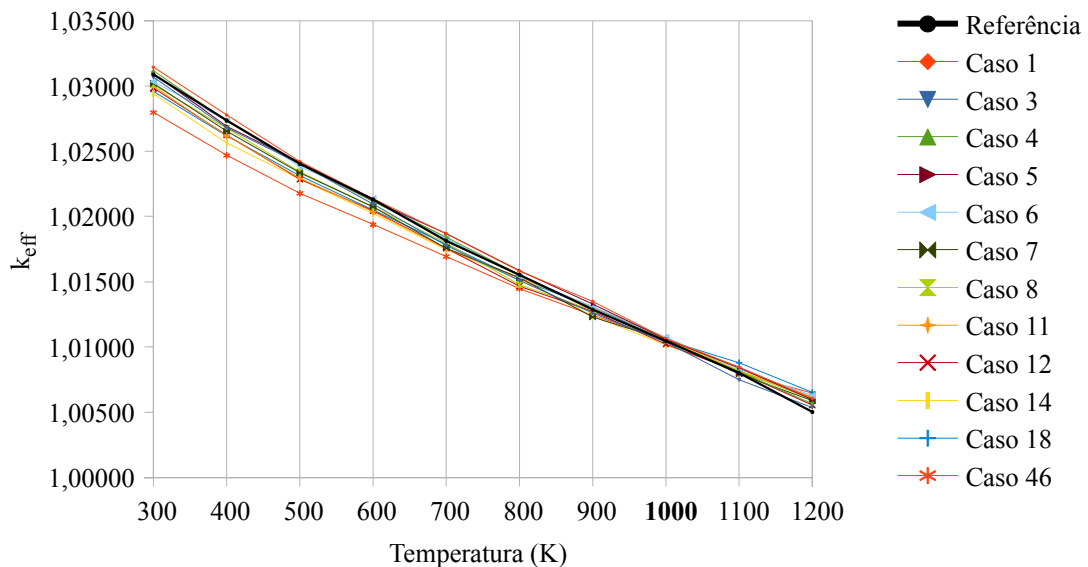
\* Temperaturas em Kelvin.

† Temperaturas de operação.

Tendo em vista o comportamento apresentado nos gráficos da Figura 2.5.8, não houve caso em que os valores de  $\alpha$  divergissem significativamente e, principalmente, não houve valores positivos para esse parâmetro o que favorece os quesitos de um sistema intrinsecamente seguro. Novamente o caso 46 apresenta os menores valores para criticalidade do sistema ao longo da variação de temperatura do sistema.

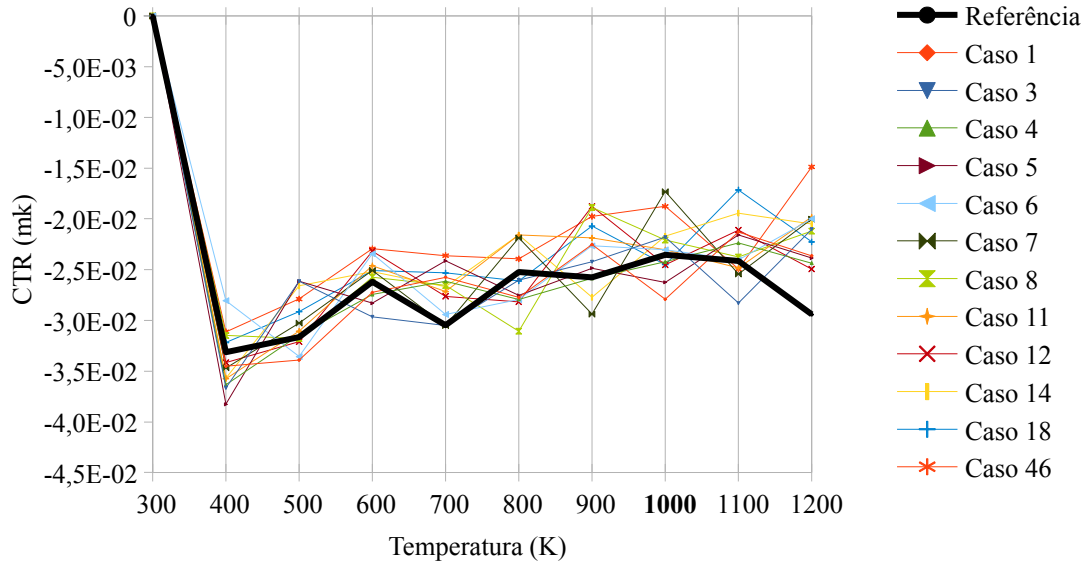
**Figura 2.5.8.** Resultados obtidos para o efeito do aumento da temperatura.

Fonte: Do autor; 2018.



**Figura 2.5.8.** Continuação

Fonte: Do autor; 2018.



Em relação às considerações a se pontuar sobre essa etapa, destaca-se que o caso 46 constitui-se uma configuração ótima para a combinação dos combustíveis NU/DU/RF, especialmente por ser o arranjo que considera o maior número de RF<sup>C</sup> e por essa razão o arranjo tomado para as avaliações de queima e composição final.

