

**UNIVERSIDADE FEDERAL DE MINAS GERAIS**



**Departamento de Engenharia Nuclear**

**Programa de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares**

**Estudo Termofluidodinâmico de Reatores  
Nucleares Avançados de Alta Temperatura  
Utilizando o RELAP5-3D**

**Maria Elizabeth Scari**

**Belo Horizonte  
2017**

**UNIVERSIDADE FEDERAL DE MINAS GERAIS**



**Departamento de Engenharia Nuclear  
Programa de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares**

# **Estudo Termofluidodinâmico de Reatores Nucleares Avançados de Alta Temperatura Utilizando o RELAP5-3D**

Tese apresentada ao programa de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares da Escola de Engenharia da Universidade Federal de Minas Gerais, como requisito parcial para a obtenção do título de doutor em Ciências e Técnicas Nucleares

**Área de concentração: Engenharia Nuclear e de Energia**

**Aluna: Maria Elizabeth Scari**

**Orientadora: Dr<sup>a</sup> Antonella Lombardi Costa**

**Coorientadora: Dr<sup>a</sup> Cláudia Pereira Bezerra Lima**

S285e	<p>Scari, Maria Elizabeth.  Estudo termofluidodinâmico de reatores nucleares avançados de alta temperatura utilizando o RELAP5-3D [manuscrito] / Maria Elizabeth Scari . – 2017.  137 f., enc.: il.</p> <p>Orientadora: Antonella Lombardi Costa.  Coorientadora: Cláudia Pereira Bezerra Lima.</p> <p>Tese (doutorado) Universidade Federal de Minas Gerais, Escola de Engenharia.</p> <p>Bibliografia: f. 133-137.</p> <p>1. Engenharia nuclear - Teses. 2. Reatores nucleares - Teses.  I. Costa, Antonella Lombardi. II. Lima, Cláudia Pereira Bezerra.  III. Universidade Federal de Minas Gerais. Escola de Engenharia.  IV. Título.</p> <p style="text-align: right;">CDU: 621.039(043)</p>
-------	--



## FOLHA DE APROVAÇÃO

**Estudo Termofluidodinâmico de Reatores Nucleares Avançados de Alta Temperatura Utilizando o RELAP5-3D**

### MARIA ELIZABETH SCARI

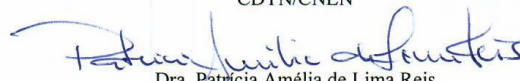
Tese submetida à Banca Examinadora designada pelo Colegiado do Programa de Pós-Graduação em CIÊNCIAS E TÉCNICAS NUCLEARES, como requisito parcial para obtenção do grau de Doutor em CIÊNCIAS E TÉCNICAS NUCLEARES, área de concentração ENGENHARIA NUCLEAR E DA ENERGIA.


Aprovada em 19 de maio de 2017, pela banca constituída pelos membros:

  
Prof. Antonella Lombardi Costa - Orientadora  
Departamento de Engenharia Nuclear - UFMG

  
Prof. Cláudia Pereira Bezerra Lima - Coorientadora  
Departamento de Engenharia Nuclear - UFMG

  
Dr. Amir Zacarias Mesquita  
CDTN/CNEN

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

  
Dr. Fabiano Cardoso da Silva  
Departamento de Engenharia Nuclear - UFMG

  
Dr. Jean Anderson Dias Salomé  
FUNEC

Belo Horizonte, 19 de maio de 2017.

## **Agradecimentos**

Meus agradecimentos a todos aqueles que me ajudaram nesta jornada, especialmente:

- A Deus.
- Aos meus pais.
- A Antonella e Cláudia.
- Aos amigos e familiares.
- A todos os professores, colegas e funcionários do DEN.
- As agências de fomento CNPq, CAPES e FAPEMIG.

## RESUMO

Os reatores nucleares de tecnologia de quarta geração (GEN-IV) estão sendo projetados com características especiais, tais como segurança intrínseca, redução do inventário isotópico e utilização de combustível em ciclos resistentes à proliferação. A investigação e avaliação dos aspectos operacionais e de segurança dos reatores GEN-IV têm sido objeto de numerosos estudos pela comunidade internacional e também no Brasil. Em 2008, foi criado, no Brasil, o Instituto Nacional de Ciência e Tecnologia de Reatores Nucleares Inovadores com foco nos estudos de projetos e sistemas de reatores de nova geração, que incluiu reatores GEN-IV e também conceitos avançados de PWR (*Pressurized Water Reactor*). O Departamento de Engenharia Nuclear da Universidade Federal de Minas Gerais (DEN-UFMG) é parceiro deste Instituto tendo iniciado estudos sobre os reatores GEN-IV no ano de 2007. Com a finalidade de agregar conhecimento a tais estudos, neste trabalho, três projetos de reatores avançados foram considerados para verificar a capacidade de simulação do código de análise termohidráulica RELAP5-3D para esses sistemas, seja em operação estacionária, seja em situações transitórias. A adição de novos fluidos de trabalho como a amônia, dióxido de carbono, hélio, hidrogênio, diversos tipos de sais líquidos, entre eles o *Flibe*, chumbo, lítio-bismuto, lítio-chumbo, entre outros foi um avanço importante nessa versão do código, possibilitando a simulação de reatores GEN-IV. As modelagens dos respectivos núcleos de um HTTR (*High Temperature Engineering Test Reactor*), HTR-10 (*High Temperature Test Module Reactor*) e LS-VHTR (*Liquid-Salt-Cooled Very-High-Temperature Reactor*) foram desenvolvidas e verificadas em estado estacionário comparando os valores encontrados através dos cálculos com dados de referência de outras simulações, quando disponíveis. Os dois primeiros reatores citados utilizam gás hélio como refrigerante e o LS-VHTR utiliza uma mistura constituída de 66% de LiF e 34% de BeF<sub>2</sub>, o LiF-BeF<sub>2</sub>, também conhecido como *Flibe*. Todos os reatores estudados utilizam, como combustível, urânio enriquecido na forma de partícula TRISO (*Tristructural-isotropic*). Os três também utilizam grafite como moderador. Os resultados das análises térmicas obtidas, nesse trabalho, demonstraram a capacidade do código RELAP5-3D em reproduzir o comportamento dos reatores simulados. Dessa forma, esta tese agrega conhecimento às diversas pesquisas que vêm sendo realizadas sobre análise termofluidodinâmica desses novos sistemas, buscando modelagens capazes de reproduzir o comportamento térmico dos núcleos dos mesmos, principalmente, em casos de situação transitória ou de acidente, apresentando novos estudos, principalmente detalhando a transferência de calor através do combustível.

## ABSTRACT

Fourth Generation nuclear reactors (GEN-IV) are being designed with special features such as intrinsic safety, reduction of isotopic inventory and use of fuel in proliferation-resistant cycles. Therefore, the investigation and evaluation of operational and safety aspects of the GEN-IV reactors have been the subject of numerous studies by the international community and also in Brazil. In 2008, in Brazil, was created the National Institute of Science and Technology of Innovative Nuclear Reactors, focusing on studies of projects and systems of new generation reactors, which included GEN-IV reactors as well as advanced PWR (Pressurized Water Reactor) concepts. The Department of Nuclear Engineering of the Federal University of Minas Gerais (DEN-UFMG) is a partner of this Institute, having started studies on the GEN-IV reactors in the year 2007. Therefore, in order to add knowledge to these studies, in this work, three projects of advanced reactors were considered to verify the simulation capability of the thermo-hydraulic RELAP5-3D code for these systems, either in stationary operation or in transient situations. The addition of new working fluids such as ammonia, carbon dioxide, helium, hydrogen, various types of liquid salts, among them *Flibe*, lead, lithium-bismuth, lithium-lead, was a major breakthrough in this version of the code, allowing also the simulation of GEN-IV reactors. The modeling of the respective core of an HTTR (High Temperature Engineering Test Reactor), HTR-10 (High Temperature Test Module Reactor) and LS-VHTR (Liquid-Salt-Cooled Very-High-Temperature Reactor) were developed and verified in steady state comparing the values found through the calculations with reference data from other simulations, when it is possible. The first two reactors use helium gas as coolant and the LS-VHTR uses a mixture of 66% LiF and 34% of BeF<sub>2</sub>, the LiF-BeF<sub>2</sub>, also know as *Flibe*. All the studied reactors use enriched uranium as fuel, in form of TRISO (Tristructural-isotropic) particles. They also use graphit as moderator. The results of the thermal analysis obtained in this work demonstrated the ability of the RELAP5-3D code to reproduce the behavior of the simulated core reactors. Thus, this study adds knowledge to the several researches that have been carried out on the thermal hydraulic analysis of these new systems, searching for models capable of reproducing their thermal behavior, especially in cases of transient situations or accident. This tesis present new studies, especially detailed investigation on the heat transfer across the fuel.

## LISTA DE FIGURAS

Figura 2-1 – Linha temporal de diferentes gerações de reatores nucleares.....	22
Figura 2-2 – Desenvolvimento dos mapas dos reatores GEN-IV do GIF em 2002 e 2013 .....	25
Figura 2-3 – Elementos mais utilizados em simulações de sistemas com o código RELAP5 ..	28
Figura 2-4 – Mesh points típicos.....	34
Figura 2-5 – Curva de ebulição e condensação do RELAP5-3D. ....	37
Figura 3-1 – Foto do prédio e esquema da área do HTTR .....	39
Figura 3-2 – Esquema do prédio do HTTR.....	40
Figura 3-3 – Sistemas de resfriamento do HTTR.....	42
Figura 3-4 – Vaso de pressão do HTTR.....	44
Figura 3-5 – Seção de corte vertical do HTTR .....	45
Figura 3-6 – Seção de corte horizontal do HTTR .....	46
Figura 3-7 – TRISO – partícula de combustível revestida.....	47
Figura 3-8 – Coluna, bloco, vareta de combustível, compacto de combustível e partícula de combustível revestida utilizados no HTTR .....	49
Figura 3-9 – Vareta de combustível do HTTR.....	50
Figura 3-10 – Colunas de combustível, de barras de controle e de refletor substituível no núcleo do HTTR.....	51
Figura 3-11 – Enriquecimento do combustível e concentração de boronatural, em percentuais, nas colunas do HTTR de acordo com as zonas .....	51
Figura 3-12 – Condutividades térmicas para as camadas constituintes da TRISO .....	55
Figura 3-13 – Capacidade térmica específica das camadas constituintes da TRISO .....	56
Figura 3-14 – Evolução da condutividade térmica dos diversos materiais com a temperatura para diversos níveis de irradiação no reator HTTR.....	58
Figura 3-15 – Célula da estrutura de calor utilizada na nodalização do núcleo do HTTR com o combustível heterogêneo .....	60
Figura 3-16 – Célula da estrutura de calor utilizada na nodalização do núcleo do HTTR com o combustível homogêneo .....	60
Figura 3-17 – Esquema da nodalização do HTTR .....	62
Figura 3-18 – Temperaturas axiais para a célula do HTTR com combustível heterogêneo.....	63
Figura 3-19 – Temperaturas axiais para a célula do HTTR com o combustível homogêneo .....	64
Figura 3-20 – Temperaturas radiais para a célula do HTTR com o combustível heterogêneo de acordo com os mesh points.....	65
Figura 3-21 – Temperaturas radiais da célula do HTTR para o combustível heterogêneo com o raio em mm.....	66



Figura 3-22 – Temperaturas radiais da célula do HTTR com o combustível homogêneo de acordo com os mesh points.....	67
Figura 3-23 – Temperaturas radiais da célula do HTTR com o combustível homogêneo com os raios em mm .....	68
Figura 3-24 – Temperatura do refrigerante no modo fracionado e no modo de alta temperatura	70
Figura 3-25 – Vazão do refrigerante no modo fracionado e no modo de alta temperatura.....	70
Figura 3-26 – Vazão do refrigerante para o modo fracionado nos canais 201, 207, 213, 219 e 225 .....	71
Figura 3-27 – Vazão do refrigerante para o modo de alta temperatura nos canais 201, 207, 213, 219 e 225 .....	71
Figura 3-28 – Distribuição radial de temperatura no nível axial 5 nos modos de Alta Temperatura e Fracionado.....	72
Figura 3-29 – Comparação das temperaturas axiais do raio interno do combustível com a literatura.....	73
Figura 3-30 – Comparação das temperaturas axiais do bloco de grafite com a literatura.....	74
Figura 3-31 – Comparação das temperaturas axiais do refrigerante com a literatura .....	75
Figura 4-1 – Layout das instalações do HTR-10.....	78
Figura 4-2 – Esquema básico de um HTR .....	80
Figura 4-3– Configuração do sistema primário do HTR-10 .....	81
Figura 4-4 – Vaso do reator do HTR-10 .....	82
Figura 4-5 – Corte radial do vaso do reator do HTR-10 .....	83
Figura 4-6 – Esfera de combustível utilizada no HTR-10.....	85
Figura 4-7 – Núcleo de um reator tipo pebble-bed .....	85
Figura 4-8 – Potência normalizada após o aquecimento do HTR-10.....	88
Figura 4-9 – Comparação entre os perfis axiais de temperatura (em $R = 0$ cm) obtidos pelos participantes do benchmark.....	91
Figura 4-10 – Comparação entre os perfis radiais de temperatura (em $Z = 80$ cm) obtidos pelos participantes do benchmark.....	92
Figura 4-11 – Configuração da HS e do refrigerante adotada para a nodalização do HTR-10..	93
Figura 4-12 – Canais utilizados na nodalização do núcleo do HTR-10 .....	93
Figura 4-13 – Modelo do RELAP5-3D do núcleo do HTR-10.....	94
Figura 4-14 – Temperaturas de entrada e saída do refrigerante no estado estacionário.....	96
Figura 4-15 – Comparação entre as temperaturas axiais no centro do núcleo .....	97
Figura 4-16 – Vazão do refrigerante nos canais durante o transitório.....	98
Figura 4-17 – Temperatura do refrigerante em alguns pontos axiais do canal 201.....	99
Figura 4-18 – Temperatura do revestimento na HS 201 nos níveis axiais 2, 10 e 18 .....	100

Figura 4-19 – Temperatura de entrada e saída do refrigerante.....	100
Figura 5-1 – Seção de corte vertical do LS-VHTR Ingersoll et al., 2005. ....	103
Figura 5-2 – Configurações possíveis do núcleo do LS-VHTR.....	105
Figura 5-3 – Bloco de combustível do reator LS-VHTR .....	106
Figura 5-4 – Arranjo de combustível utilizado no LS-VHTR estudado.....	107
Figura 5-5 – Nodalização do LS-VHTR no RELAP5-3D utilizada por Davis e Hawkes 2006. .....	109
Figura 5-6 – Modelo de uma célula utilizado no RELAP5-3D.....	110
Figura 5-7 – Viscosidade para alguns sais líquidos .....	112
Figura 5-8 – Modelo da célula de combustível utilizado no RELAP5-3D .....	113
Figura 5-9 – Nodalização de uma célula de combustível do LS-VHTR.....	114
Figura 5-10 – Estrutura de calor e pipe utilizados na simulação do RELAP5-3D.....	115
Figura 5-11 – Nodalização do núcleo do LS-VHTR.....	116
Figura 5-12 – Temperaturas de entrada e saída do refrigerante no canal 201.....	117
Figura 5-13 – Pressão de entrada e saída do refrigerante no canal 201.....	117
Figura 5-14 – Vazão do refrigerante no canal 201 .....	118
Figura 5-15 – Temperatura do refrigerante ao longo do canal e temperatura média da HS para a célula de combustível homogêneo e para a célula de combustível heterogêneo .....	119
Figura 5-16 – Temperaturas dos volumes axiais para a célula com combustível homogêneo..	120
Figura 5-17 – Temperaturas dos volumes axiais para a célula com combustível heterogêneo.	120
Figura 5-18 – Temperatura ao longo de alguns volumes axiais da HS do combustível homogêneo .....	121
Figura 5-19 – Temperatura ao longo de alguns volumes axiais da HS do combustível heterogêneo.....	121
Figura 5-20 – Comparação dos resultados obtidos para a temperatura no refrigerante e na HS com o combustível homogêneo .....	122
Figura 5-21 – Comparação dos resultados obtidos para a temperatura no refrigerante e na HS com o combustível heterogêneo .....	123
Figura 5-22 – Temperatura axial média ao longo da HS.....	125
Figura 5-23 – Pressões de entrada e saída do núcleo do reator .....	126
Figura 5-24 – Temperaturas de entrada e saída do núcleo do reator.....	126
Figura 5-25 – Temperaturas de entrada e saída do refrigerante durante o transitório.....	127
Figura 5-26 – Temperaturas do refrigerante ao longo do canal 229 durante o transiente.....	128
Figura 5-27 – Vazão do refrigerante ao longo do canal 229 durante o transiente.....	129
Figura 5-28 – Temperatura do revestimento no nível axial 24 e do combustível no nível axial 15 no canal 229.....	129

Figura 5-29 – Pressões de saída e entrada no núcleo durante o transiente..... 130

## LISTA DE TABELAS

Tabela 2-1 – Gradiente de temperatura ao longo do reator para diferentes refrigerantes .....	22
Tabela 2-2 – Principais parâmetros dos reatores estudados .....	26
Tabela 3-1 – Parâmetros geométricos do HTTR.....	46
Tabela 3-2 – Espessura e a densidade das camadas que envolvem o kernel.....	48
Tabela 3-3 – Distribuição inicial de potência no núcleo do HTTR de acordo com as zonas de combustível.....	52
Tabela 3-4 – Parâmetros termofluidodinâmicosdo HTTR .....	53
Tabela 3-5 – Dimensões e condutividade térmica das camadas da partícula TRISO e da matriz de grafite.....	56
Tabela 3-6 – Resultados da homogeneização da condutividade térmica .....	57
Tabela 3-7 – Mesh points e raios de acordo com as camadas de material da HS da célula do HTTR.....	61
Tabela 3-8 – Principais temperaturas para a célula de combustível do HTTR no modo de Alta Temperatura.....	69
Tabela 3-9 – Comparação entre as temperaturas radiais .....	76
Tabela 4-1 – Parâmetros geométricos do núcleo do HTR-10 .....	84
Tabela 4-2 – Espessura e densidade das camadas de revestimento do kernel.....	84
Tabela 4-3 – Características do combustível do HTR-10 .....	86
Tabela 4-4 – Parâmetros termofluidodinâmicosdo HTR-10 .....	87
Tabela 4-5 – Distribuição de potência inicial no núcleo do HTR-10.....	87
Tabela 4-6 – Comparação entre os resultados obtidos para o HTR-10 e os da referência (IAEA, 2013) no estado estacionário .....	95
Tabela 5-1 – Parâmetros geométricos do reator LS-VHTR .....	106
Tabela 5-2 – Condições iniciais do reator LS-VHTR .....	107
Tabela 5-3 – Ponto de ebulição e solidificação dos sais líquidos.....	111
Tabela 5-4 – Mesh points e raios de acordo com as camadas de material da HS da célula do LS-VHTR. ....	114
Tabela 5-5 – Temperaturas médias e máximas dos materiais encontradas na simulação da célula de combustível.....	124
Tabela 5-6 – Comparação entre temperaturas médias dos materiais.....	124

## LISTA DE ABREVIATURAS E SIGLAS

ACS	<i>Auxiliary Cooling System</i> (Sistema de Refrigeração Auxiliar)
AOO	<i>Anticipated Operational Occurrence</i> (Ocorrência Operacional Antecipada)
ATWS	<i>Anticipated Transient Without Scram</i> (Transiente Antecipado Sem <i>Scram</i> )
BC	<i>Body Centered</i> (Corpo Centrado)
CFP	<i>Coated Fuel Particle</i> (Partícula de Combustível Revestida)
CV	<i>Containment Vessel</i> (Vaso de Contenção)
DEN	Departamento de Energia Nuclear
EFPD	<i>Effective Full Power Days</i> (Dias de Operação Efetivos a Potência Total)
ETC	<i>Equivalent Thermal Conductivity</i> (Condutividade Térmica Equivalente)
FC	<i>Fuel Compact</i> (Compacto de Combustível)
FCC	<i>Face-Centered Cubic</i> (Cubo de Face Centrada)
FPIC	<i>Full Power Inicial Core</i> (Potência Total Inicial do Núcleo)
GEN IV	<i>Generation Four</i> (Geração IV)
GFR	<i>Gas-Cooled Fast Reactor</i> (Reator Rápido Refrigerado a Gás)
GIF	<i>The Generation IV International Forum</i> (Forum Internacional de Geração IV)
HS	<i>Heat Structure</i> (Estrutura de Calor)
HTGR	<i>Advanced High Temperature Gas-Cooled Reactor</i> (Reator Avançado de Alta Temperatura Resfriado a Gás)
HTR	<i>High Temperature Reactor</i> (Reator de Alta Temperatura)
HTR-10	<i>High Temperature Test Module Reactor</i> (Reator Modular de Teste de Alta Temperatura)
HTTR	<i>High Temperature Engineering Test Reactor</i> (Reator de Teste de Alta Temperatura)
IHX	<i>Intermediate Heat Exchanger</i> (Trocador de Calor Intermediário)
INEEL	<i>Idaho National Engineering and Environmental Laboratory</i> (Instituto Nacional de Engenharia e Laboratório Ambiental de Idaho)
INET	<i>Institute of Nuclear Energy Technology</i> (Instituto de Tecnologia de Energia Nuclear)
INL	<i>Idaho National Laboratory</i> (Laboratório Nacional de Idaho)
JAEA	<i>Japan Atomic Energy Agency</i> (Agência Japonesa de Energia Atômica)
KAERI	<i>Korea Atomic Energy Research Institute</i> (Instituto de Pesquisa em Energia

Atômica da Coréia)

LFR	<i>Lead-Cooled Fast Reactor</i> (Reator Rápido Refrigerado a Chumbo)
LOFC	<i>Loss of Forced Coolant</i> (Perda da Refrigeração Forçada)
LS-VHTR	<i>Liquid-Salt-Cooled Very-High-Temperature Reactor</i> (Reator de Temperatura Muito Alta Resfriado a Sal Líquido)
LWR	<i>Light Water Reactor</i> (Reator a Água Leve)
MCS	<i>Main Cooling System</i> (Sistema de Refrigeração Principal)
MSR	<i>Molten Salt Reactor</i> (Reator a Sal Fundido)
PBR	<i>Pebble-Bed Reactor</i> (Reator de <i>Pebble-Bed</i> )
PCS	<i>Primary Cooling System</i> (Sistema de Refrigeração Primário)
PPWC	<i>Primary Pressurized Water Cooler</i> (Sistema de Refrigeração Primário de Água Pressurizada)
PWCS	<i>Pressurized Water Cooling System</i> (Sistema de Refrigeração de Água Pressurizada)
RPV	<i>Reactor Pressure Vessel</i> (Vaso de Pressão do Reator)
RSS	<i>Reserved Shutdown System</i> (Sistema de Desligamento de Reserva)
RVACS	<i>Reactor Vessel Auxiliary Cooling System</i> (Sistema Auxiliar de Resfriamento do Vaso do Reator)
SC	<i>Simple Cubic</i> (Cubo Simples)
SCWR	<i>Supercritical-Water-Cooled Reactor</i> (Reator Refrigerado a Água Supercrítica)
SFR	<i>Sodium-Cooled Fast Reactor</i> (Reator Rápido Refrigerado a Sódio)
SHCS	<i>Secondary Helium Cooling System</i> (Sistema de Refrigeração Secundária de hélio)
SJ	<i>Single Junction</i> (Junção Simples)
SNGLVOL	<i>Single Volume</i> (Volume Simples)
TMDPJUN	<i>Time Dependente Junction</i> (Junção Dependente do Tempo)
TMDPVOL	<i>Time Dependent Volume</i> (Volume Dependente do Tempo)
TRISO	<i>Tristructural-isotropic</i> (Estrutura Tri-isotrópica)
VCS	<i>Reactor Vessel Cooling System</i> (Sistema de Refrigeração do Vaso do Reator)
VHTR	<i>Very-High-Temperature Reactor</i> (Reator de Temperatura Muito Alta)

## SUMÁRIO

1	INTRODUÇÃO.....	17
1.1	CONTEXTUALIZAÇÃO.....	17
1.2	OBJETIVO.....	19
1.3	JUSTIFICATIVA E INEDITISMO.....	19
1.4	METODOLOGIA.....	20
1.5	ESTRUTURA.....	20
2	REVISÃO BIBLIOGRÁFICA.....	21
2.1	REATORES DE ALTA TEMPERATURA.....	21
2.1.1	HISTÓRICO.....	21
2.2	CÓDIGO UTILIZADO.....	26
2.2.1	RELAP5-3D.....	27
2.2.1.1	Transferência de calor nas estruturas de calor.....	31
2.2.1.2	Temperatura nos <i>mesh points</i> .....	33
2.2.1.3	Transferência de calor da parede da estrutura de calor para o fluido ...	35
3	REATOR DE TESTE DE ALTA TEMPERATURA - HTTR.....	38
3.1	HTTR – ESTADO DA ARTE.....	38
3.1.1	Projeto geral do HTTR.....	40
3.1.2	Configuração do núcleo do HTTR.....	43
3.1.3	Combustível do reator HTTR.....	46
3.1.4	Parâmetros termofluidodinâmicos do HTTR.....	52
3.1.5	Artigos relacionados.....	53
3.2	METODOLOGIA UTILIZADA NA NODALIZAÇÃO DO HTTR.....	59
3.3	RESULTADOS DO HTTR.....	63
3.3.1	Simulação de uma célula de combustível.....	63
3.3.2	Simulação do núcleo.....	69
4	REATOR MODULAR DE TESTE DE ALTA TEMPERATURA – HTR-10.....	77
4.1	HTR-10 – ESTADO DA ARTE.....	77
4.1.1	PROJETO geral do HTR-10.....	78
4.1.2	Combustível do HTR-10.....	84
4.1.3	Parâmetros termofluidodinâmicos do HTR-10.....	86

4.1.4	Parâmetros recomendados .....	87
4.1.5	Artigos relacionados .....	89
4.2	METODOLOGIA UTILIZADA NA NODALIZAÇÃO DO HTR-10.....	92
4.3	RESULTADOS DO HTR-10.....	95
4.3.1	Estado estacionário .....	95
4.3.2	Transitório – Perda de refrigeração .....	97
5	REATOR DE TESTE DE TEMPERATURA MUITO ALTA RESFRIADO A SAL LIQUIDO - LS-VHTR.....	102
5.1	LS-VHTR – ESTADO DA ARTE.....	102
5.1.1	Design geral do LS-VHTR .....	103
5.1.2	Configuração do núcleo do LS-VHTR .....	104
5.1.3	Combustível do LS-VHTR .....	107
5.1.4	Parâmetros termofluidodinâmicos do LS-VHTR .....	107
5.1.5	Artigos relacionados do LS-VHTR .....	108
5.1.6	Propriedades dos sais líquidos .....	110
5.2	METODOLOGIA UTILIZADA NA NODALIZAÇÃO DO LS-VHTR.....	112
5.2.1	Simulação de uma célula de combustível do LS-VHTR.....	112
5.2.2	Simulação do núcleo do LS-VHTR.....	115
5.3	RESULTADOS DO LS-VHTR.....	116
5.3.1	Simulação de uma célula de combustível do LS-VHTR.....	116
5.3.2	Simulação do núcleo.....	125
5.3.2.1	Estado estacionário .....	125
5.3.2.2	Transitório.....	127
6	CONCLUSÕES .....	131
	BIBLIOGRAFIA .....	133



# 1 INTRODUÇÃO

## 1.1 CONTEXTUALIZAÇÃO

Os reatores nucleares têm, desde a década de 1950, através da produção de energia elétrica, ocupado um lugar cada vez mais relevante na matriz energética de diversos países e grandes avanços tecnológicos vêm sendo obtidos desde o início de sua utilização. Atualmente, vários projetos de reatores nucleares avançados procuram melhorias na segurança e viabilidade econômica dos sistemas nucleares, inovadores, ou já existentes. Também, diversas pesquisas vêm sendo realizadas com o objetivo de utilizar a energia nuclear para outros fins diferentes da produção de energia elétrica e novos tipos de reatores, chamados de reatores de geração IV (GEN IV), com tecnologias ainda em fase experimental, têm sido desenvolvidos por diversos países.

Quaisquer inovações, ou mesmo mudanças tecnológicas realizadas nos núcleos dos reatores já testados, podem causar variações nos parâmetros termofluidodinâmicos e/ou neutrônicos, desestabilizando o reator. Sendo assim, são necessárias contínuas verificações e avaliações para garantir que os parâmetros de segurança, principalmente as temperaturas, não sejam superados, seja na operação normal do reator, seja na operação em caso de acidente. A utilização de códigos que possam fazer estas verificações, simulando situações antes que estas possam ocorrer e testando todas as inovações tecnológicas é de extrema importância.

O propósito deste trabalho é estudar sistemas nucleares avançados com tecnologia de quarta geração. Reatores de tecnologia de quarta geração têm sido modelados e investigados no Departamento de Engenharia Nuclear da Universidade Federal de Minas Gerais (DEN/UFMG) (Fortini *et al.*, 2015; Fortini, 2014; Silva, 2012; Silva, 2009; Silva, 2008; Souza *et al.*, 2013; Silva *et al.*, 2012), principalmente, sob o ponto de vista do comportamento neutrônico. Também têm sido estudadas no departamento, modelagens termo-hidráulicas de reatores utilizando o código RELAP5 e o acoplamento deste com códigos de análise neutrônica (Reis, 2013; Soares, 2008). Dessa forma, neste trabalho, pretendeu-se modelar a parte térmica ou termofluidodinâmica do núcleo de reatores avançados para realizar um estudo mais representativo do comportamento dos mesmos. Futuramente, pretende-se realizar um cálculo completo acoplado a modelagem neutrônica com a modelagem termo-hidráulica para simular eventos ou acidentes com grande inserção de reatividade, que podem levar à oscilação significativa do valor da potência de operação.

Grandes amplitudes de oscilação da potência podem ter uma influência indesejada para

a integridade do combustível nuclear. Assim, torna-se necessário estudar os fenômenos de realimentação de reatividade, de forma mais real, acoplando cálculos neutrônicos e termofluidodinâmicos em um único sistema de cálculo para a simulação da situação ideal.

As três últimas décadas foram marcadas por avanços computacionais surpreendentes, principalmente, em relação à velocidade de processamento dos programas e à capacidade de armazenamento de dados. Esses melhoramentos tiveram impacto direto nos trabalhos de simulação nuclear, os quais utilizam uma infinidade de programas computacionais, possibilitando, inclusive, o acoplamento simultâneo de dois ou mais códigos para cálculos mais reais do comportamento dos reatores nucleares de pesquisa e de potência.

A possibilidade de acoplamento entre códigos, mais especificamente, códigos de análise termo-hidráulica e de análise neutrônica para simulação de acidentes com variação considerável de reatividade tem sido investigada em vários países, e diversos tipos de acoplamentos entre códigos têm sido usados (NEA, 2006).

O DEN/UFMG tem adquirido experiência na modelagem de reatores utilizando sistemas de códigos acoplados para reatores de potência (Costa *et al.*, 2008<sup>a</sup>; Costa *et al.*, 2008b; Soares *et al.*, 2008; Soares *et al.*, 2011) e, recentemente, para reatores de pesquisa (Reis, 2013). Embora este trabalho não tenha como foco principal realizar cálculos acoplados, existe essa possibilidade, já que o código a ser utilizado, RELAP5-3D, é ideal para este tipo de análise, sendo necessário, neste caso, desenvolver um modelo para simular a parte neutrônica e fornecer, adequadamente, os dados de seções de choque macroscópicas.

Os reatores nucleares GEN-IV estão sendo projetados com características especiais, tais como segurança intrínseca, redução do inventário isotópico e utilização de combustível em ciclos resistentes à proliferação. Portanto, a investigação e avaliação dos aspectos operacionais e de segurança dos reatores GEN-IV têm sido objeto de numerosos estudos na comunidade internacional de engenharia nuclear. Em 2008, foi criado o Instituto Nacional de Ciência e Tecnologia de Reatores Nucleares Inovadores, com foco nos estudos de projetos e sistemas de reatores de nova geração, que incluiu reatores GEN-IV e também conceitos avançados de PWR. O DEN-UFMG participa deste Instituto, tendo já no ano de 2007, iniciado estudos sobre os reatores GEN-IV.

Caracteristicamente, os reatores GEN-IV operam com temperaturas muito elevadas em relação aos reatores de terceira geração. Portanto, atenção especial é voltada para o comportamento térmico desses reatores. Os resultados das análises térmicas obtidos nesse trabalho serão somados àqueles relativos às análises neutrônicas feitas no DEN-UFMG

fortalecendo, dessa maneira, o “*know-how*” no país na área de reatores inovadores.

## **1.2 OBJETIVO**

O objetivo principal deste trabalho de tese foi desenvolver e verificar modelagens térmicas capazes de simular o comportamento de reatores nucleares avançados de alta temperatura de quarta geração, seja em regime de operação permanente, seja em situações de transitórios de potência, utilizando o código de análise termo-hidráulica RELAP5-3D. As modelagens foram desenvolvidas e verificadas em estado estacionário comparando os valores encontrados através dos cálculos com dados de referência de outras simulações.

## **1.3 JUSTIFICATIVA E INEDITISMO**

O presente trabalho está diretamente ligado ao desenvolvimento de reatores nucleares inovadores de quarta geração, cujos principais focos concentram-se na melhoria da segurança nuclear, no gerenciamento racional dos recursos, na redução de resíduos, na resistência à proliferação de armas e em sistemas de montagem e construção com redução dos custos, além de sistemas mais eficientes do ponto de vista de geração de energia.

Um dos pontos principais no desenvolvimento dessas novas tecnologias é a questão térmica. A geração de calor tende a alcançar valores cada vez mais altos através de novos combustíveis, refrigerantes e geometrias, melhorando a eficiência dos sistemas termonucleares inovadores. O aumento da temperatura é fundamental não só no processo de geração de eletricidade a partir da energia nuclear, mas também na geração de hidrogênio, que vem sendo estudado como um combustível químico promissor. Os estudos realizados até o momento e o avanço de novas tecnologias têm demonstrado que o uso de refrigerantes tais como gases, metais líquidos e sais fundidos, entre outros, podem ser mais interessantes do que a água leve, seja do ponto de vista térmico ou neutrônico.

Dessa forma, este estudo agrega conhecimento às diversas pesquisas que vêm sendo realizadas sobre análise termofluidodinâmicas desses novos sistemas, buscando modelagens capazes de reproduzir o comportamento térmico dos mesmos, principalmente em casos de acidentes. Estes estudos são essenciais no processo de licenciamento de qualquer tipo de reator. Apesar de existirem alguns estudos de reatores GEN-IV utilizando o código RELAP5 na literatura, esta tese apresenta novos estudos, principalmente detalhando as investigações sobre a transferência de calor através do combustível desses sistemas, o qual possui uma

configuração completamente diferente das tradicionais utilizadas em reatores do tipo LWR, conforme será descrito no decorrer do trabalho, sendo assim um trabalho inédito.

## 1.4 METODOLOGIA

Primeiramente, foi realizada uma vasta pesquisa do estado da arte sobre os reatores GEN-IV, focando principalmente no comportamento térmico e termo-hidráulico dos mesmos; foram encontrados documentos técnicos, artigos e *benchmarks* para coletar o máximo de dados de reatores avançados e de quarta geração, principalmente em relação à geometria.

Foram desenvolvidas, então, nodalizações no RELAP5-3D, iniciando pela modelagem das células de combustível como estruturas de calor com respectivos dados de propriedades térmicas dos materiais e posterior modelagem considerando o restante do núcleo do reator. Simulações do comportamento dos reatores operando em estado estacionário foram realizadas.

Após verificar os modelos desenvolvidos para o estado estacionário foram realizadas algumas simulações de transitórios para avaliar o comportamento do núcleo dos reatores em casos de situações transitórias.

## 1.5 ESTRUTURA

No Capítulo 2, é feito um relato sobre a história dos reatores nucleares, chegando até os reatores nucleares avançados utilizados na pesquisa e uma breve descrição sobre o código RELAP5, utilizado nas simulações.

No Capítulo 3 são apresentados a pesquisa bibliográfica, a metodologia utilizada na nodalização e os resultados obtidos para o Reator de Teste de Alta Temperatura (HTTR).

Da mesma forma, no Capítulo 4, apresentam-se a pesquisa bibliográfica, a metodologia utilizada na nodalização e os resultados obtidos para o Reator Modular de Teste de Alta Temperatura (HTR-10).

A mesma sequência de informações, como nos Capítulos 3 e 4, é utilizada no Capítulo 5 para o Reator de Teste de Temperatura Muito Alta Resfriado a Sal Líquido (LS-VHTR).

E, finalmente, no Capítulo 6, são expostas as conclusões obtidas e sugestões para trabalhos futuros dessa pesquisa.

## 2 REVISÃO BIBLIOGRÁFICA

### 2.1 REATORES DE ALTA TEMPERATURA

#### 2.1.1 HISTÓRICO

O primeiro reator nuclear, ou aparelho fabricado para propiciar uma reação nuclear em cadeia auto-sustentável, Chicago Pile-1 (CP-1), foi construído numa quadra de *squash*, embaixo das arquibancadas do estádio Stagg Field, na Universidade de Chicago, sob a direção do físico italiano Enrico Fermi (1901-1954). O reator de Chicago possuía blocos de urânio como combustível e fontes de nêutrons, totalizando 36,6 toneladas de óxido de urânio e 5,6 toneladas de metal urânio. Sua estrutura também contava com cerca de 50 toneladas (45.400 quilos) de barras de controle de cádmio e 500 toneladas de grafite como moderador. Não possuía blindagem e nem sistema de refrigeração. Iniciou a reação auto-sustentada em 2 de dezembro de 1942, tendo essa reação a duração de 28 minutos (Atomic Heritage Foundation, 2017). Foi construído como parte do projeto Manhattan pelo laboratório de metalurgia da Universidade de Chicago. O *Manhattan Engineering District* do exército norte-americano autorizou a construção do reator como primeira etapa para o desenvolvimento em larga escala de armas nucleares. Este reator foi construído em uma área densamente povoada e possuía um controle de segurança muito reduzido.

Na década de 1950, surgiram vários reatores geradores de eletricidade. O pioneiro foi Obninsk (Rússia), em 1954, e, dois anos depois, Calder Hall (Reino Unido), primeira usina nuclear comercial e de larga escala, com 180 MW de potência, que funcionou por 50 anos.

Ao longo do tempo, os reatores nucleares foram se desenvolvendo tecnologicamente e as exigências de segurança foram aumentando, assim como as necessidades de melhoria de eficiência e viabilidade econômica. Plantas nucleares que produzam eletricidade, com grande segurança, baixa emissão de carbono e preços competitivos são elementos necessários às novas soluções energéticas para demandas cada vez maiores. Existe, também, uma procura por reatores que proporcionem temperaturas de saída maiores, possibilitando a utilização em outras funções além da geração de eletricidade, como produção de hidrogênio, dessalinização da água do mar e diversas aplicações industriais que requerem altas temperaturas (IAEA, 2001). A Tabela 2-1 apresenta o gradiente de temperatura ao longo do núcleo, para alguns reatores nucleares, de acordo com o refrigerante utilizado.

**Tabela 2-1 – Gradiente de temperatura ao longo do reator para diferentes refrigerantes**

Sistema	Gradiente de Temperatura (°C)	Temperatura Entrada (°C)	Temperatura Saída (°C)	Refrigerante
GT-MHR	359	491	850	Gás (hélio)
HTTR	455/555	395	850/950	Gás (hélio)
HTR-10	450	250	700	Gás (hélio)
Advanced Gás Reactor (Hinkley Point B)	355	310	665	Gás (CO <sub>2</sub> )
PWR (Point Beach)	20	299	319	Líquido (Água)
Liquid Metal Reactor (Super Phenix)	150	395	545	Líquido (Sódio)
LS-VHTR	100	900	1000	Líquido ( <i>Flibe</i> )

Fonte: Adaptado de Cocheme, 2004; Fujikawa *et al.*, 2004; IAEA, 2013; Davies e Hawkes, 2006.

Existe uma grande diferença de gradiente de temperatura de acordo com o refrigerante utilizado nos reatores nucleares. Os maiores gradientes são obtidos através dos gases (355 a 450°C) e os menores através da água (20°C).

As agências internacionais de controle de energia nuclear, com o objetivo de normalizar e controlar a utilização da energia nuclear, estabelecem diretrizes e regras para pesquisas em reatores nucleares, assim, como periodicamente fazem análises das pesquisas que vêm sendo feitas na área. Na Figura 2-1 é apresentada a linha temporal de diferentes gerações de reatores nucleares.

**Figura 2-1 – Linha temporal de diferentes gerações de reatores nucleares**



Fonte: Adaptado de OECD, 2014.

De acordo com a linha temporal, os reatores nucleares podem ser classificados como:

- **Geração I – Protótipos**

Reatores nucleares da primeira geração que não operavam de maneira comercial. Eram protótipos. Foram reatores experimentais, dos mais diversos tipos, como por exemplo:

- Chicago Pile – 1, citado anteriormente;
- Obninsk – Rússia. Moderado a grafite, refrigerado a água e utilizando urânio enriquecido a 5% como combustível;
- BORAX II – reator BWR localizado em Idaho;
- Reator refrigerado a sódio em Santa Suzana, Califórnia, que operou de 1957 a 1966;
- Reator tipo Magnox, em Calder Hall, Reino Unido. Utilizava urânio natural, era moderado a grafite e resfriado a gás carbônico, inaugurando o conceito de reator refrigerado a gás.

- **Geração II – Reatores refrigerados a água**

Reatores em funcionamento comercial no mundo:

- LWR – Reatores refrigerados e moderados a água leve (*Ligth Water Reactors*) e que utilizam urânio enriquecido como combustível que podem ser de dois tipos:
  - PWR – Reator a água pressurizada (*Pressurized Water Reactor*) e
  - BWR – Reator a água fervente (*Boiling Water Reactor*);
- CANDU (*Canada Deuterium Uranium*) reator que utiliza água pesada como refrigerante e urânio natural como combustível.

- **Geração III e III+**

Melhoramento dos reatores da Geração II, com o intuito de aumentar a segurança, com sistemas passivos de refrigeração, a eficiência e diminuir ao máximo a intervenção humana na operação. Alguns exemplos são:

- ABWR – Reator a água em ebulição avançado (*Advanced Boiling Water Reactor*);
- APWR – Reator a água pressurizada avançado (*Advanced Pressurized Water Reactor*)

- AP600 – Reator tipo PWR, produzido pela *Westinghouse Electric Company*, tipo PWR;
- EPR – Reator pressurizado europeu (*European Pressurized Water Reactor*).

- **Geração IV**

Reúne novos conceitos de reatores para entrar em operação a partir de 2030. Como são de maior interesse no presente trabalho, serão discutidos mais detalhadamente.