## 2.5.2. Fase 2: Queima

### 2.5.2.1. Etapa 1: Análise de Criticalidade e Evolução de Composição (*Depletion*)

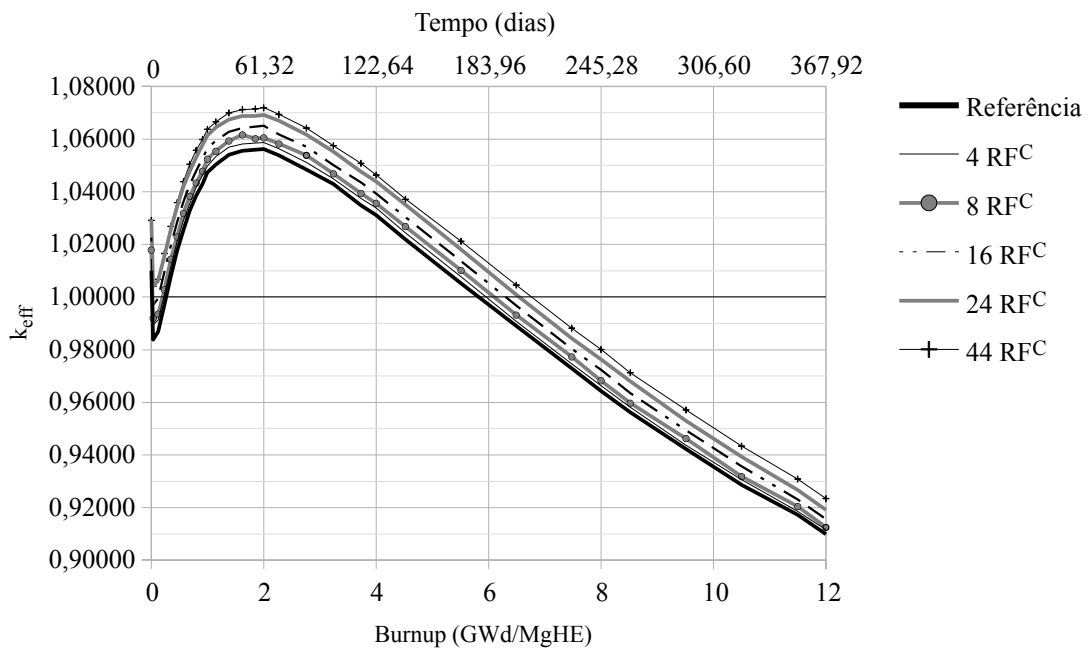
Para a sequência de análises que envolvem os cálculos de queima e evolução de composição, a título de esclarecimento, a criticalidade obtida é correspondente a um problema estático sem dependência temporal para uma dada composição e solucionada pelo KENO-VI, em seguida a dependência temporal para os cálculos de composição é resolvida pelo ORIGEN-S, ambos acionados no módulo TRITON em cada passo de queima. Para as simulações, foi considerada uma densidade de potência de 32,6MW por Mg de metais pesados<sup>20</sup>[45] e uma queima total de 12GWd·Mg<sup>-1</sup> de metal pesado (GWd/tHE).

<sup>20</sup> Embora os termos “elementos pesados” ou “metais pesados” tenham se consagrado, é uma terminologia imprecisa e considerada inadequada pela *International Union of Pure and Applied Chemistry* – IUPAC[50].

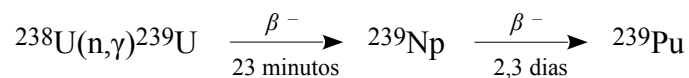
No gráfico da Figura 2.5.9 é mostrado o comportamento neutrônico obtido durante a queima para a inserção de RFC. Essa tendência reforça que somente o uso do combustível reprocessado, provoca um acentuado acréscimo de reatividade ainda ao longo do ciclo de operação se comparado com a referência. Destaca-se, em especial, a inserção de 44RFC em que nos primeiros meses ocorre um pico mais pronunciado próximo de 2 GWd/MgHE na curva do  $k_{eff}$ .

**Figura 2.5.9.** Curva de evolução do  $k_{eff}$  em função da queima para diferentes configurações considerando apenas a inserção de RFC. A escala superior é o correspondente temporal com densidade de potência de  $32,6 \text{ MW} \cdot \text{Mg}^{-1}$ .

Fonte: Do autor.

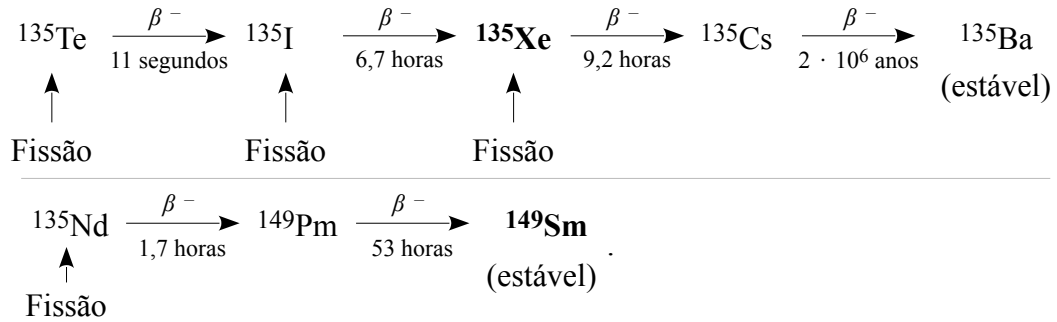


Esse efeito se deve ao fato da produção dos isótopos fisséis do plutônio, onde é importante destacar o natural efeito da transmutação do  $^{238}\text{U}$  em  $^{239}\text{Pu}$  pela reação:



As frações de  $^{239}\text{Pu}$  e  $^{241}\text{Pu}$  já existentes no combustível, acrescido às sucessivas reações de absorção para formação do próprio  $^{240}\text{Pu}$  e os isótopos  $^{241}\text{Pu}$  e  $^{242}\text{Pu}$  contribuem para a depressão inicial junto a outros produtos de fissão que virão a atuar como venenos queimáveis e, posterior acréscimo na reatividade do sistema em parcela às reações de fissão do  $^{239}\text{Pu}$  e  $^{241}\text{Pu}$ . Os isótopos  $^{242}\text{Am}$  e  $^{242\text{m}}\text{Am}$  também gerados nos processos de captura apresentam alta seção de choque de fissão e também soma-se a probabilidade (a partir do  $^{242\text{m}}\text{Am}$ ) de formação do  $^{245}\text{Cm}$ , outro isótopo fissil.