O Fórum Internacional de Geração IV, *The Generation IV International Forum* (GIF) foi criado em 2001 por 9 países e em 2016 contava com 14 membros (Argentina, Austrália, Brasil, Canadá, China, Euratom, representando 28 membros da União Européia, França, Japão, Coreia do Sul, Rússia, África do Sul, Suíça, Reino Unido e Estados Unidos da América (NEA, 2016). O GIF definiu o mapa da tecnologia dos reatores GEN-IV e os objetivos a serem alcançados, sendo eles:

- Sustentabilidade;
- Segurança e confiabilidade;
- Competitividade econômica;
- Resistência à proliferação de armas nucleares e proteção física a atentados.

Em 2002 o GIF selecionou seis tipos de tecnologia que pareciam promissoras e que poderiam estar em operação por volta de 2030 (OECD, 2014). Foram elas:

- Reator Rápido Refrigerado a Gás, *Gas-Cooled Fast Reactor* (GFR);
- Reator Rápido Refrigerado a Chumbo, *Lead-Cooled Fast Reactor* (LFR);
- Reator a Sal Fundido, *Molten Salt Reactor* (MSR);
- Reator Rápido Refrigerado a Sódio, *Sodium-Cooled Fast Reactor* (SFR);
- Reator a Água Supercrítica, *Supercritical-Water-Cooled Reactor* (SCWR);
- Reator a Temperatura Muito Alta, *Very-High-Temperature Reactor* (VHTR).

Estes reatores vêm sendo avaliados e, em 2013, houve outra reunião do GIF onde foram realizadas comparações entre os estágios nos quais se encontram as pesquisas para cada um deles, levando-se em consideração três fases de desenvolvimento. As três fases sucessivas abordadas foram (OECD, 2014):

- 1 – Fase da viabilidade – conceitos básicos são testados em condições relevantes e todos



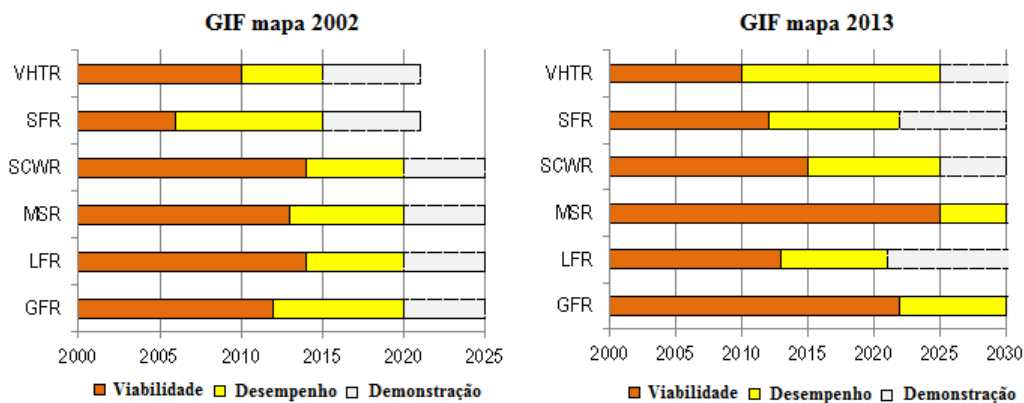
os erros críticos potenciais são definidos e resolvidos;

2 – Fase de desempenho – processos, fenômenos e materiais são verificados em escala menor e otimizados em protótipos;

3 – Fase de demonstração – detalhes do projeto são completados e licenças de construção e operação do sistema são realizadas, com o objetivo de atingir o potencial comercial do projeto.

Na Figura 2-2 é mostrada a comparação dos mapas para os reatores em 2002 e 2013 e os avanços de cada um.

**Figura 2-2 – Desenvolvimento dos mapas dos reatores GEN-IV do GIF em 2002 e 2013**



Fonte: Adaptado de OECD, 2014.

Os reatores avançados estudados neste trabalho são: Reator de Teste de Alta Temperatura, *High Temperature Engineering Test Reactor* (HTTR), Reator Modular de Teste de Alta Temperatura, *High Temperature Test Module Reactor* (HTR-10) e o Reator de Temperatura Muito Alta Resfriado a Sal Líquido, *Liquid-Salt-Cooled Very-High-Temperature Reactor* (LS-VHTR), os quais são descritos nos próximos capítulos. O HTTR e o HTR-10 são reatores do tipo VHTR, são um tipo especial de VHTR, são Reatores Avançados de Alta Temperatura Refrigerados a Gás, *Advanced High Temperature Gas-Cooled Reactors* (HTGRs). Ambos são protótipos e estão na fase 2 de estudo (desempenho). O LS-VHTR é um tipo de MSR e está na fase 1 de pesquisa (viabilidade). A Tabela 2-2 mostra um resumo dos principais parâmetros destes reatores.

**Tabela 2-2 – Principais parâmetros dos reatores estudados**

	<b>HTTR</b>	<b>HTR-10</b>	<b>LS-VHTR</b>
Tipo de núcleo	Prismático	<i>Pebble bed</i>	Prismático
Potência nominal (MW)	30	10	2400
Diâmetro (m)	2,3	1,80	9,2
Altura efetiva (m)	2,9	1,97	7,93
Tipo de combustível	Urânio enriquecido	Urânio enriquecido	Urânio enriquecido
Refrigerante	Gás hélio	Gás hélio	Sal líquido ( <i>Flibe</i> )
Vazão (kg/s)	12,4/10,2	4,32	10264
Pressão (MPa)	4,0	3,0	2,0
Temperatura de entrada do refrigerante (°C)	395	250	900
Temperatura de saída do refrigerante (°C)	850/950	700	1000

Fonte: Bess *et al.*, 2009, IAEA, 2013, Davis e Hawkes, 2006.

## 2.2 CÓDIGO UTILIZADO

Devido à especificidade de um reator nuclear quaisquer fases da sua implementação e funcionamento precisam ser exaustivamente estudadas e testadas. Qualquer modificação realizada necessita de uma análise profunda e detalhada. A complexidade do funcionamento e do comportamento hidrodinâmico de um reator exige contínua verificação e avaliação para garantir segurança durante o funcionamento; os códigos computacionais de simulação capazes de determinar a distribuição temporal e espacial das condições de fluxo termo-hidráulico associadas a efeitos das fontes de calor no sistema de refrigeração são indispensáveis para as análises de segurança.

Os principais objetivos do uso de um sistema de código para um reator envolvem as áreas de projeto, operação, modificação, avaliação de segurança e licenciamento do reator.

Porém, a faixa de aplicação pode ser muito mais ampla:

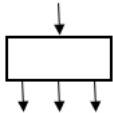

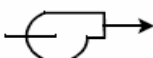
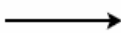
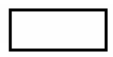
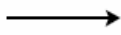
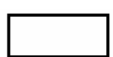

- Análise de dados experimentais (também como parte do processo de qualificação do código);
- Interpretação e compreensão de fenômenos complexos;

- Treinamento de operadores;
- Qualificação de simuladores de reatores;
- Análises de transitórios operacionais (qualificação do código);
- Aplicações não nucleares, entre outras (Costa, 2013).

### 2.2.1 RELAP5-3D

O código RELAP5 foi criado e desenvolvido pelo *Idaho National Engineering and Environmental Laboratory* (INEEL), localizado na Carolina do Norte, Estados Unidos da América, no início dos anos de 1980, tendo como objetivo inicial fazer simulações termo-hidráulicas de reatores nucleares e vem sendo aperfeiçoado desde então (INL, 2009). O RELAP5 foi primeiramente desenvolvido para simulação de reatores de água leve, tendo em sucessivas versões incorporado outros tipos de refrigerantes. O modelo simula o comportamento do acoplamento do núcleo do reator e do sistema de refrigeração para acidentes com perda de refrigerante, transiente antecipado sem *scram* (ATWS), e transitórios operacionais como perda da água de realimentação e obstrução da turbina (*turbine trip*). Tem também sido usado com sucesso para simulação de reatores de pesquisa. Uma modelagem genérica é feita de modo a simular uma grande variedade de sistemas termo-hidráulicos. Sistemas de controle e componentes secundários tais como turbinas, condensadores, bombas, trocadores de calor e alimentadores de água são incluídos para permitir o desenvolvimento de modelagens das plantas de usinas nucleares. Na nodalização, os componentes físicos são representados por um conjunto de tubos, junções e os elementos descritos acima. A Figura 2-3 mostra os principais elementos utilizados nas simulações com o RELAP5 e suas representações.

**Figura 2-3 – Elementos mais utilizados em simulações de sistemas com o código RELAP5**

Componente	Identificador	Esquema na nodalização	Uso principal
Extensor ( <i>Branch</i> )	BRANCH		Junção de vazão de fluido que pode ter até 10 junções conectadas a ele.
Tubo ( <i>Pipe</i> )	PIPE		Canal do sistema. Pode ter de 1 a 100 sub-volumes. Quando existe mais de um volume, junções internas conectam os sub-volumes.
Bomba ( <i>Pump</i> )	PUMP		Simula a presença e o comportamento de uma bomba centrífuga.
Junção simples ( <i>Single junction</i> )	SJ		Conecta um componente a outro.
Volume simples ( <i>Single-volume</i> )	SNGLVOL		Segmento de fluxo de fluido que não requer um tubo (PIPE) ou um extensor (BRANCH).
Junção dependente do tempo ( <i>Time dependent junction</i> )	TMDPJ		Conecta um componente a outro especificando condições de contorno.
Volume dependente do tempo ( <i>Time dependent volume</i> )	TMDPVOL		Segmento de fluxo de fluido que não requer um tubo ou um extensor especificando condições de contorno.
Válvula ( <i>Valve</i> )	VALVE		Simula a presença e o comportamento de seis tipos diferentes de válvulas.

Fonte: Costa, 2013.

O RELAP5 é um código multifunção, que, em adição aos cálculos de comportamento do sistema termofluidodinâmico do reator durante um transitório, pode ser utilizado para simular uma grande variedade de transitórios termo-hidráulicos em sistemas nucleares e não nucleares envolvendo misturas de vapor, líquido e gases não condensáveis.

O código RELAP5 consiste de (Costa, 2013):

- Equações de balanço;
- Equações de estado;
- Equações constitutivas;

- Modelos especiais (PUMP, FUEL, GAP);
- Equações de transferência e condução de calor;
- Neutrônica, normalmente 1-D;
- Método de solução numérica;
- Resultados do processo de qualificação.

Os dados requeridos para elaborar uma entrada a ser simulada no código RELAP5 podem ser divididos em 4 áreas distintas:

- Hidrodinâmica
  - dados geométricos de canais refrigerantes como áreas e comprimentos de vazão de massa, inclinações, ângulos e orientações verticais;
  - tipo de refrigerante;
  - rugosidade do material, número de Reynolds, e interfaces fluido/parede;
  - informação suficiente para calcular perdas de carga (geometrias curvas, expansão de área, geometria das válvulas);
  - condições iniciais do reator.
- Estruturas de Calor
  - comprimentos e diâmetros externos e internos das estruturas de calor;
  - tipos de materiais e propriedades em função da temperatura (p. ex., condutividade térmica, densidade e calor específico);
  - localização das fontes quentes; distribuições iniciais de temperatura.
- Sistemas de Controle
  - características dos controles;
  - filtros, ganhos, limites de saturação, atrasos, tempos de abertura/fechamento de válvulas;
  - velocidades máxima/mínima das bombas;
  - controles com dependência temporal (por exemplo, variação de pressão, vazão e temperatura em função do tempo);
- Neutrônica
  - potência, reatividade inicial;
  - dados sobre a fração de nêutrons atrasados, distribuição dos produtos de fissão.

Diversas modificações e implementações têm sido feitas no RELAP5 de modo a melhorar o desempenho do mesmo na simulação de reatores avançados, como a adição de modelos que simulem a perda de pressão em reatores *pebble-bed* (Davis *et al.*, 2005), a adição de propriedades de sais líquidos (Davis, 2005) e a adição de propriedades de gases não condensáveis (Davis e Oh, 2003).

Na versão RELAP5-3D, diversos outros refrigerantes, além da água leve ( $H_2O$ ) foram adicionados, entre eles:

- Água pesada ( $D_2O$ ), e dois valores para  $H_2O$ : de 1984, e de 1995 (propriedades termodinâmicas mais recentes);
- Os gases não condensáveis: argônio (Ar), hélio (He), hidrogênio ( $H_2$ ), nitrogênio ( $N_2$ ), xenônio (Xe), kriptônio (Kr), ar, hexafluoreto de enxofre ( $SF_6$ ), oxigênio ( $O_2$ ), dióxido de carbono ( $CO_2$ ) e monóxido de carbono (CO), hélio novo estilo (HEN) (propriedades termodinâmicas mais recentes);
- Os sais líquidos: LiF-BeF<sub>2</sub> (Flibe), NaBF<sub>4</sub>-NaF, LiF-NaF-KF (Flinak), NaF-ZrF<sub>4</sub>;
- Outros: lítio (Li), potássio (K), sódio (Na), sódio-potássio (NaK), amônia ( $NH_3$ ), hélio-xenônio (HeXe), chumbo-bismuto (BiPb), lítio-chumbo (LiPb), glycerol, sangue, DOWA e R134A.

Foi utilizado o código RELAP5-3D, versão 3.0, para fazer as simulações. A principal mudança da versão em relação à anterior é a integração multidimensional da capacidade de modelagem termo-hidráulica e neutrônica. Estas características removem qualquer tipo de restrição para a aplicação do código na simulação de acidentes em reatores, principalmente em transitórios onde há forte acoplamento entre efeitos neutrônicos e termo-hidráulicos.

Existem duas opções para o cálculo da potência do reator no RELAP5-3D. A primeira é o modelo de cinética pontual (*point reactor kinetics model*), que já estava implementada na versão anterior. A segunda é o modelo de cinética neutrônica multidimensional (*multi-dimensional neutron kinetics model*), baseado no código NESTLE desenvolvido pela Universidade da Carolina do Norte. O RELAP5-3D é modificado dependendo da sub-rotina escolhida pelo usuário, utilizando a sub-rotina do código NESTLE desejada. O modelo de cinética pontual utiliza as equações de difusão com poucos grupos. Dois ou quatro grupos de energia podem ser utilizados, inclusive todos na faixa de energias térmicas, se desejado.

A modelagem do núcleo do reator inclui geometrias cartesianas e hexagonais. A

simetria do núcleo está disponível, incluindo núcleo completo, metade ou um quarto para a geometria cartesiana e núcleo completo, um terço e um sexto para a geometria hexagonal.

### **2.2.1.1 Transferência de calor nas estruturas de calor**

O código RELAP5-3D possui capacidade de modelagens gerais de estruturas de calor (HS) que incluem varetas cilíndricas, compactos de combustível ou placas com aquecimento nuclear ou elétrico. Permite o cálculo do calor transferido através de fronteiras sólidas com volumes hidrodinâmicos, do calor transferido entre tubos geradores de vapor e do calor transferido entre *pipes* e paredes do vaso do reator. As HSs podem ser retangulares, cilíndricas ou esféricas. No cálculo unidimensional, multiplicadores de superfície são utilizados para converter uma unidade de superfície em uma superfície real. As condutividades dependentes da temperatura ou do tempo e as capacidades térmicas volumétricas em forma de tabelas ou funções, podem ser fornecidas pelo usuário ou podem-se utilizar as tabelas internas do sistema. O modelo de condução de calor unidimensional é baseado em um modelo unidimensional estacionário ou dependente do tempo, desenvolvido pelo Laboratório Nacional de Idaho, INL (*Idaho National Laboratory*), chamado de HEAT-1 e incorporado ao RELAP5 (INL, 2009). Diferenças finitas são utilizadas para o cálculo das soluções das equações de condução de calor. As HSs são divididas em *meshs*, ou seja, malhas determinadas pelo usuário. Um *mesh point* é uma posição dentro da HS que indica o tamanho do *mesh*. A malha de um *mesh* pode conter tamanhos diferentes, materiais diferentes, ou ambos. A dependência espacial de cada fonte de calor interna pode variar para cada *mesh*. A dependência temporal da fonte pode ser obtida através da *reactor kinetics* (cinética do reator), uma tabela de potência em função do tempo, ou de um sistema de controle de variáveis. Condições de contorno incluem simetria e isolamento e um pacote de correlação de transferência de calor e tabelas de temperatura da superfície em função do tempo, coeficiente de transferência de calor também em função do tempo e coeficiente de transferência de calor em função da temperatura da superfície. O pacote de transferência de calor pode ser utilizado para conectar a HS a volumes hidrodinâmicos. O pacote de transferência de calor contém correlações para transferência de calor por convecção, diversas opções de transferência entre a parede e o fluido, e entre o fluido e a parede. Também inclui transferência através de um *gap* e transferências de calor entre apenas partes sólidas, o *enclosure model*, que contempla

transferências de calor entre conjuntos de HSs através de radiação ou condução.

A forma integral da equação de condução de calor utilizada pelo código é:

$$\iiint_V \rho C_p(T, \bar{x}) \frac{\partial T}{\partial t}(\bar{x}, t) dV = \iint_S \kappa(T, \bar{x}) \nabla T(\bar{x}, t) \cdot d\bar{s} + \iiint_V S(\bar{x}, t) dV \quad \text{Equação 2-1}$$

Onde:

- $\kappa$  = condutividade térmica
- $s$  = superfície
- $S$  = fonte de potência volumétrica interna
- $t$  = tempo
- $T$  = temperatura
- $V$  = volume
- $\bar{x}$  = coordenada espacial
- $\rho C_p$  = capacidade térmica volumétrica

As unidades dos termos da Eq. 2-1, devem ser em SI, sendo a potência em watts.

A condição de contorno aplicada à superfície exterior tem a forma:

$$A(T)T(t) + B(T) \frac{\partial T(t)}{\partial n} = D(T, t) \quad \text{Equação 2-2}$$

Onde,  $n$  é o vetor normal à superfície da fronteira. A condição de contorno desejada é que o calor transferido para fora da superfície seja igual ao coeficiente de transferência de calor ( $h$ ) vezes a diferença de temperatura entre a superfície e o reservatório ( $T_{sk}$ ), isto é,

$$-\kappa \frac{\partial T}{\partial n} = h(t - T_{sk}) \quad \text{Equação 2-3}$$

Temos então que,

$$A = h, B = \kappa, eD = hT_{sk} \quad \text{Equação 2-4}$$



Em problemas unidimensionais as condições de contorno são aplicadas às superfícies esquerda e direita. Esquerda e direita no código RELAP5-3D são termos utilizados para designar superfícies opostas. Não possui interpretação diferenciada para HS retangulares, mas para HS cilíndricas e esféricas, por convenção, a fronteira direita é o diâmetro externo e a esquerda o interno. Para cilindros e esferas sólidos, a fronteira esquerda é zero. Para qualquer HS a fronteira direita deve ser maior que a esquerda. Em problemas estacionários é necessário que A seja diferente de zero em pelo menos uma das superfícies. Se o problema estacionário ou de transitório tiver geometria cilíndrica ou esférica, com zero para a fronteira esquerda, a condição de contorno, por simetria adotada é  $\frac{\partial T}{\partial n} = 0$  (INL, 2009).

### 2.2.1.2 Temperatura nos *mesh points*

A temperatura nos *mesh points* é calculada como descrito abaixo.

Sendo:

m = número do *mesh point*

l = o índice que indica esquerda (*left*)

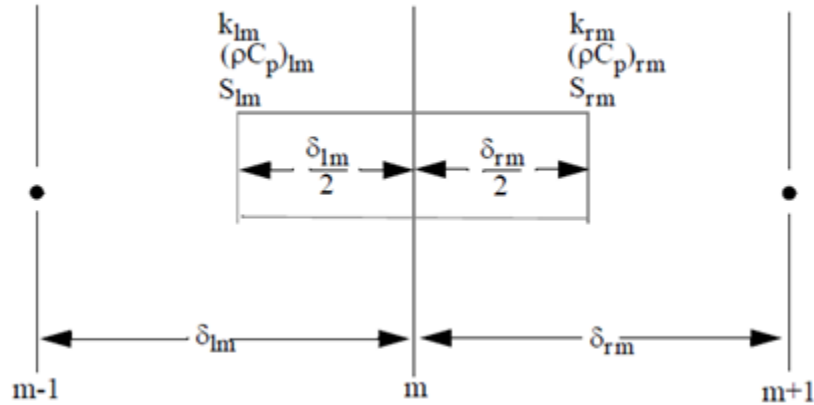
r = o índice que indica direita (*right*)

$\delta$  = intervalo do *mesh point*

E observando a Figura 2-4 temos que o gradiente de temperatura no *mesh point* é dado por:

$$G_m = (\rho C_p)_{lm} \delta_{lm}^V + (\rho C_p)_{rm} \delta_{rm}^V \quad \text{Equação 2-5}$$

Figura 2-4 – Mesh points típicos



Fonte: Adaptado de INL, 2009.

O primeiro termo para o volume na Equação 2-1 torna-se:

$$\iiint_V \rho C_p(T, \bar{x}) \frac{\partial T}{\partial t}(\bar{x}, t) dV \approx (T_m^{n+1} - T_m^n) \frac{G_m}{\Delta t} \quad \text{Equação 2-6}$$

Onde o subscrito n refere-se a tempo, sendo que,  $T_m^n$  indica a temperatura no *mesh point* m no tempo  $t^n$ , e  $T_m^{n+1}$  indica a temperatura no *mesh point* m no tempo  $t^{n+1} = t^n + \Delta t$ .