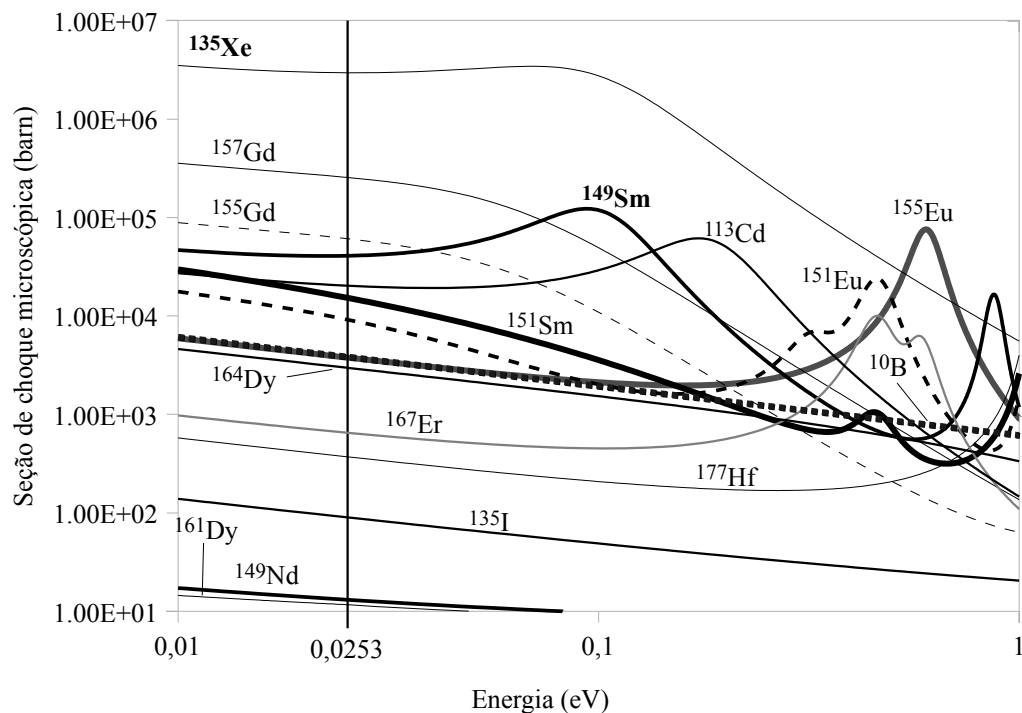
No que diz respeito aos produtos de fissão de maior interesse, tem-se em especial os isótopos  $^{135}\text{Xe}$  e  $^{149}\text{Sm}$  com seções de choque microscópica de absorção de  $2,65 \cdot 10^6$  e  $4,1 \cdot 10^6$  barns respectivamente a 0,0253 eV que são gerados nos seguintes processos,



Há de se considerar também os isótopos  $^{113}\text{Cd}$ ,  $^{161}\text{Dy}$ ,  $^{164}\text{Dy}$ ,  $^{167}\text{Er}$ ,  $^{151}\text{Eu}$ ,  $^{155}\text{Eu}$ ,  $^{155}\text{Gd}$ ,  $^{157}\text{Gd}$ ,  $^{177}\text{Hf}$ ,  $^{151}\text{Sm}$  que apresentam alta seção de choque microscópica para nêutrons com energias na faixa térmica (0,01 a 1eV). No gráfico da Figura 2.5.10, constam dados acerca das seções de choque desse nuclídeos na faixa de 0,01 – 1eV dentre os quais se destacam o  $^{155}\text{Gd}$ ,  $^{157}\text{Gd}$  e o  $^{10}\text{B}$  que são amplamente utilizados como venenos queimáveis, quer seja solúvel, barras sólidas ou em varetas[19,51]. Embora a produção desses nuclídeos seja variável, na ordem de ppb a ppm, grande parte atinge o equilíbrio em um período de tempo relativamente curto de modo a não

**Figura 2.5.10.** Perfil dos dados de seção de choque dos isótopos de interesse no presente estudo.

Fonte: JEFF 3.3 Data.



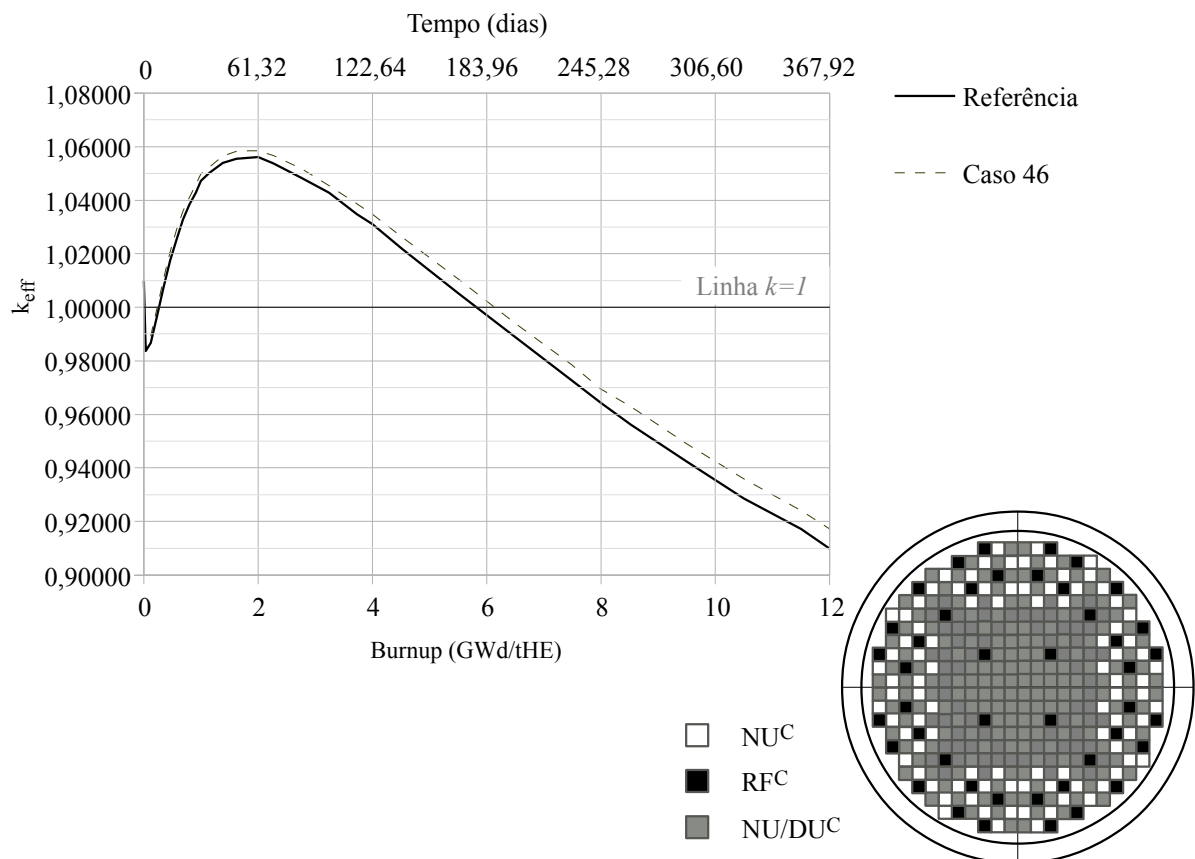


contribuir com o decréscimo na reatividade inicial, o que seria de grande interesse pois nota-se um tempo maior para que o sistema atinja a subcriticalidade com a inserção de RF<sup>C</sup> (Figura 2.5.9).