O segundo termo, o termo de superfície da Eq. 2-1 é, aproximadamente,

$$\iint_s \kappa(T, \bar{x}) \nabla T(\bar{x}, t) d\bar{s} \approx (T_{m-1} - T_m) \kappa_{lm} \delta_{lm}^s + (T_{m+1} - T_m) \kappa_{rm} \delta_{rm}^s \quad \text{Equação 2-7}$$

A dependência temporal e espacial do termo da fonte na Eq. 2-1 pode ser escrita em funções separadas:

$$S(\bar{x}, t) = P_f P(t) Q(x) \quad \text{Equação 2-8}$$

Onde,  $P_f$  é o fator que relaciona a potência do reator à taxa de geração de calor da estrutura de calor.  $P(t)$  é função do tempo e pode ser a potência do reator e provem de uma

tabela ou de uma variável de controle.  $Q(x)$  é a variação espacial, que é assumida como constante durante um intervalo, mas pode variar de uma malha para o outro. Então, o terceiro termo da Eq. 2-1 torna-se:

$$\iiint_V S(\bar{x}, t) dV \approx P_f P(t) (Q_{lm} \delta_{lm}^V + Q_{rm} \delta_{rm}^V) \quad \text{Equação 2-9}$$

### 2.2.1.3 Transferência de calor da parede da estrutura de calor para o fluido

Quando uma superfície possui uma fronteira com uma condição de contorno convectiva, os coeficientes de transferência de calor precisam ser calculados para uma solução por condução. As soluções para o líquido e para o vapor/gás incluem o fluxo de calor da parede para o líquido e para o vapor/gás. Os coeficientes utilizados para desenvolver as correlações são experimentais e são obtidos dividindo-se o fluxo de calor experimental pela diferença entre a temperatura da parede e a temperatura de referência. Conseqüentemente, quando as correlações são utilizadas para obter o fluxo de calor calculado pelo código, são usadas as mesmas temperaturas de referência utilizadas na correlação. Durante a ebulição, a temperatura de saturação baseada na pressão total é a temperatura de referência. Durante a condensação, a temperatura de saturação na pressão parcial é a referência. Existem três possibilidades para a temperatura de referência para cada coeficiente de transferência de calor, mas para muitos casos, apenas um coeficiente é diferente de zero.

A expressão geral para o fluxo de calor total da parede é:

$$q''_{total} = h_{wgg}(T_w - T_g) + h_{wgspt}(T_w - T_{spt}) + h_{wgspp}(T_w - T_{spp}) + h_{wff}(T_w - T_f) + h_{wfspt}(T_w - T_{spt}) \quad \text{Equação 2-10}$$

Onde:

$h_{wgg}$  = coeficiente de transferência de calor para o vapor/gás, com a temperatura de referência igual a temperatura do vapor/gás (W/m<sup>2</sup>K)

$h_{wgspt}$  = coeficiente de transferência de calor para o vapor/gás, com a temperatura de

referência igual a temperatura de saturação baseada na pressão total ( $W/m^2K$ )

$h_{wgspp}$  = coeficiente de transferência de calor para o vapor/gás, com a temperatura de referência igual a temperatura de saturação baseada na pressão parcial ( $W/m^2K$ )

$h_{wff}$  = coeficiente de transferência de calor para o líquido, com a temperatura de referência igual a temperatura do líquido ( $W/m^2K$ )

$h_{wfspt}$  = coeficiente de transferência de calor para o líquido, com a temperatura de referência igual a temperatura de saturação baseada na pressão total ( $W/m^2K$ )

$T_w$  = temperatura da parede (K)

$T_g$  = temperatura do vapor/gás (K)

$T_f$  = temperatura do líquido (K)

$T_{spt}$  = temperatura de saturação baseada na pressão total (K)

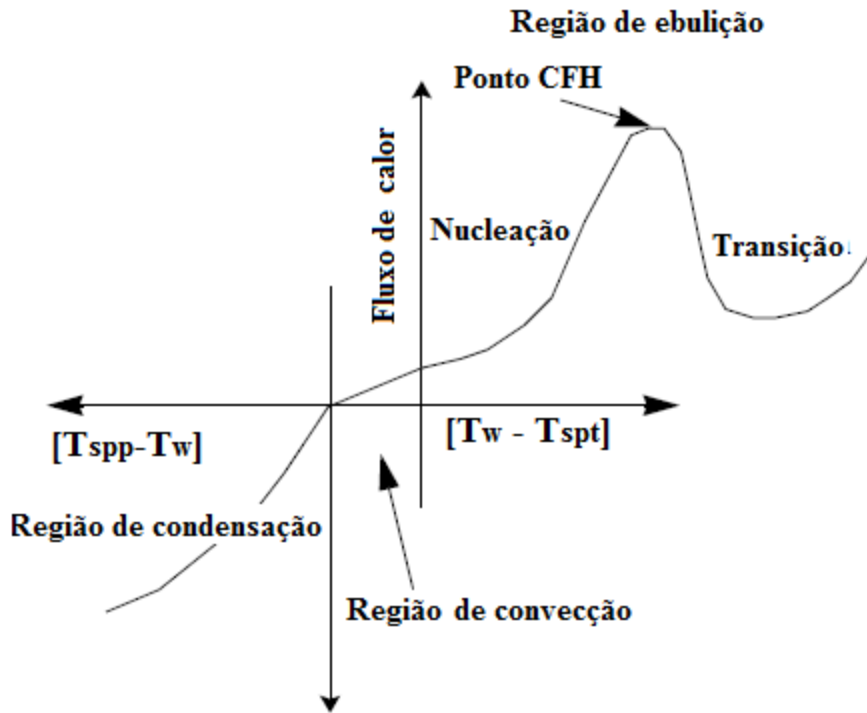
$T_{spp}$  = temperatura de saturação baseada na pressão parcial do vapor (K)

A temperatura da parede é resolvida implicitamente, e as temperaturas de referência podem ser escolhidas pelo usuário.

Uma curva de ebulição é utilizada no RELAP5-3D para as correlações de transferência de calor da parede para o fluido. A curva de ebulição é baseada no valor da temperatura da superfície da HS. Se um gás não condensável está presente, existe uma região onde a temperatura da superfície é muito pequena para a ebulição e muito grande para condensação. Isto ocorre quando a temperatura da superfície da parede da HS é menor do que a temperatura de saturação baseada na pressão total e maior do que a temperatura de saturação baseada na pressão parcial do vapor (INL, 2009). Na Figura 2-5 é mostrada esta curva de ebulição.

O ponto crítico do fluxo de calor (*critical heat flux*), CFH, marca o limite térmico de um fenômeno onde uma mudança de fase ocorre. Neste ponto, pode ocorrer formação de bolhas, fazendo com que a eficiência na transferência de calor fique comprometida. Também é possível que ocorra um superaquecimento localizado da superfície. Este ponto também é indicado na Figura 2-5.

Figura 2-5 – Curva de ebulição e condensação do RELAP5-3D.



Fonte: Adaptado de INL, 2009

### 3 REATOR DE TESTE DE ALTA TEMPERATURA - HTTR

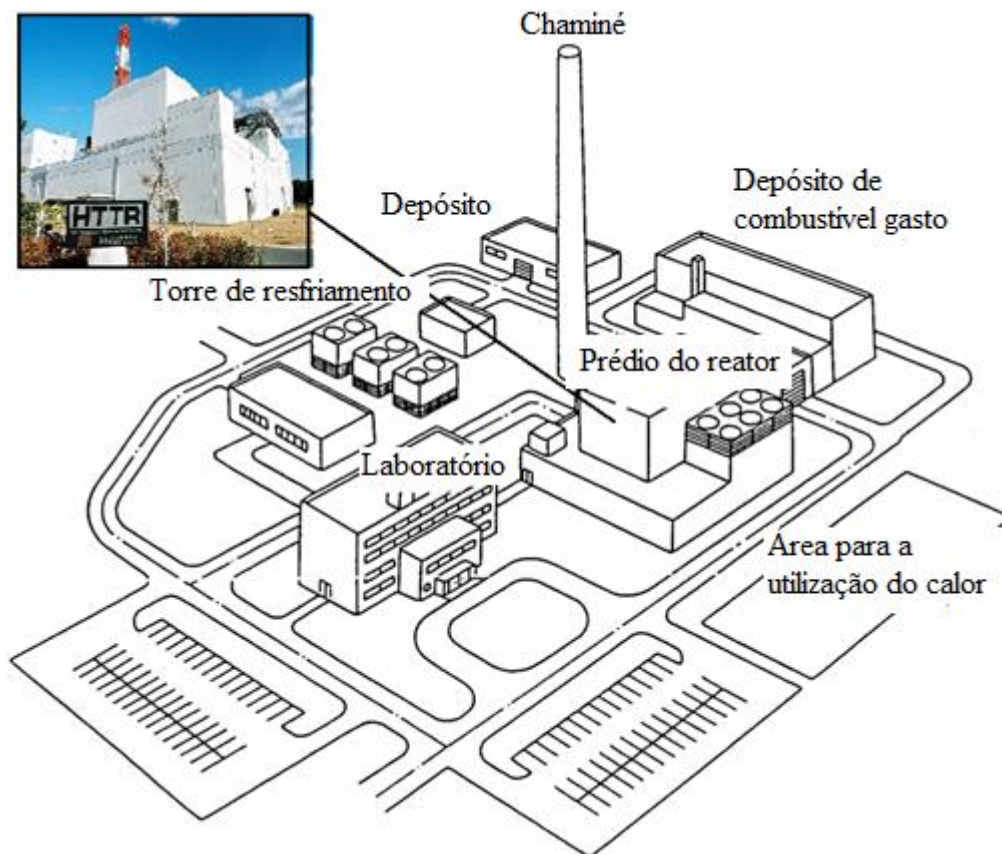
Este Capítulo é completamente dedicado ao reator HTTR. Portanto, as três principais subseções apresentadas tratam, respectivamente, sobre o estado da arte e descrição deste reator, a metodologia utilizada para realizar sua modelagem no código RELAP5 e os resultados das simulações.

#### 3.1 HTTR – ESTADO DA ARTE

Em junho de 1987, o “Programa de Desenvolvimento e Utilização de Energia Nuclear de Longo Prazo” do Japão, foi revisto pela Comissão de Energia Atômica Japonesa, *Japanese Atomic Energy Commission* (JAEC), a qual sugeriu que novas tecnologias de reatores nucleares deveriam ser incorporadas, bem como o melhoramento das plantas já existentes. A tecnologia dos Reatores Avançados de Alta Temperatura Refrigerados a Gás, *Advanced High Temperature Gas-Cooled Reactors* (HTGRs), devido a características como segurança e produção de energia a altas temperaturas, foi uma das escolhidas para ser implementada.

Levando em conta o tempo necessário para a construção da planta (~10 anos) e a realização dos testes, a construção de um reator experimental tipo HTGR foi recomendada. Também foi recomendado que o reator possuísse uma área interna do núcleo equipada com detectores que permitissem a medição de diversas variáveis, dando assim, à planta, a capacidade de testar a fronteira da falha de combustível e a irradiação de diversos tipos de materiais. Assim surgiu o reator HTTR (IAEA, 2003). Na Figura 3-1 é mostrada a foto do prédio e o desenho esquemático da área do HTTR em Oarai, Japão, distando, aproximadamente, 100 km de Tóquio. A construção ocupa um terreno de 200 m por 300 m (60 000 m<sup>2</sup>) e o prédio do reator possui 48 m por 50 m (2400 m<sup>2</sup>). A chaminé de exaustão possui uma altura de 80 m. Na Figura 3-2 é apresentado um esquema do prédio do reator.

**Figura 3-1 – Foto do prédio e esquema da área do HTTR**



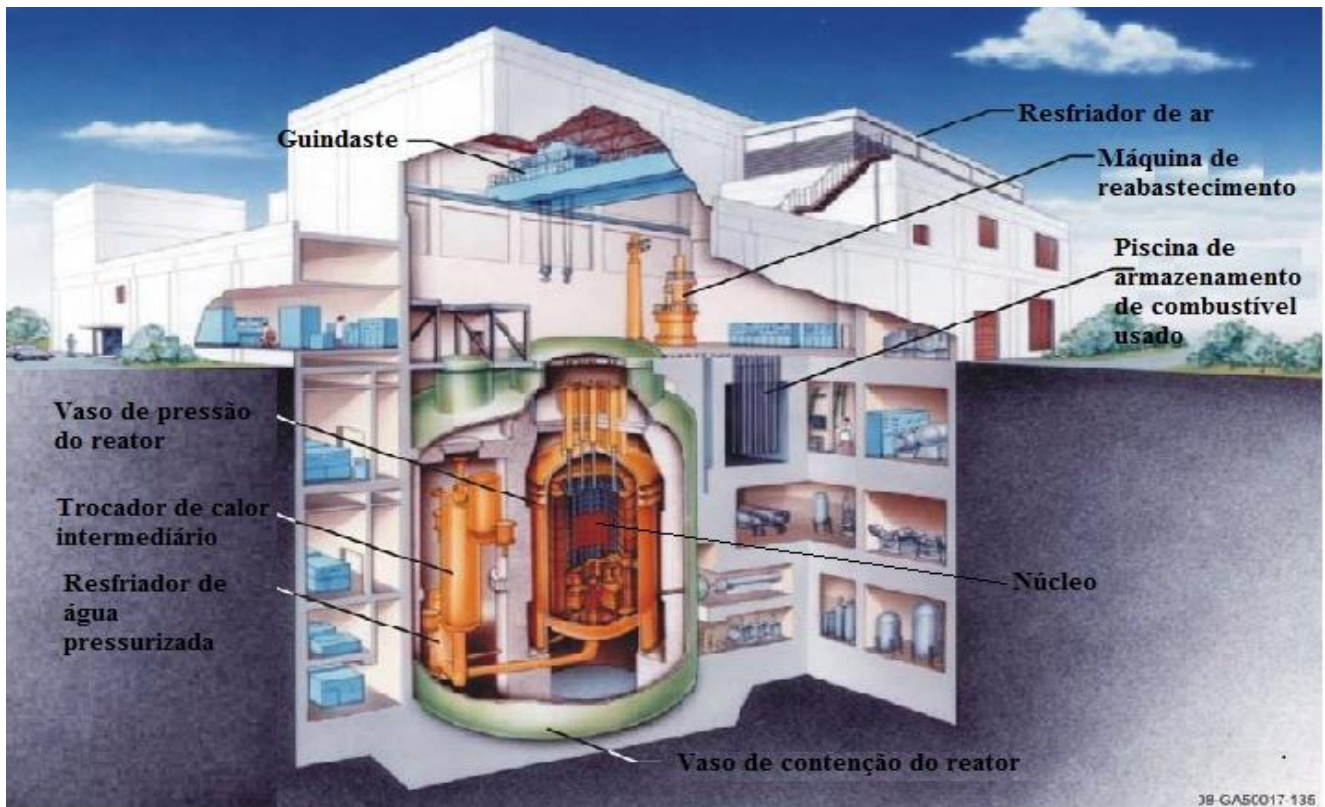
**Fonte: Adaptado de Bess *et al.*, 2009.**

O Reator de Teste de Alta Temperatura foi construído, projetado e é operado pela Agência de Energia Atômica do Japão, *Japan Atomic Energy Agency* (JAEA). Sua potência térmica é de 30 MW. Utiliza grafite como moderador e é resfriado a hélio. Sua construção começou em março de 1991 e terminou em maio de 1996. O funcionamento com combustível começou em julho de 1998 e sua primeira criticalidade foi atingida em novembro de 1998. A primeira operação com potência total ocorreu em dezembro de 2001 (Bess *et al.*, 2009).

Os principais objetivos da pesquisa com o HTTR são:

- Estabelecer e incrementar a tecnologia básica dos HTGRs;
- Realizar vários testes de irradiação para pesquisas básicas em tecnologias inovadoras de reatores de alta temperatura.

Figura 3-2 – Esquema do prédio do HTTR



Fonte: Adaptado de Bess *et al.*, 2009.

### 3.1.1 PROJETO GERAL DO HTTR

O núcleo do reator é projetado para manter todas as características de segurança. O trocador de calor intermediário, *Intermediate Heat Exchanger* (IHX) provê suprimento de hélio limpo e o sistema de controle e instrumentação permite a simulação de acidentes e ocorrências operacionais antecipadas, *Anticipated Operational Occurrences* (AOOs).

Estes são os princípios de segurança do HTTR:

- As partículas de combustível revestidas não devem falhar durante a operação normal e os AOOs. A temperatura máxima durante estes eventos deve ser de 1600°C.
- O reator deve ser desligado com segurança e confiabilidade pelo sistema de barras de controle. Deve existir um sistema de desligamento de reserva, *Reserved Shutdown System* (RSS), independente do sistema de barras de controle.
- Um acidente severo devido à ejeção de barras de controle deve ser evitado.
- Após um acidente ou um AOO e o desligamento do reator, o calor residual deve

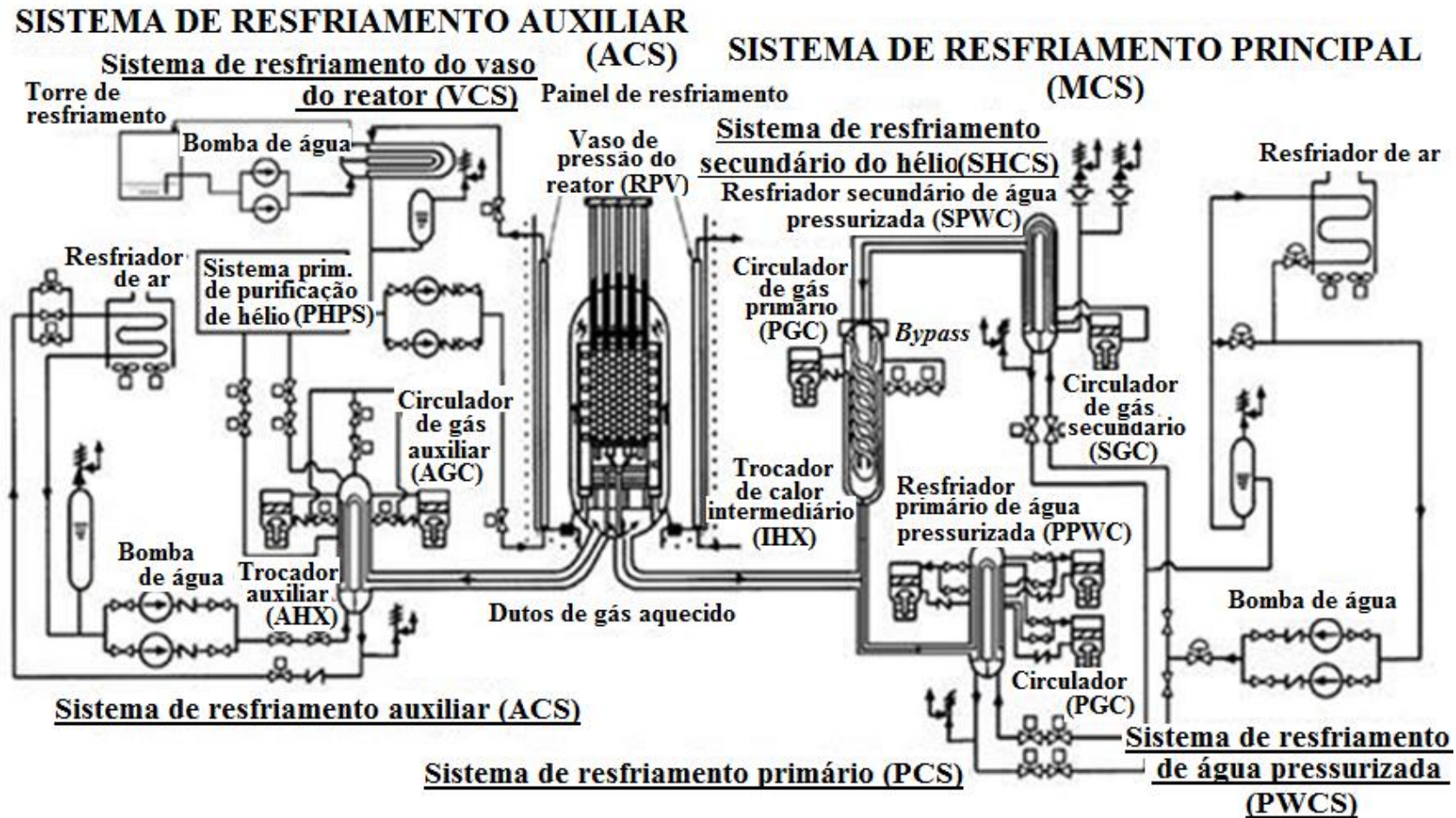


ser removido com segurança e confiabilidade.

- Um vaso de contenção, *Containment Vessel* (CV) deve existir para prevenir a liberação de produtos de fissão e excessiva entrada de ar no núcleo em caso de acidente de despressurização.
- A pressão no sistema de refrigeração a água pressurizada, *Pressurized Water Cooling System* (PWCS), deve ser menor que a do sistema primário de refrigeração de hélio, para que não ocorra a entrada de água no núcleo em caso de ruptura de um tubo do sistema primário de refrigeração de água, *Primary Pressurized Water Cooler* (PPWC).
- A pressão do gás no sistema secundário de refrigeração do hélio, *Secondary Helium Cooling System* (SHCS), deve ser ligeiramente maior que a do sistema primário de refrigeração, *Primary Cooling System* (PCS), para prevenir migração de produtos de fissão do primeiro para o segundo sistema de refrigeração de hélio devido a uma rachadura em um dos tubos do IHX.
- As funções de pressão e resistência ao calor das estruturas onde a maior pressão e a maior temperatura do refrigerante estão presentes são separadas para reduzir a carga mecânica nas estruturas sujeitas a altas temperaturas (IAEA, 2003).

O sistema de refrigeração do HTTR é composto por um sistema de refrigeração principal, *Main Cooling System* (MCS), um sistema de refrigeração auxiliar, *Auxiliary Cooling System* (ACS) e dois sistemas de refrigeração do vaso do reator, *Reactor Vessel Cooling Systems* (VCSs). O MCS remove o calor do reator durante a operação normal, enquanto o ACS e os VCSs funcionam em caso de acidentes removendo o calor residual (IAEA, 2001). O diagrama do sistema de refrigeração do HTTR está esquematizado na Figura 3-3.