Diante dessa perspectiva de análise, os resultados apresentados a partir deste ponto correspondem a avaliação propriamente dita do Caso 46 (Tabela 2.5.7), que está associado a combinação de 44 RF<sup>C</sup>, 244 NU/DU<sup>C</sup> e 92 NU<sup>C</sup> e corresponde a 6,94% DU, 11,58% RF e 81,48% NU. Na Figura 2.5.11 é mostrado o resultado para a criticalidade obtida durante a queima para a dada configuração de núcleo relacionada.

**Figura 2.5.11.** Curva de evolução do  $k_{eff}$  em função da queima para a correlata configuração de núcleo contendo as combinações NU/RF/DU.

Fonte: Do autor.

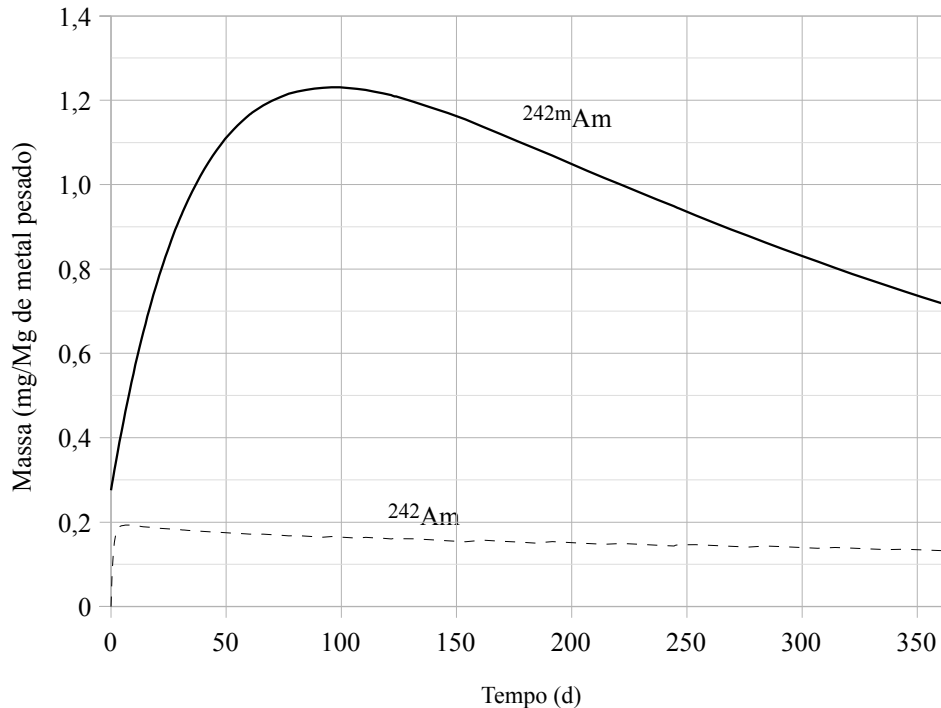


No gráfico da Figura 2.5.11 pode-se também observar um ligeiro aumento da criticalidade próximo a 2 GWd/HE para o caso selecionado. É importante ressaltar que apesar desse desvio do comportamento neutrônico em relação ao caso referência há, por outro lado, ganho para o tempo de recarga durante o ciclo, superando a margem de seis meses, sendo assim uma vantagem, neste caso, o uso de urânio empobrecido.

Em termos de contribuição à reatividade devido ao amerício, notou-se somente a produção de alguns  $\text{g} \cdot \text{Mg}^{-1}$  de metal pesado (ppm) ao final de 12GWd/Mg (Figura 2.5.12), o que estabelece diminuta influência para o resultado obtido.

**Figura 2.5.12.** Curva de produção do  $^{242}\text{Am}$  e  $^{242\text{m}}\text{Am}$  obtido para o Caso 46.

Fonte: Do autor.

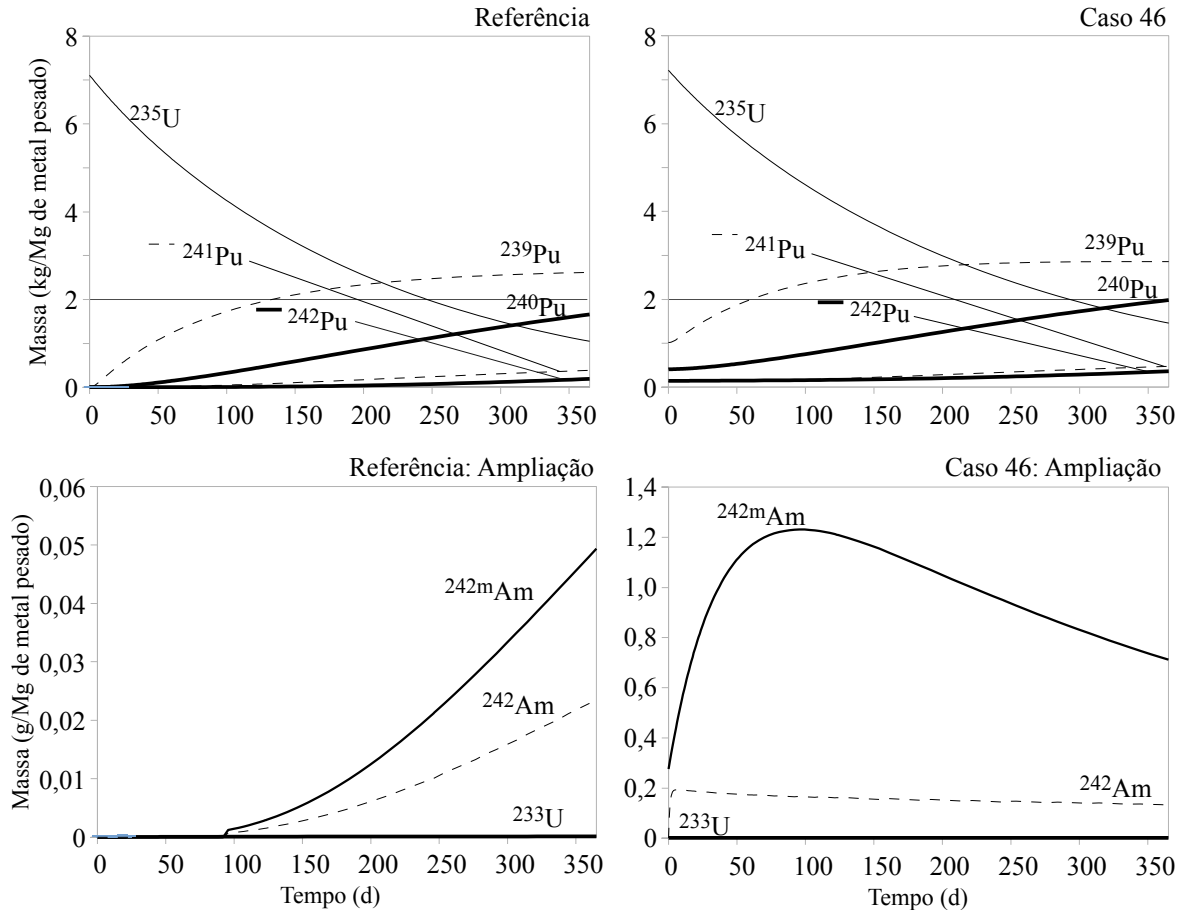


A estimativa da quantidade de material fissil ao final de todo o ciclo de operação é mostrada no gráfico da Figura 2.5.13. Percebe-se que o teor de  $^{239}\text{Pu}$  é ligeiramente superior ao caso de referência ao final do ciclo, a isso pode se atribuir ao fato do teor inicial que o reprocessado apresenta e o efeito causado pelo urânio empobrecido na região central onde experimenta um maior fluxo e por ainda atuar sobre todo o ciclo como material absorvedor, como discutido na Seção 2.5.1.3.

É pertinente destacar ainda na Figura 2.5.13, que embora o teor inicial de  $^{239}\text{Pu}$  do combustível reprocessado seja maior, não houve ao longo de todo ciclo produção que concorresse a uma discrepância em relação ao caso de referência valendo ainda salientar que a variação de massa desse isótopo no caso referência é de  $\sim 2,6 \text{ kg} \cdot \text{Mg}^{-1}$  comparado a  $\sim 1,0 \text{ kg} \cdot \text{Mg}^{-1}$  no caso 46, o que indica potencialidade de consumo do material reprocessado dentro das condições aqui estudadas.

**Figura 2.5.13.** Curva de evolução dos principais isótopos de interesse do U, Pu e Am.

Fonte: Do autor; 2018.



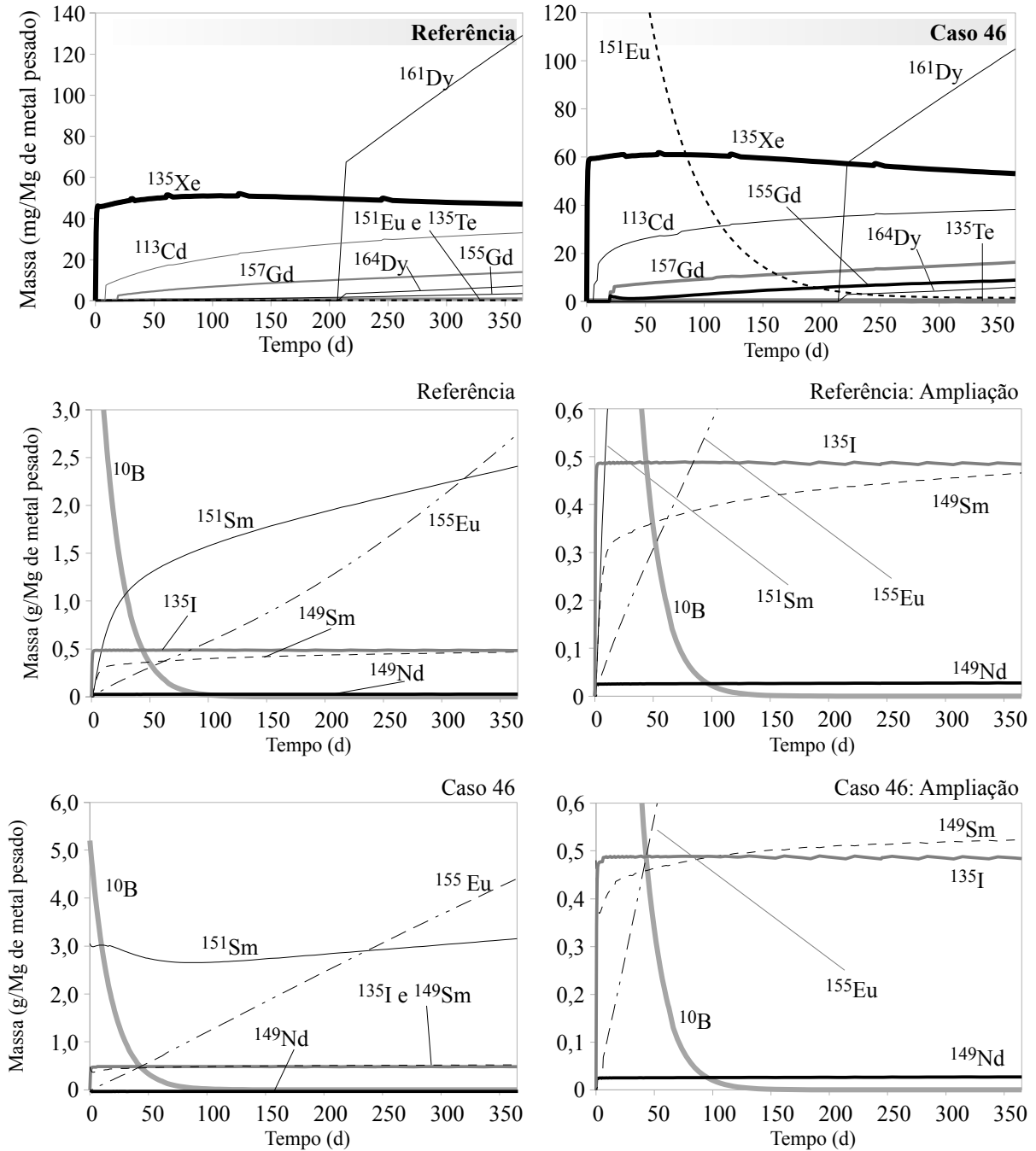
Para verificação do teor dos isótopos  $^{113}\text{Cd}$ ,  $^{161}\text{Dy}$ ,  $^{164}\text{Dy}$ ,  $^{167}\text{Er}$ ,  $^{151}\text{Eu}$ ,  $^{155}\text{Eu}$ ,  $^{155}\text{Gd}$ ,  $^{157}\text{Gd}$ ,  $^{149}\text{Sm}$ ,  $^{151}\text{Sm}$  e  $^{135}\text{Xe}$  observou-se a produção na ordem de miligramas a alguns gramas por tonelada de metal pesado (Figura 2.5.14) para ambos casos.