Figura 3-3 – Sistemas de resfriamento do HTTR

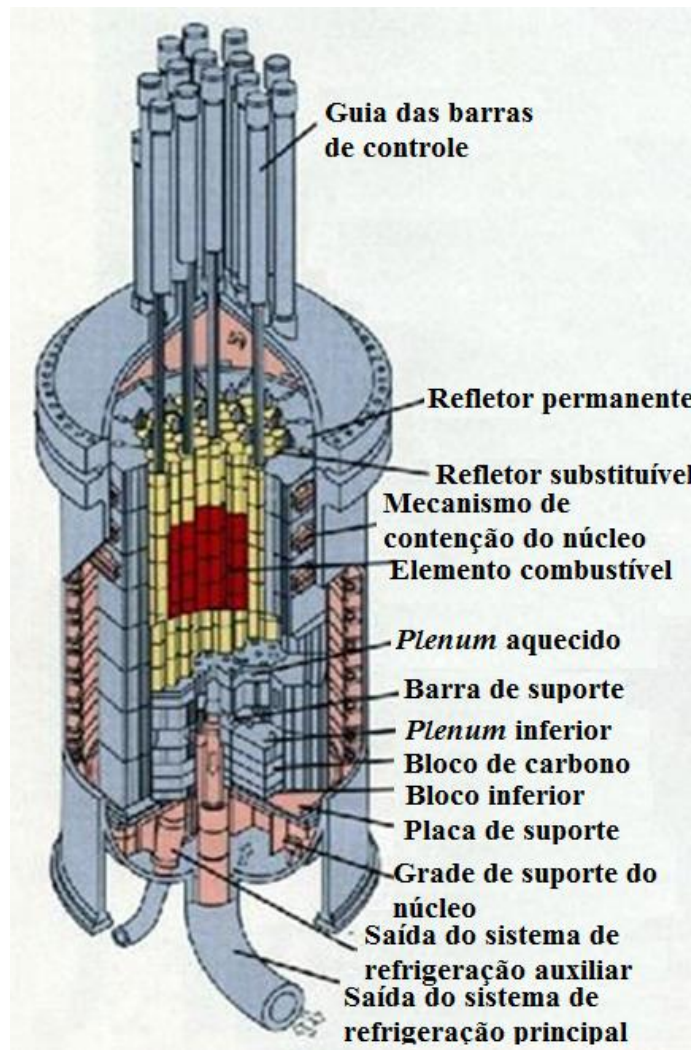


Fonte: Adaptado de Bess *et al.*, 2009.

### 3.1.2 CONFIGURAÇÃO DO NÚCLEO DO HTTR

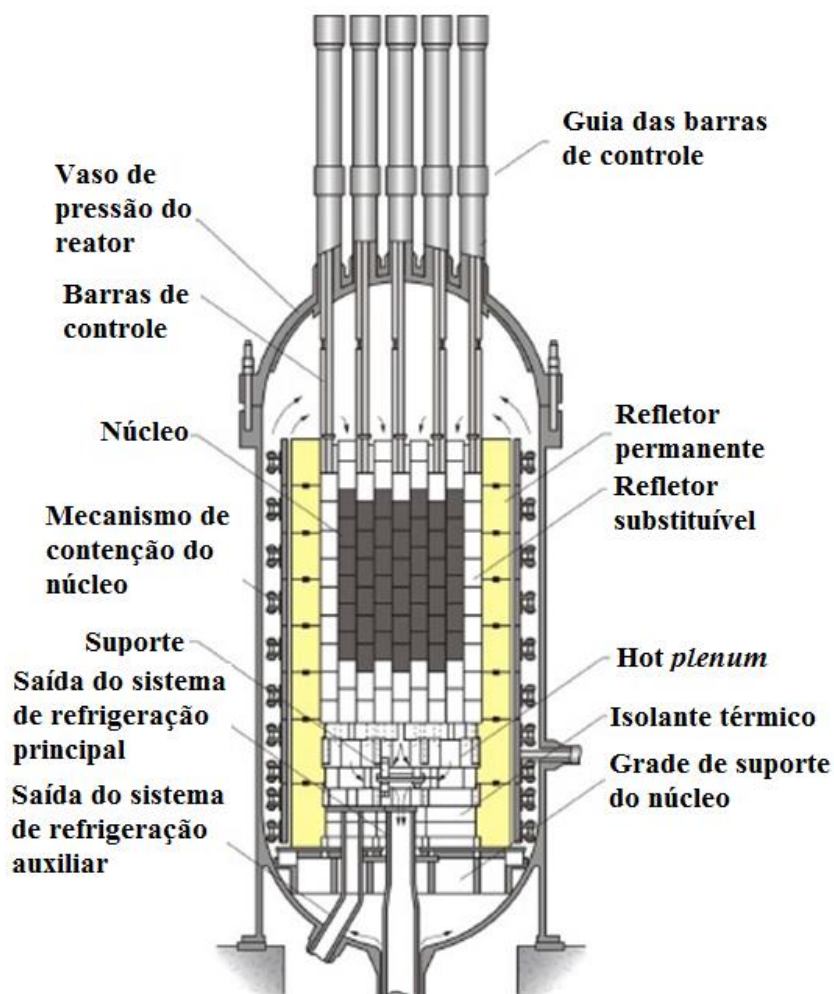
O núcleo anular é um dos mais promissores núcleos para os HTGR's, por causa da sua segurança no caso de acidentes com perda de refrigerante. A remoção do calor é melhorada com o núcleo anular porque o caminho da transferência de calor é encurtado devido à pequena espessura da região do combustível. A temperatura, no caso de um acidente com perda de refrigerante, permanece menor que 1600°C devido ao sistema de resfriamento do vaso do reator, *Vessel Cooling System* (VCS), existente em torno do vaso de pressão. O calor residual será transferido radialmente através das regiões de combustível, dos blocos de refletores e do VCS por condução, radiação e convecção sem qualquer sistema de resfriamento ativo (IAEA, 2003). Nas Figuras 3-4 e 3-5 são mostrados esquemas do vaso de pressão do HTTR e um corte vertical do mesmo com os sistemas de refrigeração e os refletores de grafite, respectivamente.

**Figura 3-4 – Vaso de pressão do HTTR**



Fonte: Adaptado de Bess *et al.*, 2009.

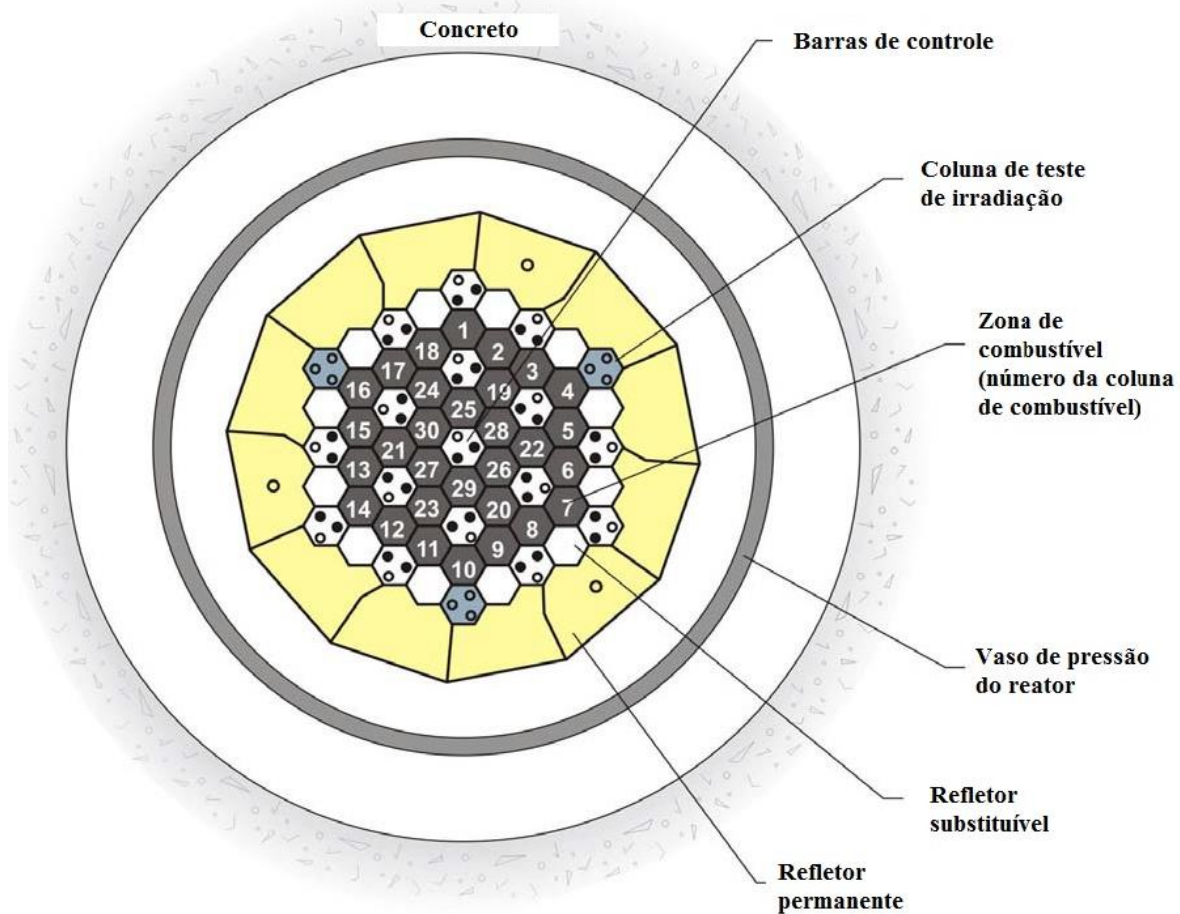
Figura 3-5 – Seção de corte vertical do HTTR



Fonte: Adaptado de Bess *et al.*, 2009.

O núcleo do reator HTTR possui um diâmetro de 2,3 m e uma altura efetiva de 2,9 m. Três diferentes tipos de núcleos foram testados durante os experimentos e entrada do reator em operação: núcleo com 18, 24 e 30 colunas de combustível; esta última quantidade para o núcleo totalmente carregado. No atual trabalho, foram feitas simulações com o núcleo totalmente carregado. Este núcleo contém 30 colunas de combustível, 12 colunas de refletores substituíveis e 19 colunas de barras de controle, cercadas por um refletor permanente de grafite. Um corte horizontal do vaso de pressão do HTTR é mostrado na Figura 3-6. Ela mostra também a distribuição das colunas no núcleo do reator. Na Tabela 3-1 são apresentados os parâmetros geométricos do mesmo.

**Figura 3-6 – Seção de corte horizontal do HTTR**



Fonte: Adaptado de Bess *et al.*, 2009.

**Tabela 3-1 – Parâmetros geométricos do HTTR**

Parâmetro	Valor
Diâmetro equivalente do núcleo	2,3 m
Altura efetiva do núcleo	2,9 m
Número de arranjos de combustível	150
Número de colunas de combustível	30
Número de pares de barras de controle	
No núcleo	7
No refletor	9

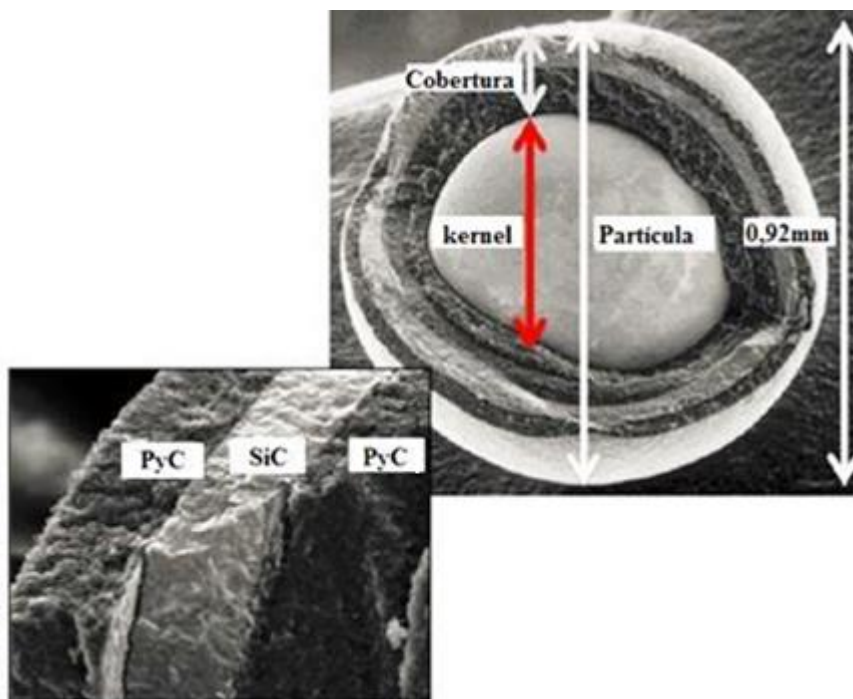
Fonte: Adaptado de Bess *et al.*, 2009.

### 3.1.3 COMBUSTÍVEL DO REATOR HTTR

O combustível do HTTR é formado por pequenas esferas de  $UO_2$  enriquecido, com 0,60 mm de diâmetro e densidade igual a  $10,63 \text{ g/cm}^3$ . Estas pequenas esferas são chamadas

*kernels*. Elas são cobertas por quatro camadas de três materiais isotrópicos, formando uma esfera de 0,92 mm de diâmetro, a TRISO (*Tristructural-isotropic*). As camadas são: uma camada de proteção (*buffer*) feita de carbono poroso, carbono pirolítico (PyC) de baixa densidade; uma camada de PyC de alta densidade; uma camada de material cerâmico, o carboneto de silício (SiC) e mais uma camada de PyC de alta densidade. Na Figura 3-7 é mostrada a foto de uma partícula TRISO. As TRISOs também são chamadas de partículas de combustível revestidas, CFP (*Coated Fuel Particles*).

**Figura 3-7 – TRISO – partícula de combustível revestida**



Fonte: Adaptado de Nabielek, 2015.

As funções dessas camadas são:

- 1ª camada – *Buffer* – PyC de baixa densidade: proporciona volume para a expansão dos gases liberados na fissão e para as variações no volume do *kernel* por causa das variações de temperatura.
- 2ª camada – PyC de alta densidade: funciona como base para a terceira camada.
- 3ª camada – SiC: retém os produtos de fissão (metais e gases) devido à elevada temperatura e dá à TRISO uma grande integridade estrutural.
- 4ª camada – PyC de alta densidade: define uma superfície de ligação para a

compactação, servindo também de barreira para os produtos de fissão.

Na Tabela 3-2, são apresentadas a espessura e a densidade destas camadas.

**Tabela 3-2 – Espessura e a densidade das camadas que envolvem o *kernel***

	<b>1ª Camada (PyC de baixa densidade)</b>	<b>2ª Camada (PyC de alta densidade)</b>	<b>3ª Camada SiC</b>	<b>4ª Camada (PyC de alta densidade)</b>
<b>Espessura (mm)</b>	0,060	0,030	0,025	0,045
<b>Densidade (g/cm<sup>3</sup>)</b>	1,10	1,85	≥3,20	1,85

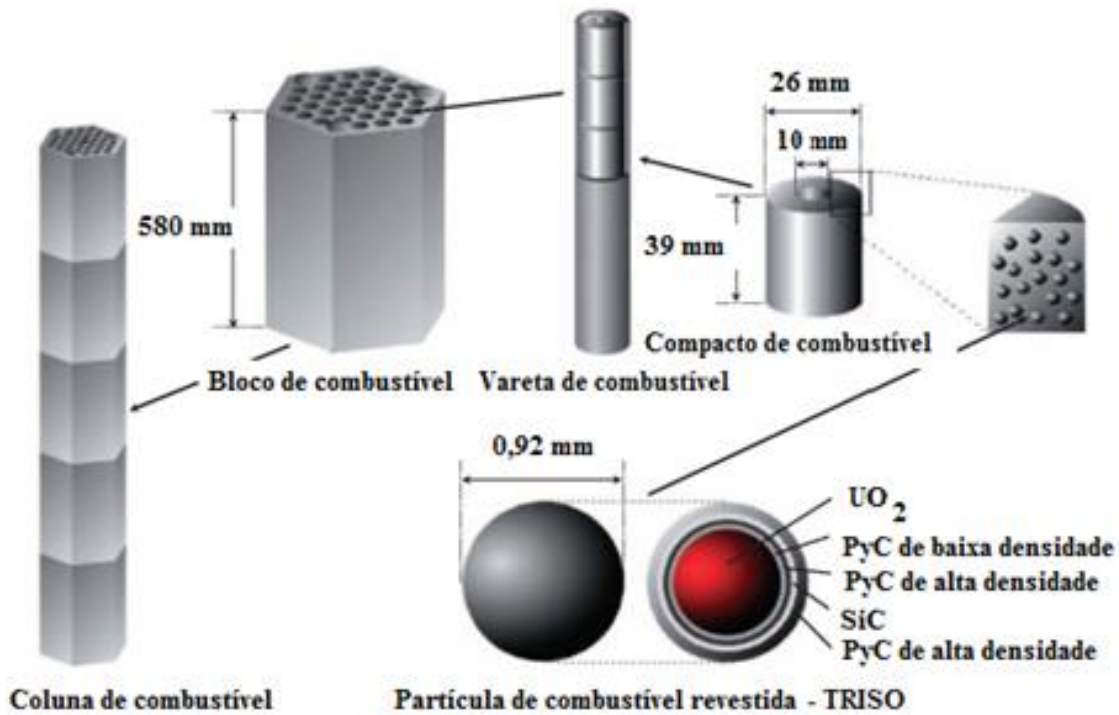
Fonte: Adaptado de Bess *et al.*, 2009.

As partículas TRISO são projetadas para não trincar devido a processos como expansão térmica ou pressão pelos gases de fissão. Elas mantêm a estrutura até temperaturas de 1600°C.

As TRISOs são compactadas em pequenos cilindros ocios de grafite (de densidade igual a 1,70 g/cm<sup>3</sup>) chamados de compacto de combustível, FC (*Fuel Compact*). Esses possuem 10 mm de diâmetro interno, 26 mm de diâmetro externo e 39 mm de comprimento. A fração de compactação é de 30% de TRISO. Cada compacto de combustível contém aproximadamente 13000 TRISOs. São formados por TRISO contendo UO<sub>2</sub> com 12 diferentes enriquecimentos, variando entre 3,4 a 9,9 wt.%. Catorze destes compactos formam arranjos verticais que são as varetas de combustível, que possuem 577 mm de comprimento e 34 mm de diâmetro externo. Estas varetas são inseridas em blocos hexagonais de grafite de 580 mm de comprimento e distância de 360 mm entre as faces planas. Cinco destes blocos empilhados verticalmente formam uma coluna de combustível. No HTTR existem blocos com 33 e 31 varetas de combustível. Na Figura 3-8 estão ilustrados estes elementos.



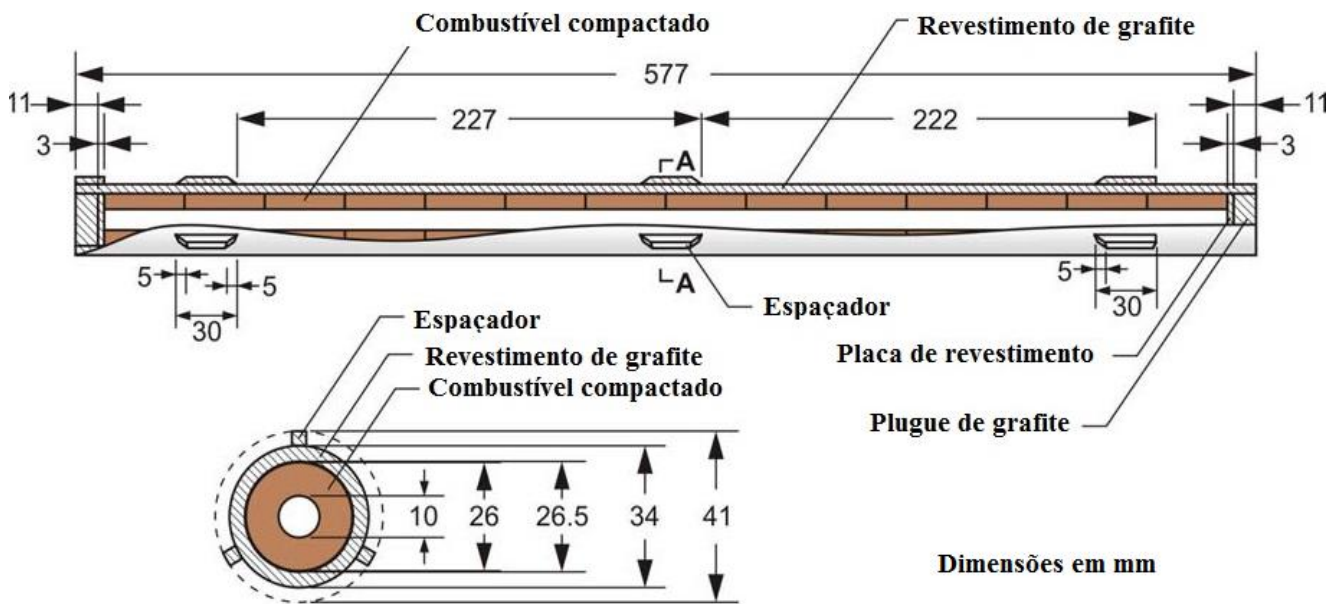
**Figura 3-8 – Coluna, bloco, vareta de combustível, compacto de combustível e partícula de combustível revestida utilizados no HTTR**



Fonte: Adaptado de Bess *et al.*, 2009.