Apesar da maior parte dos nuclídeos apresentarem um teor na ordem de ppb e que rapidamente atingem uma condição de equilíbrio num curso de dias ou até alguns meses, vale destacar que em todo o período não houve significativa perturbação no teor de  $^{149}\text{Sm}$  em relação ao caso referência, e também que o  $^{151}\text{Sm}$  manteve pouca variação em todo o período de tempo. Na análise da Figura 2.5.14 há um indicativo de que o Caso 46 estabelece boa correspondência à referência no que diz respeito a esses materiais absorvedores, de modo a não ocorrer prejuízo na economia de nêutrons.

Ao sumarizar esses resultados, nota-se que dentro da proposta feita mesmo com um teor de material fissil maior que o combustível padrão no combustível reprocessado, não há senão um ganho em termos de consumo de material residual de potencial energético oriundo

**Figura 2.5.14.** Curva de produção dos isótopos que atuam como veneno queimável ao longo de 365 dias de operação.

Fonte: Do autor; 2018.



de um PWR típico. Isso reforça a ideia existente do sinergismo PWR/CANDU e que para essa finalidade o urânio empobrecido mostrou-se ser um bom candidato para tornar essa comunicação possível.

### 3. CONCLUSÃO

O combustível proveniente do ciclo DUPIC apresenta cerca de 1,5% de material fissil. Esse teor é maior que o considerado no projeto do CANDU 6 que emprega urânio natural com 0,7% de material fissil. Dentro da proposta de uma avaliação neutrônica para o uso de combustível reprocessado em um reator CANDU 6, concluiu-se que o uso de urânio empobrecido, subproduto do processo de enriquecimento, apresenta-se como um bom material absorvedor de nêutrons e pode ser utilizado para compensar o acréscimo de reatividade proporcionado pelo uso do combustível reprocessado.

Das opções disponíveis no ciclo DUPIC, foi considerado o método de reprocessamento OREOX (KAERI), aplicado ao elemento combustível 17×17 de um PWR, com enriquecimento inicial de 4,5% e queima de 50 GWd/MgHE.

As simulações foram feitas utilizando o código SCALE 6.0. Os resultados foram divididos em duas fases. A primeira constituída de cinco etapas: validação, inserção de RF, inserção, inserção de RF/DU, inserção de NU/DU e avaliação do CVR e TCR. Na segunda fase foram feitas análises do  $k_{eff}$  e composição durante a queima do núcleo do reator.

Como resultado da primeira fase deste trabalho, obteve-se dados do comportamento neutrônico para diferentes configurações de núcleo de onde resultou um conjunto de configurações que apresentaram equivalência ao caso de referência, ao qual se fez, na atual circunstância, o núcleo padrão do CANDU 6. Essa fase foi imprescindível pois retrata o curso de avaliação das propriedades neutrônicas do sistema, tendo em consideração as características do projeto, a destacar as peculiaridades inerentes do combustível reprocessado utilizado, que por sua vez, carrega dependência com as características da queima realizada em um LWR.

Foram avaliados 1520 casos para se obter o conjunto de dados em que se alcançou os critérios neutrônicos frente ao caso referência (núcleo padrão). Do total, 56 atenderam a condição de interseção dos valores de  $k_{eff}$  obtidos nas simulações com o intervalo calculado para o caso referência. Para esses casos foram realizadas análises da estabilidade do sistema mediante perturbações inseridas, sendo elas, a redução da densidade do refrigerante e acréscimo de temperatura do combustível à condições fora das previstas para operação, traduzido nos coeficientes de reatividade de vazio e temperatura, importantes parâmetros associados à segurança de reatores. Dentro da proposta levantada obtivemos 12 configurações que se

mostraram promissoras, sendo o Caso 46 (44 RF<sup>C</sup>, 244 NU/DU<sup>C</sup> e 92 NU<sup>C</sup>), destaque por apresentar os menores coeficientes de reatividade e por ser o caso estudado que apresenta o maior teor de combustível reprocessado, com uma representatividade de 11,58% de todo o combustível utilizado para o abastecimento, contemplando dessa forma o objetivo proposto.

Os resultados para a queima apontam que, na configuração obtida para os testes realizados, o uso do combustível reprocessado considerado no ciclo DUPIC não alterou significativamente a criticalidade média do núcleo do reator. Nesse plano pode-se apreciar a vantagem de se prover destino ao material combustível oriundo do processo de queima de outra planta, possibilitando o aumento do sinergismo entre LWRs e o CANDU. É importante considerar que nesta proposta prevê-se a viabilidade do uso do urânio empobrecido, outro produto residual do processo de enriquecimento e que para o estudo realizado apresentou boa resposta como material absorvedor de nêutrons.

Houve dificuldades que acarretaram impedimento de uma observação com maior acuidade para a análise de segurança, tal como a obtenção do perfil da distribuição radial e axial do fluxo. Com esse parâmetro seria possível realizar melhores ajustes nas distribuições espaciais dos combustíveis ao longo do núcleo, podendo-se pensar ainda em diferentes configurações ao longo do canal de combustível, tornando-se, esse ponto, proposta para trabalhos futuros.

Fases posteriores deste trabalho dão possibilidades de direcionamento a estudos termo hidráulicos, avaliação do plano de recarga do reator, avaliação da radiotoxicidade do combustível reprocessado irradiado, avaliação de custos, extensão do ciclo e análises de segurança.

## REFERÊNCIAS

- [1] LEE, J. S.; BOCZAR, P.; et al. **The DUPIC Alternative for Banked Fuel Cycle**. International Atomic Energy Agency – IAEA.
- [2] St-AUBIN, E.; MARLEAU, G. CANDU-6 fuel optimization for advanced cycles. **Nuclear Engineering and Design**. 293, 371–384. 2015.
- [3] St-AUBIN, E.; MARLEAU, G. CANDU-6 reactivity devices optimization for advanced cycles–Part II: Liquid zone controllers adjustment. **Nuclear Engineering and Design**. 337, 460–470. 2018.
- [4] SULLIVAN, J.D.; RYZ, M.A.; LEE, J.W. **Fabrication of CANDU DUPIC Fuel**. IAEA Technical Committee Meeting on Fuel Cycle Options for LWR and HWR, Victoria, British Columbia, Canada. pg. 367–372. 1998.
- [5] MENELEY, D. A. The AECL Reactor Development Programme. Atomic Energy of Canadá Ltd. Mississauga, Ontario, Canada.
- [6] KOK, K. D. **Nuclear Engineering Handbook**. CRC Press. 2009.
- [7] SALEH, I. H.; ABDEL-HALIM, A. A. Determination of depleted uranium using a high-resolution gamma-ray spectrometer and its applications in soil and sediments. **Journal of Taibah for Science**. Vol. 10. pg 205–211. 2016.
- [8] GOLUOGLU, S., HOLLENBACH, D. F., PETRIE, L. M., **CSAS6: Control Module for enhanced criticality safety analysis with Keno-VI**, Nuclear Science and Technology Division, Oak Ridge, Tennessee, USA, 2009.
- [9] DEHART, M. D. **TRITON: A Two-dimensional Transport and Depletion Module for Characterization of Spent Nuclear fuel**, Nuclear Science and Technology Division, Oak Ridge National Laboratory, ORNL/TM-2005/39, Version 6, Vol. II, Sect. F21, Oak Ridge, Tennessee, USA, 2009.
- [10] GARLAND, W. J. **The Essential CANDU: A textbook on the CANDU Nuclear Power Plant Technology**. University Network of Excellence for Nuclear Engineering (UNENE). Hamilton, Ontario, Canada. 2014.
- [11] U.S. Department of Energy. **The First Reactor**. 1982.
- [12] WHITLOCK, J. **Canadian Nuclear FAQ**. Acessado em 02/2018. Disponível em: <[http://www.nuclearfaq.ca/cnf\\_sectionD.htm#x](http://www.nuclearfaq.ca/cnf_sectionD.htm#x)>.

- [13] BROMLEY, B. P. Atomic Energy Canada Limited – AECL. EACL. **Heavy Water Reactor R&D Activities for Design and Safety Analysis**. Joint ICTP-IAEA Workshop on Nuclear Reaction Data for Advanced Reactor Technologies. Maio de 2008.
- [14] ATOMIC ENERGY OF CANADA LIMITED – AECL. ACR-700 Technical Description. Revision 0. 2003.
- [15] ATOMIC ENERGY OF CANADA LIMITED – AECL. ACR-1000 Technical Description Summary. Revision 1. 2010.
- [16] GROENEVELD et al. United States Patent. N° US 6434209 B1. 13 de agosto de 2002.
- [17] CANDU 6 Program Team. **CANDU 6 Technical Summary**. Reactor Development Business Unit. 2005.
- [18] SKOOG; WEST; HOLLER; CROUCH. **Fundamentos de Química Analítica**. Tradução da 8ª Edição norte-americana. Editora Thomson, 2006.
- [19] LAMARSH, J. R.; BARATTA, A. J. **Introduction to Nuclear Engineering**. 3rd.Ed. Upper Saddle River, N.J. Prentice Hall. 2001.
- [20] ROUBEN, B. Course EP 4D03/6D03 Nuclear Reactor Analysis (Reactor Physics). Chapet 17 – CANDU Reactivity Devices. Mc Master University. 2015.
- [21] JOOM, C.; CHOI, H. **Assessment of CANDU-6 Reactivity Devices for DUPIC Fuel**. Korea Atomic Energy Research Institute – KAERI. 1998.
- [22] BORAIRI, M. ATOMIC ENERGY OF CANADA LIMITED. United States Patent Application Publication. N° US 2013/0294561 A1. 7 de novembro de 2013.
- [23] THOMAS, T. R., **AIROX Nuclear Fuel Recycling and Waste Management**, Global '93 Conference (Sept.12-17,1993,Seattle), pp.722-728.
- [24] VOGEL, A. I. **Química Analítica Qualitativa**. 1ªEdição. Mestre Jou. São Paulo, SP. 1981.
- [25] E. PARENT; “Nuclear Fuel Cycles for Mid-Century Deployment”. Master Thesis. McGill University. Canada, 2003.
- [26] BAE, J. H.; JEONG J. Y. Thermal-Hydraulic Characteristics for CANFLEX Fuel Channel Using Burnable Poison in CANDU reactor. **Nuclear Engineering and Technology**. 47; 559-566. 2015.