O pino (*pin*) de combustível possui um diâmetro interno de 26,25 mm. Em torno dele existe um revestimento de grafite formando uma vareta de combustível com 34 mm de diâmetro. O orifício no bloco de grafite onde é introduzida a vareta de combustível possui um diâmetro de 41 mm. Existe um *gap* de 3,5 mm de distância entre a vareta de combustível e o bloco de grafite. Por este *gap* passa o refrigerante (gás hélio). O gás flui para baixo dentro dos blocos de combustível. Na Figura 3-9 são mostrados detalhes da vareta de combustível.

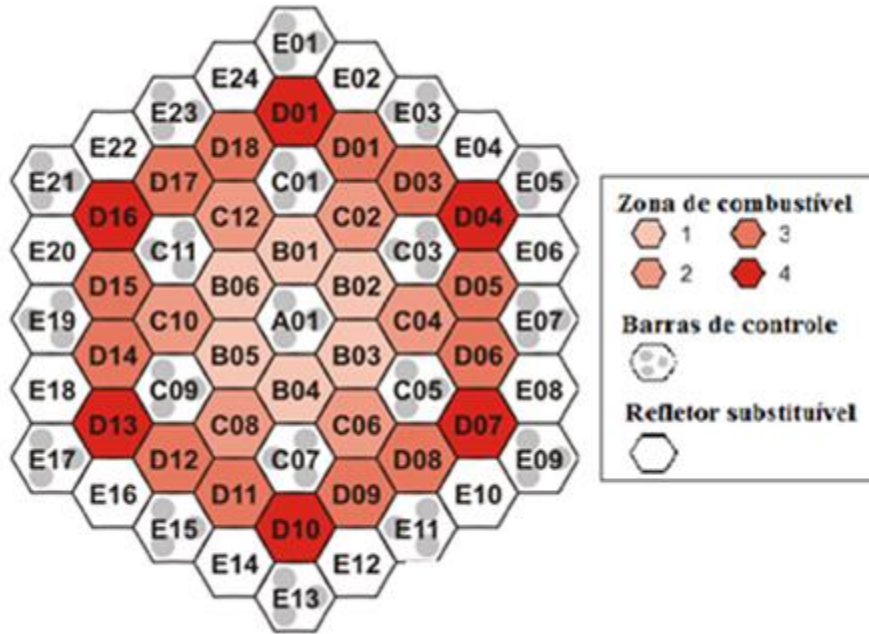
**Figura 3-9 – Vareta de combustível do HTTR**



Fonte: Adaptado de Bess *et al.*, 2009.

No núcleo do HTTR existem 30 colunas de combustível, 12 colunas de refletores de grafite substituíveis e 19 colunas de barras de controle. Na Figura 3-10 é mostrada a distribuição das colunas no núcleo do reator. As colunas de combustível possuem urânio com 12 diferentes enriquecimentos (entre 3,4 e 9,9 wt.%). Os diferentes graus de enriquecimento formam os quatro tipos de colunas de combustível mostrados na Figura 3-11. As colunas das zonas 1 e 2 possuem 33 varetas de combustível. As colunas das zonas 3 e 4 possuem 31 varetas de combustível. Nas zonas externas, as condições térmicas e de irradiação tornam-se mais severas e por isto as colunas dessas áreas possuem 31 varetas de combustível. Uma coluna de combustível completa é formada por dois blocos de grafite (refletor substituível) que ficam no topo, 5 blocos de combustível e 2 blocos de grafite (refletor substituível) que ficam na parte de baixo, como ilustrado na Figura 3-11. Os segundos e terceiros blocos possuem pastilhas (*pellets*) com venenos queimáveis e são mais enriquecidos que os outros blocos. O índice na parte superior da fração em cada bloco representa o enriquecimento do urânio (wt.%) na TRISO e o índice na parte inferior representa a quantidade boro natural nas varetas (UO<sub>2</sub>/Boro).

Figura 3-10 – Colunas de combustível, de barras de controle e de refletor substituível no núcleo do HTTR



Fonte: Adaptado de Bess *et al.*, 2009.

Figura 3-11 – Enriquecimento do combustível e concentração de boronatural, em percentuais, nas colunas do HTTR de acordo com as zonas

Zona 1	Zona 2	Zona 3	Zona 4
6,7 / 2,0	7,9 / 2,0	9,4 / 2,0	9,9 / 2,0
5,2 / 2,5	6,3 / 2,5	7,2 / 2,5	7,9 / 2,5
4,3 / 2,5	5,2 / 2,5	5,9 / 2,5	6,3 / 2,5
3,4 / 2,0	3,9 / 2,0	4,3 / 2,0	4,8 / 2,0
3,4 / 2,0	3,9 / 2,0	4,3 / 2,0	4,8 / 2,0

Fonte: Adaptado de Bess *et al.*, 2009.

A distribuição inicial de potência no núcleo do HTTR de acordo com as quatro zonas de combustível é apresentada na Tabela 3-3. As camadas axiais são correspondentes aos blocos de combustível apresentados na Figura 3-11. Nos blocos de grafite a potência é zero.

**Tabela 3-3 – Distribuição inicial de potência no núcleo do HTTR de acordo com as zonas de combustível**

Camada axial de combustível	Número da zona de combustível		
	1	2	3+4
1	0,031944	0,033058	0,096679
2	0,060489	0,062328	0,170170
3	0,060698	0,057048	0,158590
4	0,033081	0,034271	0,095860
5	0,021392	0,022164	0,062224

Fonte: Adaptado de IAEA, 2003.

### 3.1.4 PARÂMETROS TERMOFLUIDODINÂMICOS DO HTTR

A temperatura de saída do refrigerante com o reator em carga total é de 850°C ou 950°C. O modo de operação do reator a 850°C é definido como modo de operação fracionado, *rated operation mode* e o modo de operação a 950°C é chamado de modo de operação de alta temperatura, *high temperature operation mode*. A operação do HTTR a 950°C não é permitida durante toda a vida do núcleo inicial. Testes como os de segurança e irradiação não são permitidos no modo de alta temperatura. Apenas os testes para os processos de utilização de calor a alta temperatura são permitidos a 950°C. A vida útil do HTTR deve ser de 20 anos, operando com uma carga de 60%. Aproximadamente, 97% da potência do reator é removida pelo MCS, com a vazão de hélio sendo de 12,4 kg/s no modo de operação fracionada e 10,2 kg/s no modo de alta temperatura. Os parâmetros termofluidodinâmicos do HTTR são mostrados na Tabela 3-4.

**Tabela 3-4 – Parâmetros termofluidodinâmicos do HTTR**

Parâmetro	Valor
Potência térmica	30 MW
Densidade de potência média	2,5 W/cm <sup>3</sup>
Temperatura de entrada do refrigerante	395 °C
Temperatura de saída do refrigerante	850 °C (Modo de operação fracionado) 950 °C (Modo de operação em alta temperatura)
Limite de temperatura do combustível	1600 °C
Pressão do refrigerante	4 MPa
Vazão do hélio	12,4 kg/s (Modo de operação fracionado) 10,2 kg/s (Modo de operação em alta temperatura)

Fonte: Adaptado de Fujikawa *et al.*, 2004.

A seguir, descrevem-se alguns trabalhos que foram utilizados como referências para comparação dos resultados obtidos nesta tese.

### 3.1.5 ARTIGOS RELACIONADOS

Han *et al.* (2006) desenvolvem uma análise termo-hidráulica para reatores resfriados a gás com o objetivo de avaliar a utilização, nestes reatores, de combustíveis anulares. Combustíveis anulares possuem um canal de refrigeração dentro da vareta de combustível. O objetivo da utilização deste *design* inovador é aumentar a temperatura do refrigerante sem aumentar a temperatura do combustível, já que dentro da vareta de combustível as temperaturas são mais elevadas. Para tal, foi utilizado o código MATRA desenvolvido pelo Instituto de Pesquisa em Energia Atômica da Coreia, KAERI (*Korea Atomic Energy Research Institute*). Este código foi criado para a análise de estados estacionários e transitórios de reatores PWR que utilizam varetas de combustível, mas tem sido adaptado para reatores resfriados a gás. Na validação do MATRA para reatores a gás, foi realizada uma análise das propriedades que necessitam ser modificadas como a transferência de calor e a condutividade entre as varetas de combustível, os blocos de grafite e o refrigerante. Fêz-se também uma análise das propriedades do hélio que necessitam ser modificadas para a implementação no código. Realizaram-se cálculos de um único canal e de múltiplos canais de refrigeração. O

mais interessante é que, para a validação do código, foram utilizados dados do reator HTTR, simulados pelo JAERI. Nestes, podem ser vistos os perfis de temperatura axial do hélio, do bloco de grafite e das superfícies interna e externa da vareta de combustível. Estes valores de temperatura foram utilizados para ajustar o modelo e calcular a fração de transferência de calor entre o combustível e o grafite, e entre o grafite e o refrigerante, assim como o fator de perda de carga do canal de refrigeração. Após o ajuste do modelo aos valores fornecidos para a vareta de combustível do HTTR, foi simulado um modelo de combustível anular. Neste modelo, procurou-se o diâmetro interno que proporcionasse a maior temperatura na superfície interna do combustível.

Neste artigo, pode ser vista, com clareza, a metodologia de validação do código e do modelo. Podem também ser extraídos os dados gerados pelo JAERI para uma vareta de combustível e um canal de refrigeração de um bloco do reator HTTR.

Takada *et al.* (2004) utilizam o código FLOWNET para fazer uma simulação termo-hidráulica do HTTR com o objetivo de avaliar a temperatura máxima do combustível na operação normal do reator e em ocorrências antecipadas. O cálculo com o código FLOWNET consiste de ramos unidimensionais e nodos de pressão que são junções ou estão localizados nos terminais dos ramos. Cada ramo possui uma área, um comprimento, um diâmetro hidráulico e um coeficiente de perda de pressão equivalentes aos dos canais do reator. A temperatura do combustível foi calculada pelo código de análise de temperatura TEMDIM, utilizando um modelo cilíndrico baseado na distribuição de potência que inclui a distribuição local de potência, a vazão do refrigerante na coluna de combustível e os fatores de *hot spot*. A temperatura máxima corresponde à temperatura da superfície interna do compacto de combustível. Os resultados mostraram que a temperatura máxima do combustível foi de 1463 °C, estando abaixo da máxima permitida, 1600 °C. Perfis de temperatura axiais ao longo do núcleo foram construídos, mostrando as temperaturas do refrigerante, bloco de grafite, do revestimento e da superfície interna do compacto de combustível. Os valores das temperaturas foram calculados para o modo de operação fracionado (850 °C) e para o modo de alta temperatura (950 °C).

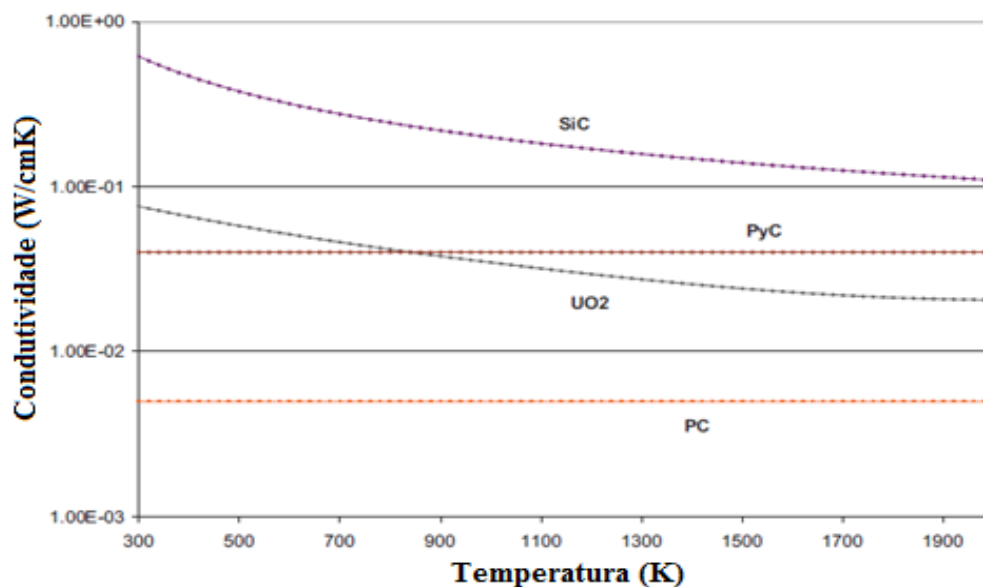
Como os valores foram calculados para um canal, podem-se comparar estes valores aos calculados neste trabalho.

Ortensi e Ougouag (2009) apresentam um modelo de condução térmica utilizando as diferentes camadas da TRISO com o objetivo de obter um melhor *feedback* de temperatura em transientes para reatores tipo HTR resfriados a gás e moderados a grafite. Salientam que

os *feedbacks* de temperatura do efeito Doppler, do moderador e do refletor são os mais importantes mecanismos para a segurança passiva dos HTRs. Utilizam o acoplamento dos códigos CYNOD-THERMIX-KONVEX para fazer a simulação de uma célula de combustível e obter as temperaturas empregando o modelo de célula heterogênea, que chamam de modelo explícito. Também é feita uma análise de transitórios através do código RELAP5-3D, simulando o reator PBMR-400, que é um reator tipo *pebble-bed* americano,

A Figura 3-12 apresenta os valores da condutividade térmica para os materiais que compõem a TRISO, de acordo com a temperatura. Estes valores foram utilizados na primeira versão da simulação do HTTR.

**Figura 3-12 – Condutividades térmicas para as camadas constituintes da TRISO**

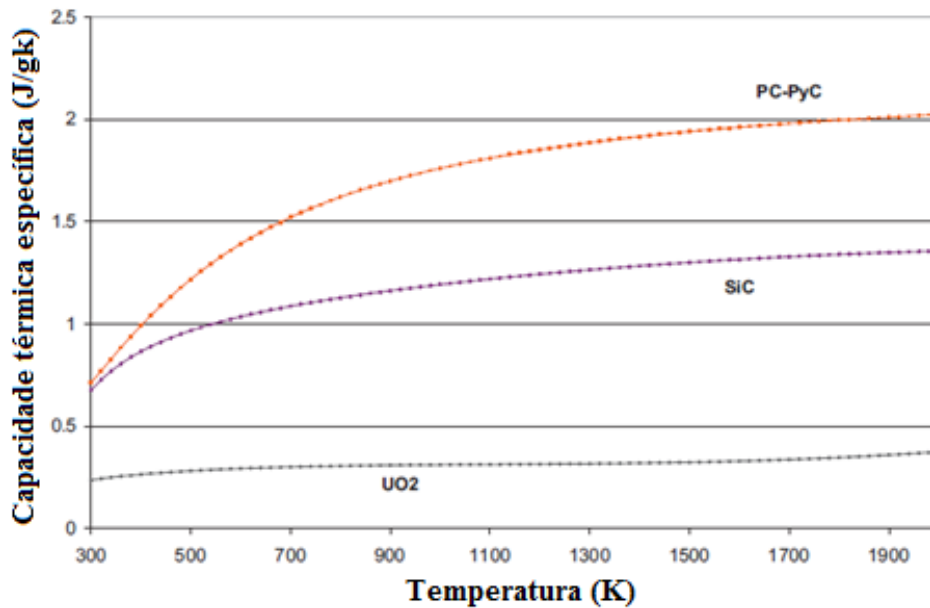


Fonte: Adaptado de Ortensi e Ougouag, 2009.

Enquanto os valores da condutividade térmica podem ser encontrados em diversas fontes (Garnaud *et al.*, 2015; IAEA, 2003) os valores da capacidade térmica dos materiais são mais difíceis de serem encontrados. Na Figura 3-13 são apresentados os valores da capacidade térmica dos materiais que compõem a TRISO de acordo com a temperatura. Na simulação com o RELAP5-3D, estes foram os dados utilizados.

Ortensi e Ougouag demonstram que, o modelo proposto é mais adequado e que é importante a presença de um *gap* no modelo explícito para que sejam obtidas temperaturas mais adequadas em relação àquelas do modelo homogêneo.

**Figura 3-13 – Capacidade térmica específica das camadas constituintes da TRISO**



Fonte: Adaptado de Ortensi e Ougouag, 2009.

Garnaud *et al.* (2015) realizam uma modelagem da condução térmica em compactos de combustível com partículas TRISO. Utilizam o método de homogeneização das camadas heterogêneas das partículas para avaliar as variações de temperatura em micro e macro escala. O método é validado utilizando-se dados do reator HTTR. A Tabela 3-5 apresenta os valores médios das dimensões e da condutividade térmica das camadas da TRISO para materiais não irradiados a 1300 °C.

**Tabela 3-5 – Dimensões e condutividade térmica das camadas da partícula TRISO e da matriz de grafite**

Material	Raio ( $\mu\text{m}$ )	Condutividade Térmica ( $\text{W K}^{-1} \text{m}^{-1}$ )
UO <sub>2</sub>	$r_0 = 300$	$\kappa_0 = 2,4$
PyC de baixa densidade	$R_1 = 360$	$\kappa_1 = 1,1$
PyC de alta densidade	$R_2 = 390$	$\kappa_2 = 3,5$
SyC	$R_3 = 415$	$\kappa_3 = 13$
PyC de alta densidade	$R_4 = 460$	$\kappa_4 = 3,5$
Matriz de Grafite	-	$\kappa_m = 44$

Fonte: Adaptado de Garnaud *et al.*, 2015.



Os autores calcularam a condutividade térmica equivalente, ETC (*Equivalent Thermal Conductivity*) para três tipos de estruturas cristalinas: cúbica simples, SC (*Simple Cubic*); corpo centrado, BC (*Body Centered*) e cúbica de face centrada, FCC (*Face-Centered Cubic*). Também variam o número de esferas por célula utilizada. Os valores diferiram em cerca de 1%. A Tabela 3-6 mostra os valores da condutividade encontrados.

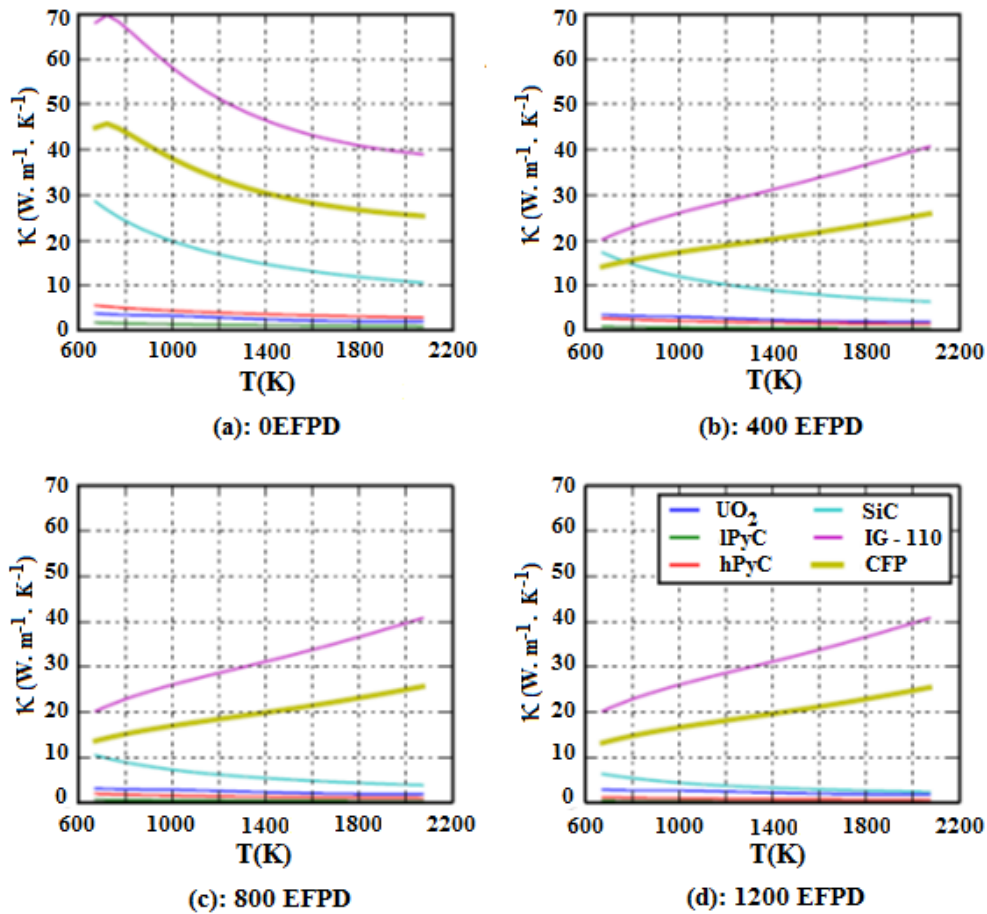
**Tabela 3-6 – Resultados da homogeneização da condutividade térmica**

	Estrutura		
	SC	BCC	FCC
$K_{eq} (W K^{-1} m^{-1})$	0,690	0,691	0,691

Fonte: Adaptado de Garnaud *et al.*, 2015.

Porém, como verificado pelos autores, a condutividade térmica da matriz de grafite bem como de todos os materiais que compõem a TRISO variam fortemente com a temperatura e a irradiação. Na Figura 3-14 é mostrada a evolução da condutividade térmica dos diversos materiais com a temperatura para diversos níveis de irradiação, o que pode ser verificado pelo número de dias de funcionamento do reator, dias de operação efetivos à potência total, EFPD (*Effective Full Power Days*).