- [27] TORGERON, D. F. *et. al.* CANDU technology for Generation III+ and IV reactors. **Nuclear Engineering and Design**. 236; 1565-1572. 2006.
- [28] ROH, G.; KIM, Y.; CHO N. Z. Improvement of power coefficient by using burnable poison in the CANDU reactor. **Nuclear Engineering and Design**; Vol. 241; pg 1565-1578. 2011.
- [29] ŞAHIN, S.; ŞAHIN, H. M.; ACIR, A. Commercial utilization of weapon grade plutonium as TRISO fuel in conventional CANDU reactors. **Energy Conversion and Management**. 63; 17-24. 2012.
- [30] GHOLAMZADEH, Z. *et. al.* Neutronics Investigation of Canada Deuterium Uranium 6 Reactor Fueled (Transuranic-Th) O<sub>2</sub> Using a Computational Method. **Nuclear Engineering and Technology**. 47; 85-93. 2015.
- [31] World-nuclear.org. (2017). **Number of nuclear reactors – World Nuclear Association**. [online] Disponível em: <<http://www.world-nuclear.org/information-library/facts-and-figures/reactor-database.aspx>>. Acessado em Dezembro, 2018.
- [32] MOHAMED, N. M. A.; BADAWI, A. Effect of DUPIC Cycle on CANDU Reactor Safety Parameters. **Nuclear Engineering and Technology**. 48; 1109-1119. 2016.
- [33] LEE, J.W.; KIM, W.K.; LEE, Jae W.; PARK, G.; YANG, M.S.; SONG, K.C. Remote Fabrication of DUPIC Fuel Pellets in a Hot Cell under Quality Assurance Program. **Journal of Nuclear Science and Technology**. Vol. 44, N° 4, p.597–606. 2007.
- [34] CHOI, H; RHEE, B.W.; PARK, H. Physics study on direct use of spent pressurized water reactor fuel in CANDU (DUPIC). **Nuclear Science and Engineering**. Vol. 126, 80–93. 1997.
- [35] E. PARENT. **Nuclear Fuel Cycles for Mid-Century Deployment**. McGill University. Dissertação de Mestrado. Canada, 2003.
- [36] ORNL – Oak Ridge National Laboratory. **SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analysis for Licensing Evaluations**, ORNL/TM-2005/39, Version 6, Vols. I-III, January 2009.
- [37] DUDERSTADT, J.J.; HAMILTON, L.J. **Nuclear Reactor Analysis**, John Wiley & Sons, 1976.
- [38] GREENE, N. M. . **BONAMI: Resonance Self-Shielding by the Bondarenko Method**. Nuclear Science and Technology Division, Vol II, Oak Ridge, Tennessee, USA, 2009.

- [39] WILLIAMS, M. L. *et al.* **CENTRM: A One-Dimensional Neutron Transport Code for Computing Pointwise Energy Spectra**. Nuclear Science and Technology Division, Oak Ridge, Vol II, Tennessee, USA, 2009.
- [40] WILLIAMS, M. L.; HOLLENBACH, D. F. . **PMC: A Program to Produce Multigroup Cross Sections Using Pointwise Energy Spectra From CENTRM**. Nuclear Science and Technology Division, Vol II, Oak Ridge, Tennessee, USA, 2009.
- [41] HOLLENBACH, D. F. *et al.* **KENO-VI: A General Quadratic Version of KENO Program**. Nuclear Science and Technology Division, Oak Ridge, Tennessee, USA, 2009.
- [42] HOLLENBACH, D. F.; BUCHOLZ, J. A. **THEORETICAL BACKGROUND FOR CALCULATIONAL METHODS IN SCALE**. ORNL/TM-2005/39, version 6. Nuclear Science and Technology Division, Vol III, Oak Ridge, Tennessee, USA, 2009.
- [43] GAULD, I. C.; HERMANN, O. W.; WESTFALL R. M. **ORIGEN-S: SCALE SYSTEM MODULE TO CALCULATE FUEL DEPLETION, ACTINIDE TRANSMUTATION, FISSION PRODUCT BUILDUP AND DECAY, AND ASSOCIATED RADIATION SOURCE TERMS**. ORNL/TM-2005/39, version 6. Nuclear Science and Technology Division, Vol III, Oak Ridge, Tennessee, USA, 2009.
- [44] CHOI, H. *et al.* Benchmarking MCNP and WIMS/RFSP Against Measurement Data-II: Woslong Nuclear Power Plant 2. **Nuclear Science And Engineering**; Vol 150; pg 37-55. 2005.
- [45] POUNDERS, J. M. *et al.* A 3D Stylized Half-Core CANDU Benchmark Problem. **Annals of Nuclear Energy**; Vol. 38; pg 876-896. 2011.
- [46] IAEA-TECDOC-887. **In-core fuel management benchmarks for PHWRs**. International Atomic Energy Agency, June 1996.
- [47] RADULESCU, G.; WAGNER, J. C. **BURN-UP CREDIT CRITICALITY BENCHMARK. PHASE VII. UO<sub>2</sub> FUEL: STUDY OF SPENT FUEL COMPOSITIONS FOR LONG-TERM DISPOSAL**. Nuclear Energy Agency (NEA). ISBN 978-92-64-99172-9, NEA No. 6998. France. 2012.
- [48] SILVA, C. A. M. *et al.* A. Analysis of DUPIC Fuel Cycle Using The MCNPX Code. **Top Fuel**. Zurich, Switzerland. 2015.
- [49] SILVA, C.A.M. *et al.* Study of Burnable Poison in the DUPIC Cycle, **International Nuclear Atlantic Conference – INAC 2017**, Belo Horizonte, Brazil (2017).

- [50] DUFFUS, J. H. "Heavy Metals" – A Meaningless Term? (IUPAC Technical Report). **Pure Applied Chemistry**, Vol. 74, No. 5, 793-807. 2002.
- [51] TALAMO, A. Effects of the burnable poison heterogeneity on the long term control of excess of reactivity. **Annals of Nuclear Energy**; Vol. 33; pg 794-803. 2006.