**Figura 3-14 – Evolução da condutividade térmica dos diversos materiais com a temperatura para diversos níveis de irradiação no reator HTTR**



Fonte: Adaptado de Garnaud *et al.*, 2015.

Enquanto no grafite IG-110, utilizado nos blocos de combustível não irradiados, a condutividade decresce com a temperatura, o contrário ocorre quando ele é irradiado. Já o SiC apresenta uma condutividade decrescente em relação ao tempo de funcionamento do reator, embora a taxa de decaimento seja menor ao longo do tempo. Os outros elementos da partícula TRISO ( $\text{UO}_2$ ,  $\text{IPyC}$  e  $\text{hPyC}$ ) apresentam uma leve queda na condutividade ao longo do tempo, sendo que, a partir de 800 dias essas condutividades permanecem praticamente constantes. A partícula de combustível revestida (CFC) tem um comportamento semelhante ao do grafite. A adequada utilização da condutividade térmica é importante, principalmente na análise de transitórios de acidentes, como AOO e LOFC, pois a temperatura do combustível não pode exceder  $1600\text{ }^\circ\text{C}$  (Garnaud *et al.*, 2015).

### 3.2 METODOLOGIA UTILIZADA NA NODALIZAÇÃO DO HTTR

O núcleo do reator HTTR foi simulado para estudar o comportamento térmico do mesmo. Foi utilizado o modelo de cinética pontual. Como o RELAP5 foi inicialmente desenvolvido para simular LWR, o seu modelo hidrodinâmico original utiliza dois fluidos, para permitir a mistura de água e vapor. O hélio, no HTTR, é um gás não condensável e existe em apenas uma fase, comportando-se como um gás ideal (Huda e Obara, 2008). Além de definir o cartão 110 do RELAP5 como “*helium*”, definiu-se também como *noncondensable*.

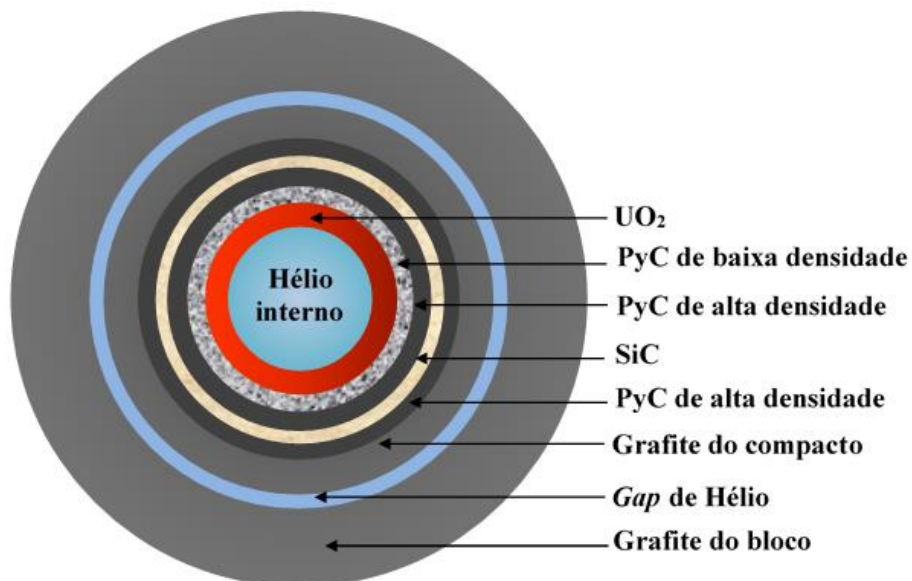
Os coeficientes de perda de carga dos canais foram ajustados para conseguir-se a vazão adequada.

Na nodalização desenvolvida, cada coluna de combustível foi representada por 3 estruturas de calor (HS) e um *pipe*, este, simulando um canal de refrigeração. A primeira e a terceira estruturas de calor são apenas de grafite, representando os blocos de grafite da Figura 3-11. A segunda estrutura de calor de cada canal possui elemento combustível e representa os cinco blocos de combustível de cada coluna. As dimensões do canal de refrigerante (*pipe*) dependem do bloco representado, se com 33 varetas de combustível (zonas 1 e 2), ou 31 varetas (zonas 3 e 4). Na Figura 3-15 é mostrada a forma da HS utilizada considerando o combustível heterogêneo. A quantidade de cada material é calculada para uma vareta de combustível e então multiplicada pelo número de varetas de cada bloco. A quantidade de grafite do bloco é dividida pelo número de varetas de combustível do bloco. Na HS o grafite externo corresponde a esta quantidade. Na Figura 3-16 é mostrada a forma da HS utilizada considerando o combustível homogêneo.

Na simulação com o combustível homogêneo foram utilizados os valores de condutividade térmica apresentados na Tabela 3-6 e para a simulação com o combustível heterogêneo foram utilizados os valores apresentados na Tabela 3-5.

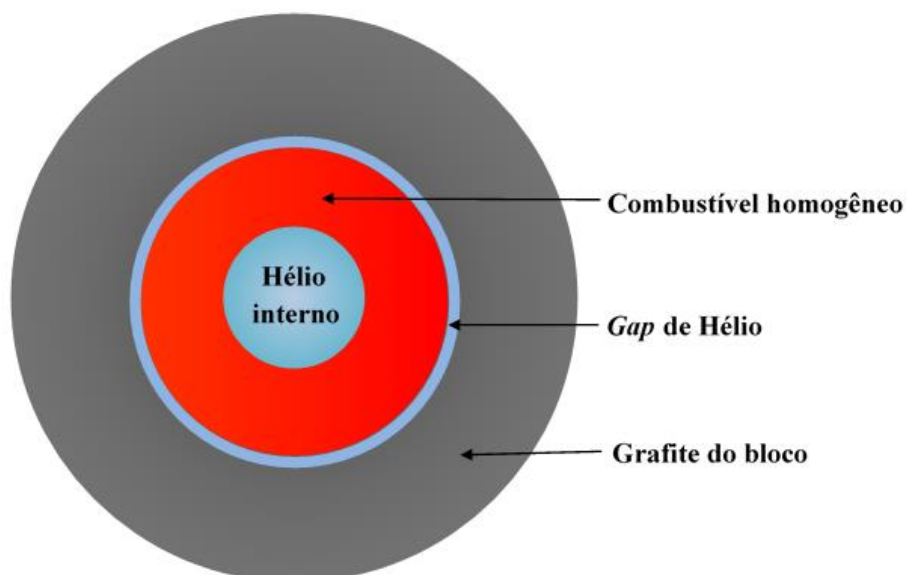
A Tabela 3-7 mostra os *mesh points* de acordo com as camadas de material da estrutura de calor. Mostra também o raio correspondente utilizado para cada material.

**Figura 3-15 – Célula da estrutura de calor utilizada na nodalização do núcleo do HTTR com o combustível heterogêneo**



Fonte: Elaborado pelo autor.

**Figura 3-16 – Célula da estrutura de calor utilizada na nodalização do núcleo do HTTR com o combustível homogêneo**



Fonte: Elaborado pelo autor.

**Tabela 3-7 – Mesh points e raios de acordo com as camadas de material da HS da célula do HTTR.**

Mesh point	Combustível Heterogêneo		Combustível Homogêneo	
	Material	Raio (10 <sup>-3</sup> m)	Material	Raio (10 <sup>-3</sup> m)
3	Hélio interno	5,000	Hélio interno	5,000
5	UO <sub>2</sub>	6,081	Combustível homogêneo	13,000
7	PyC de baixa densidade	6,761		
9	PyC de alta densidade	7,165		
11	SiC	7,532		
13	PyC de alta densidade	8,259		
15	Grafite do compacto	13,000		
17	Gap de hélio	13,100	Gap de hélio	13,100
20	Grafite do bloco	28,413 (33)*	Grafite do bloco	28,413 (33)*
		29,591 (31)*		29,591 (31)*

\*número de varetas

Fonte: Elaborado pelo autor.

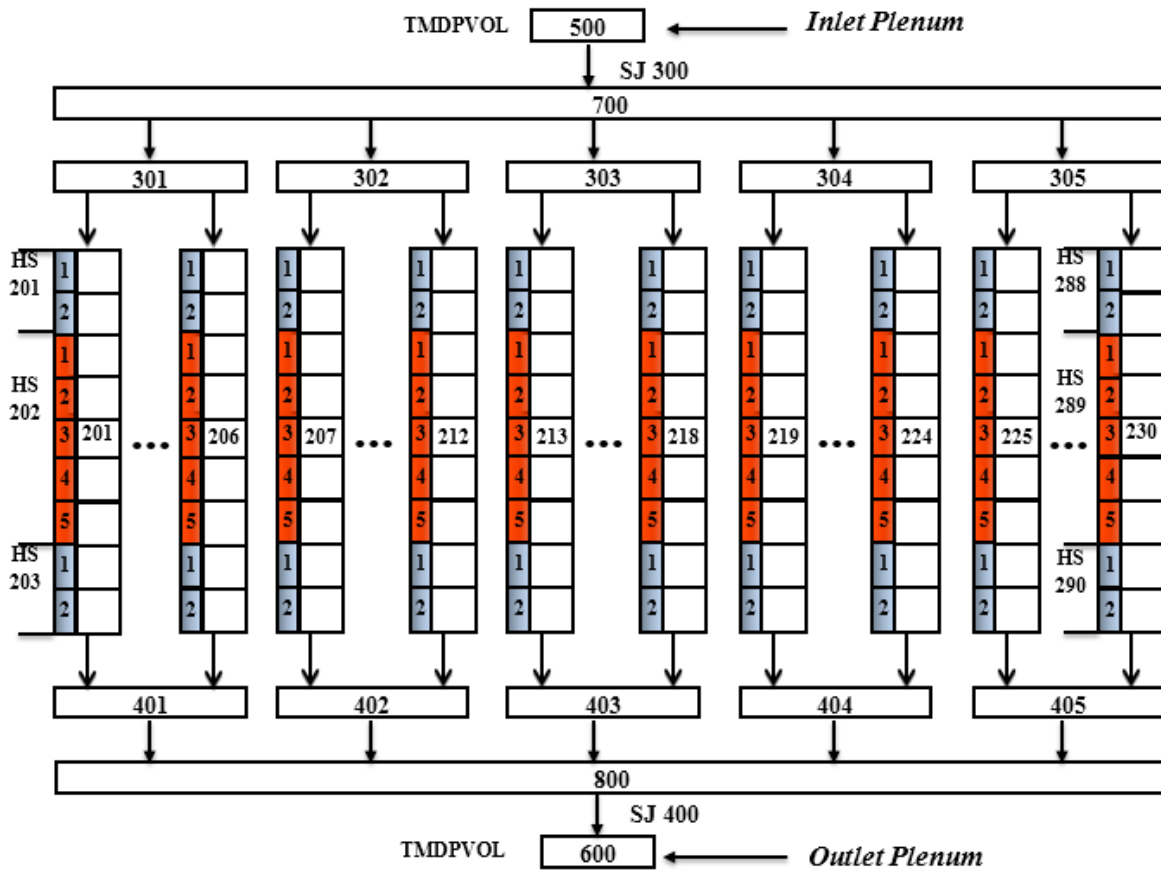
Na Figura 3-17 é ilustrada a nodalização do núcleo do HTTR. As colunas de combustível são representadas pelos *pipes* de 201 a 230 e pelas HS correspondentes, de 201 a 290. A cada *pipe* estão relacionadas 3 HSs. *Pipes* de 201 a 206 possuem 33 varetas de combustível e representam a zona de combustível 1, representada na Figura 3-10. Suas HSs correspondentes são de 201 a 218. *Pipes* de 207 a 212 também possuem 33 varetas de combustível e correspondem à zona 2, com as HS de 219 a 236. Os *pipes* de números 213 a 224 representam colunas com 31 varetas de combustível (zona 3) e suas HSs associadas são de número 237 a 272. *Pipes* de 225 a 230 também representam colunas com 31 varetas de combustível (zona 4) e estão associados às HS de 273 a 290. Os *pipes* são divididos em 9 volumes axiais, e as HSs são divididas em 2, 5 e 2 volumes axiais, respectivamente. Estas correspondem às colunas como mostrado na Figura 3-11. Cada volume axial tem uma altura de 0,58 m.

O volume dependente do tempo, *Time Dependent Volume* (TMDPVOL) 500 e a junção simples, *Single Junction* (SJ) 300 representam a entrada do refrigerante no núcleo, que se chama *Inlet Plenum*. O TMDPVOL 600 e a SJ 400 representam a saída do refrigerante do

núcleo, que se denomina *Outlet Plenum*.

Foram realizadas simulações no modo de operação fracionado e no modo de operação a alta temperatura. Os resultados foram comparados com aqueles encontrados no *benchmark* de referência.

**Figura 3-17 – Esquema da nodalização do HTTR**



TMDVOL – *Time Dependent Volume* – Volume dependente do tempo

SJ – *Single Junction* – Junção Simples

HS – *Heat Structure* – Estrutura de calor

Fonte: Elaborado pelo autor.

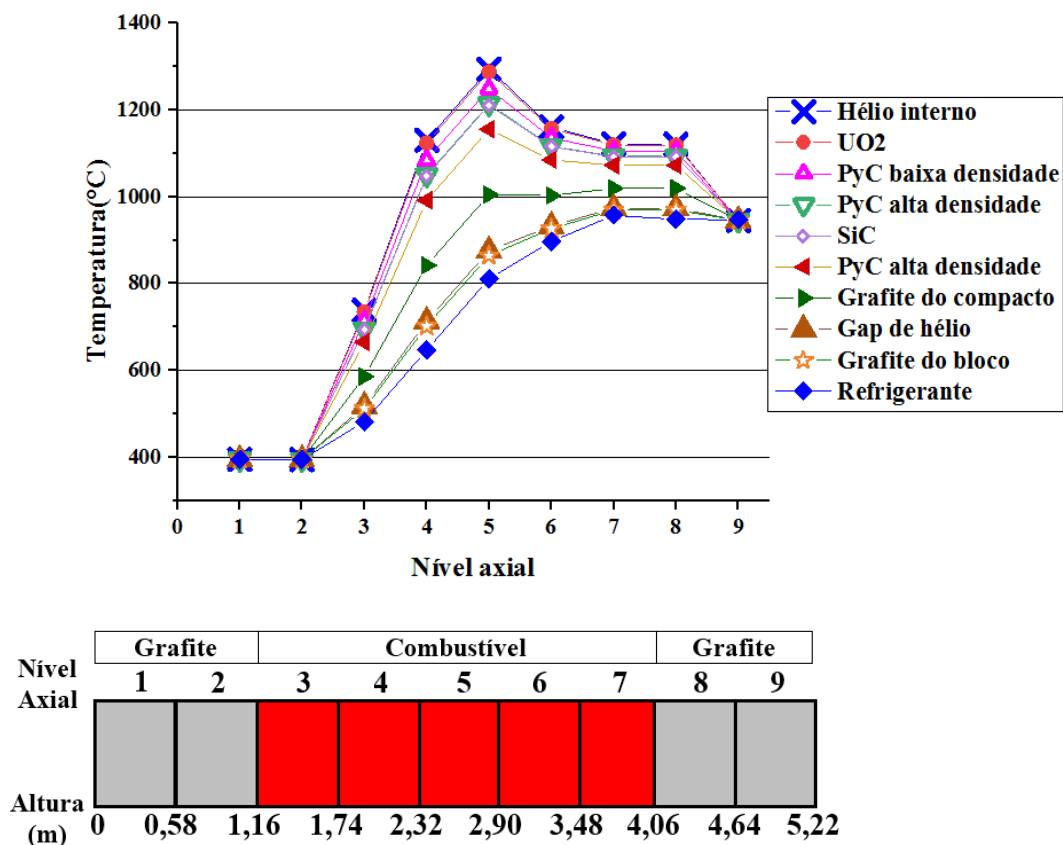
### 3.3 RESULTADOS DO HTTR

#### 3.3.1 SIMULAÇÃO DE UMA CÉLULA DE COMBUSTÍVEL

Realizou-se, inicialmente a simulação de uma célula de combustível para o HTTR, tendo em vista o combustível homogêneo e o combustível heterogêneo, conforme os parâmetros descritos na Tabela 3-7. A célula consiste de uma HS com as dimensões determinadas na tabela e um pipe com uma área de vazão de  $13,607 \times 10^{-3} \text{ m}^2$ .

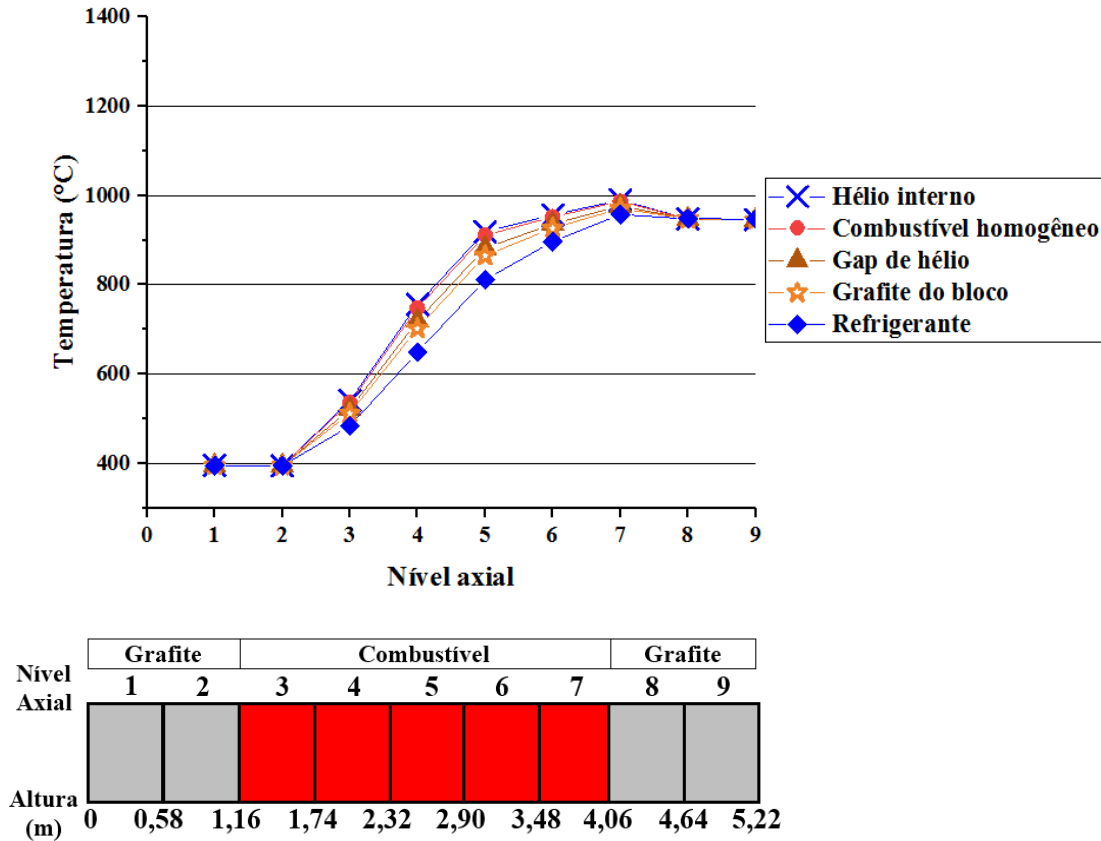
As Figuras 3-18 e 3-19 apresentam os gráficos dos resultados obtidos para o combustível heterogêneo e para o combustível homogêneo no Modo de Alta Temperatura, isto é, saída a  $950 \text{ }^\circ\text{C}$ , ao longo dos níveis axiais. As temperaturas do combustível heterogêneo são maiores do que as do combustível homogêneo.

**Figura 3-18 – Temperaturas axiais para a célula do HTTR com combustível heterogêneo**



Fonte: Elaborado pelo autor.

**Figura 3-19 – Temperaturas axiais para a célula do HTTR com o combustível homogêneo**



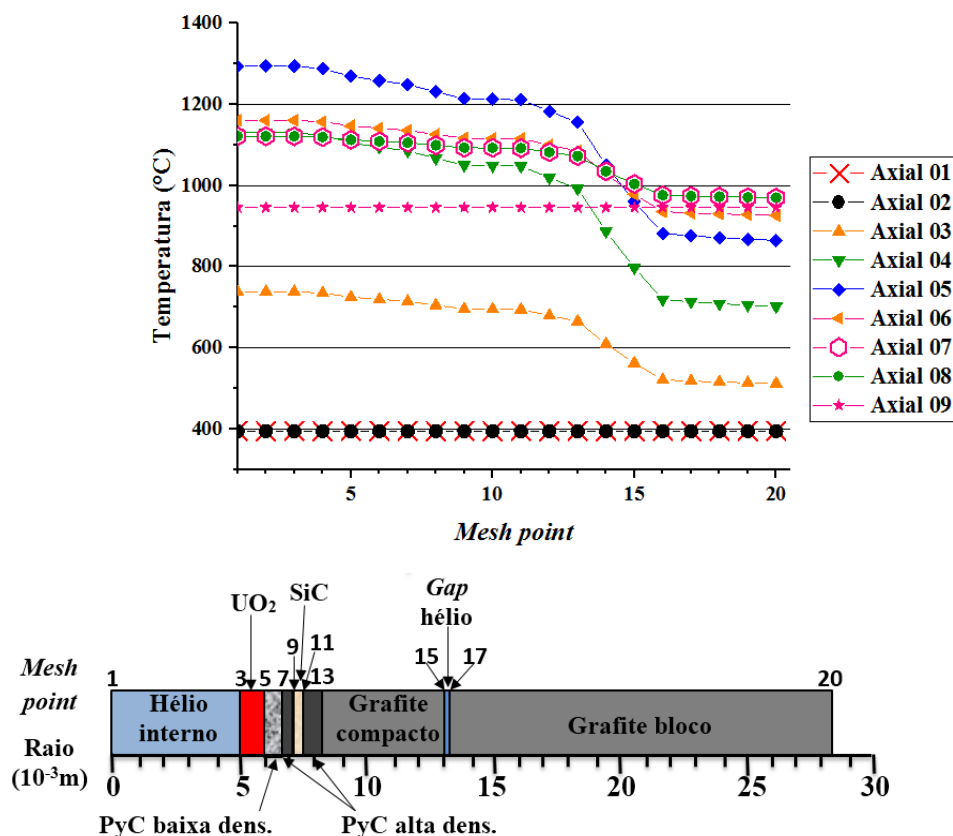
Fonte: Elaborado pelo autor.

No combustível, a diferença entre as temperaturas médias das duas simulações é de 151 °C, caindo para 2 °C no final do bloco de grafite e sendo a mesma no refrigerante. As temperaturas do combustível adotadas foram as médias. Os perfis das temperaturas axiais dos dois modos do combustível são bem distintos. O combustível homogêneo apresenta perfis mais suaves e com pequena variação de temperatura entre o hélio do interior da vareta e o refrigerante (20°C). A temperatura máxima de toda a célula foi de 990 °C e ocorreu no hélio interno do compacto e no centro da vareta de combustível (*mesh point 3*), no nível axial 07. O perfil de temperatura do combustível heterogêneo possui uma grande diferença nos perfis do hélio interno e do combustível. Eles apresentam um pico no nível axial 05, no meio da coluna de combustível. A maior temperatura de toda a estrutura também foi encontrada no hélio interno e no centro da vareta de combustível (*mesh point 3*), sendo esta de 1294 °C. As principais temperaturas de toda a célula são apresentadas na Tabela 3- 8.



As Figuras 3-20 e 3-22 apresentam os perfis de temperatura radiais da célula de combustível para o combustível heterogêneo e para o combustível homogêneo, respectivamente. Os perfis para o combustível homogêneo são mais regulares e suaves, sendo que, existe um aumento de temperatura praticamente constante ao longo do canal, apenas os dois últimos volumes axiais, que são formados de grafite, apresentaram uma leve queda. Já os perfis radiais para o combustível heterogêneo apresentam mais variações. As temperaturas centrais apresentadas foram muito mais altas do que as do homogêneo, e houve uma queda abrupta na região do *gap* de hélio e do grafite do bloco. Quanto mais alta foi a temperatura no centro do compacto, maior foi a queda de temperatura ao longo da estrutura e, principalmente, no *gap* de hélio e no grafite do bloco. Esta configuração mostrou-se mais eficaz na diminuição da temperatura ao longo da estrutura, embora tenha produzido maiores temperaturas.

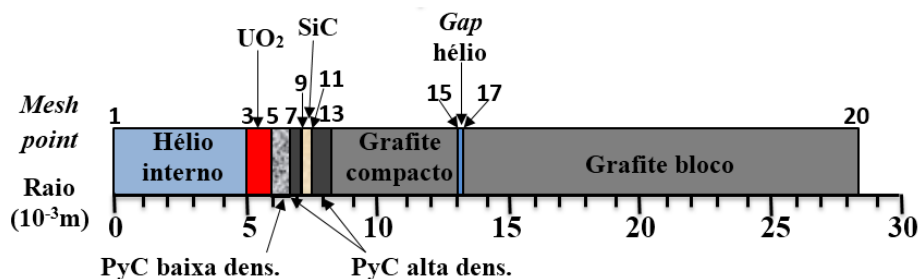
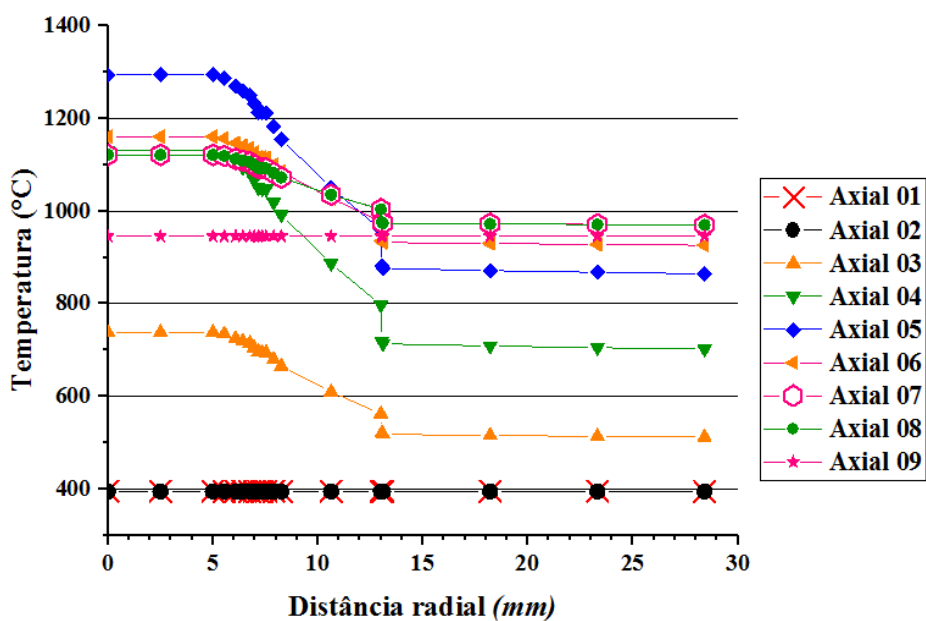
**Figura 3-20 – Temperaturas radiais para a célula do HTTR com o combustível heterogêneo de acordo com os *mesh points***



Fonte: Elaborado pelo autor.

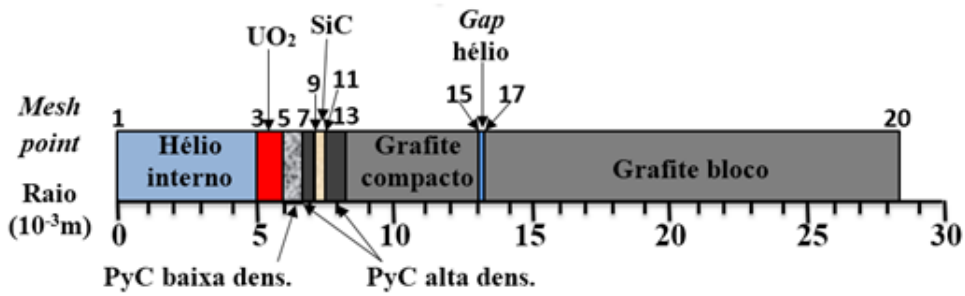
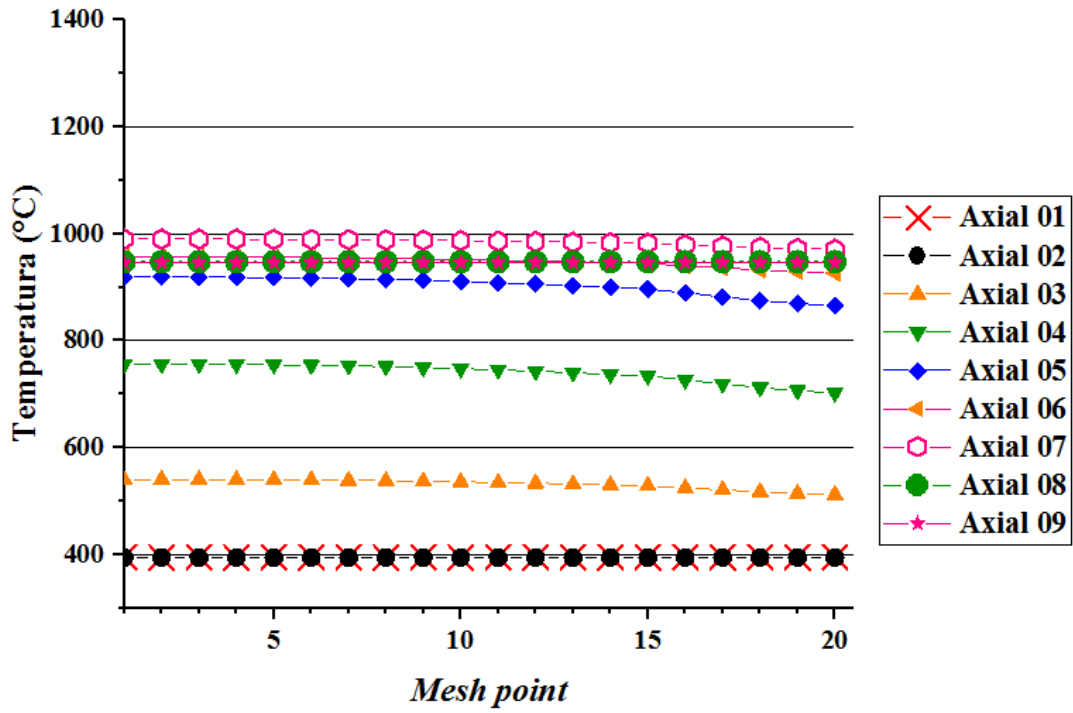
As Figuras 3-21 e 3-23 apresentam os mesmos perfis de temperatura radiais para a célula do HTTR mas com os raios em milímetros. Embora intuitivamente seja mais fácil observar os gráficos desta maneira, fica mais difícil observar o que acontece dentro de cada material, pois os *mesh points* não possuem a mesma distância. Como os raios do combustível e suas camadas são bem menores do que os raios do grafite do bloco, a região do combustível, quando apresentada em milímetros, fica condensada em um pequeno espaço, tornando difícil a visualização do perfil. Devido a este fator, deu-se preferência à apresentação das distâncias radiais em *mesh point*.

**Figura 3-21 – Temperaturas radiais da célula do HTTR para o combustível heterogêneo com o raio em mm**



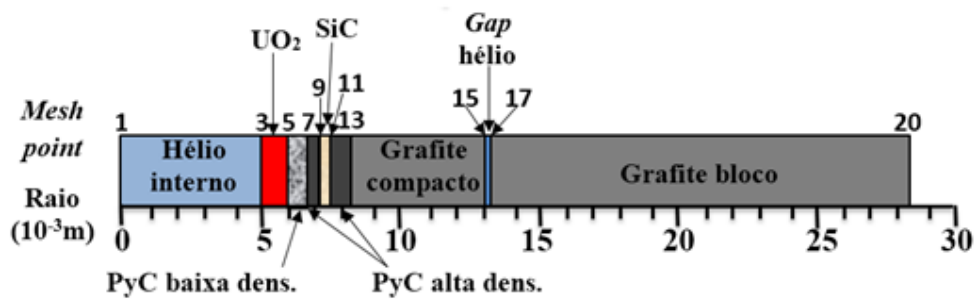
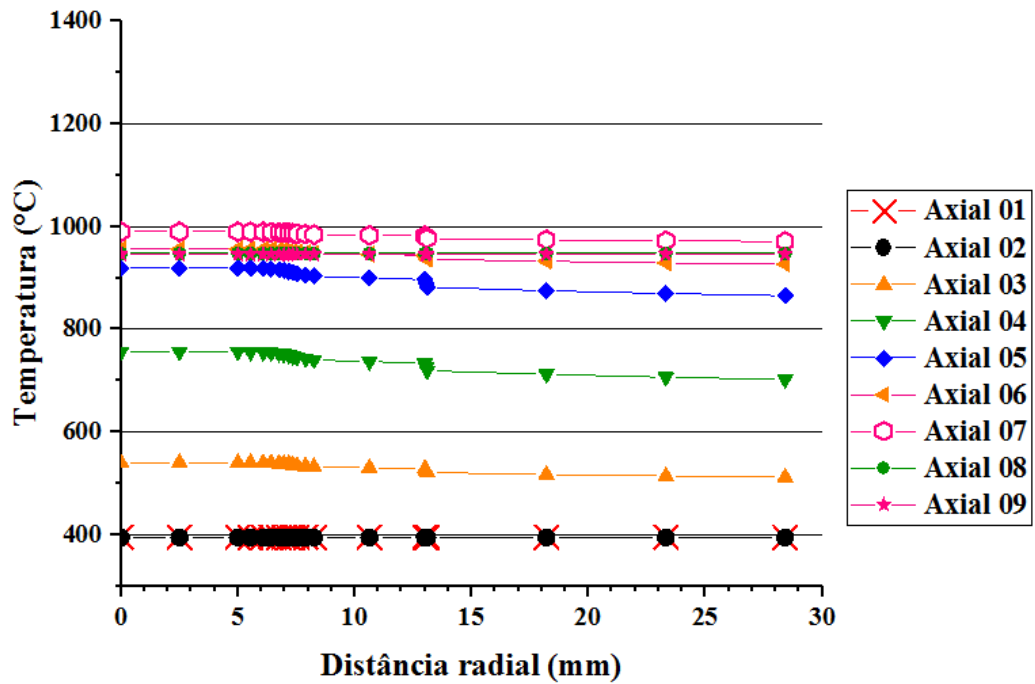
Fonte: Elaborado pelo autor.

Figura 3-22 – Temperaturas radiais da célula do HTTR com o combustível homogêneo de acordo com os *mesh points*



Fonte: Elaborado pelo autor.

Figura 3-23 – Temperaturas radiais da célula do HTTR com o combustível homogêneo com os raios em mm



Fonte: Elaborado pelo autor.

**Tabela 3-8 – Principais temperaturas para a célula de combustível do HTTR no modo de Alta Temperatura**

Material	Combustível Heterogêneo		Combustível Homogêneo	
	Temperatura Média (°C)	Temperatura Máxima (°C)	Temperatura Média (°C)	Temperatura Máxima (°C)
hélio	922,4	1294,6	760,4	989,7
UO <sub>2</sub>	917,9	1294,6	760,4	989,7
PyC de baixa densidade	907,5	1258,8	759,3	988,7
PyC de alta densidade	895,9	1231,3	758,1	987,6
SiC	888,1	1212,8	756,4	986,0
PyC de alta densidade	875,8	1182,9	754,4	984,1
Grafite do compacto	822,1	1050,1	751,9	981,9
Gap de hélio	759,5	976,1	746,4	974,22
Grafite do bloco	744,4	972,4	739,9	970,7

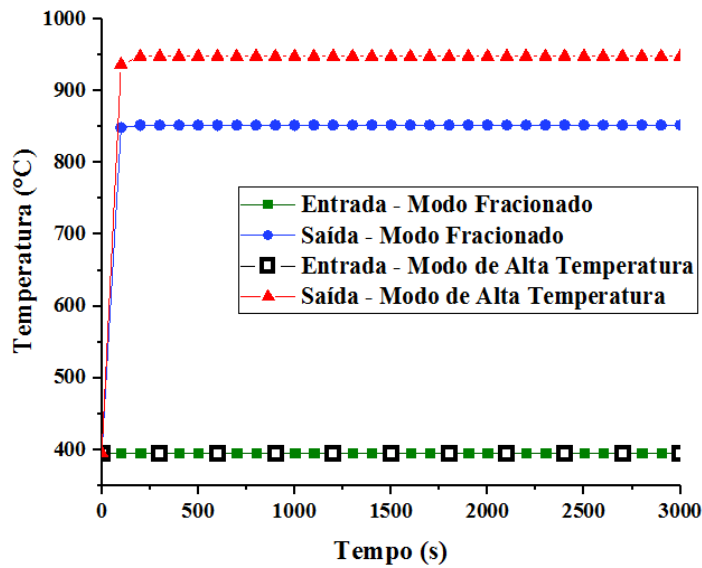
Fonte: Elaborado pelo autor.

### 3.3.2 SIMULAÇÃO DO NÚCLEO

A Figura 3-24 apresenta as temperaturas de entrada e saída do refrigerante no estado estacionário para o modo de operação fracionado e para o modo de operação a alta temperatura. A temperatura de entrada é a mesma para os dois modos, 350 °C. A temperatura de saída é 853 °C para o modo fracionado e 948 °C para o modo de alta temperatura. Os valores estão muito próximos aos valores fixados na literatura, 850 °C e 950 °C (Fujikawa *et al.*, 2004).

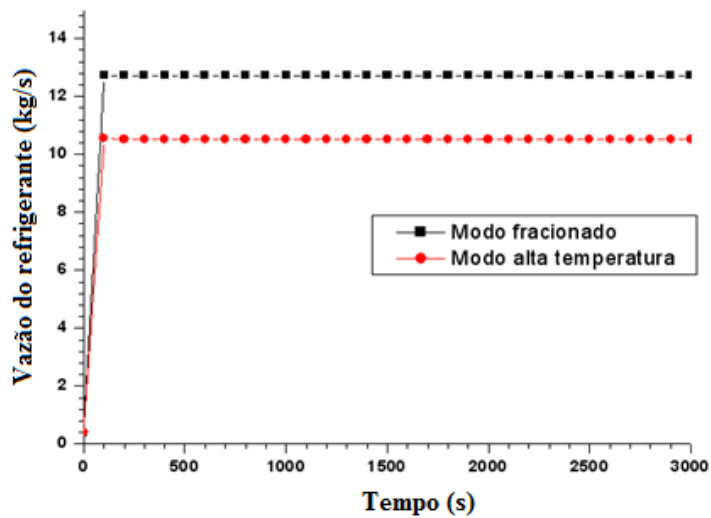
Na Figura 3-25 está representada a vazão do refrigerante para os dois modos. Para o modo fracionado a vazão encontrada foi de 12,7 kg/s e para o modo de alta temperatura de 10,5 kg/s. O que também está bem próximo dos valores da referência, 12,4 e 10,2 kg/s, respectivamente (Fujikawa *et al.*, 2004).

Figura 3-24 – Temperatura do refrigerante no modo fracionado e no modo de alta temperatura



Fonte: Elaborado pelo autor.

Figura 3-25 – Vazão do refrigerante no modo fracionado e no modo de alta temperatura

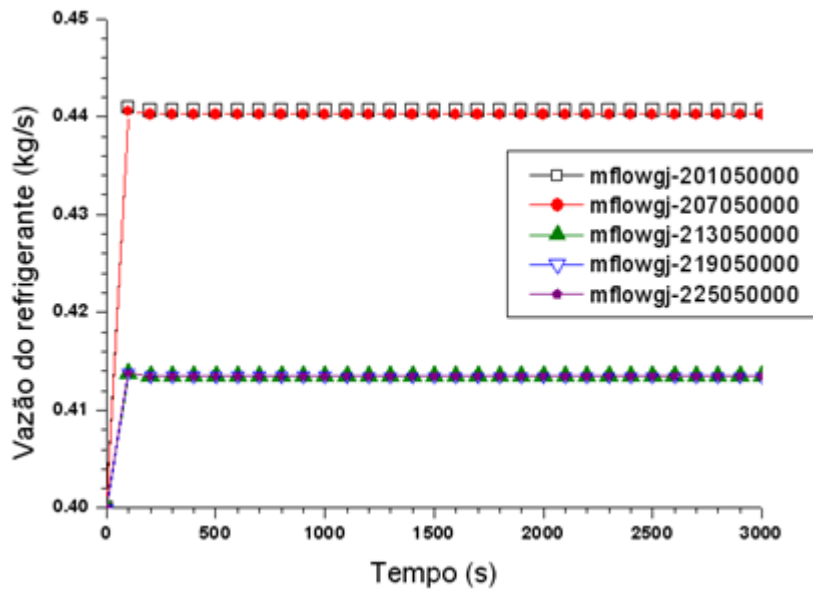


Fonte: Elaborado pelo autor.

A vazão do hélio para o modo de operação fracionado nos canais 201 (0,44 kg/s), 207 (0,44 kg/s), 213 (0,41 kg/s), 219 (0,41 kg/s) e 225 (0,41 kg/s) é apresentada na Figura 3-26. A vazão nos canais 201 a 212 e nos canais 213 a 230 é a mesma porque possuem o mesmo número de varetas de combustível (33 e 31) e, portanto, a mesma área de vazão. Os valores

estão dentro do esperado.

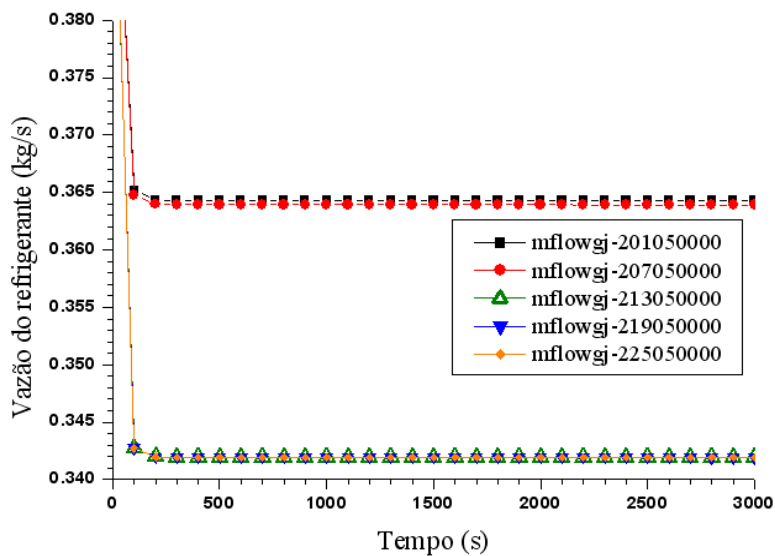
**Figura 3-26 – Vazão do refrigerante para o modo fracionado nos canais 201, 207, 213, 219 e 225**



Fonte: Elaborado pelo autor.

Na Figura 3-27 é mostrada a vazão no modo de operação de alta temperatura nos canais 201 (0,36 kg/s), 207 (0,36 kg/s), 213 (0,34 kg/s), 219 (0,34 kg/s) e 225 (0,34 kg/s). Os valores também estão dentro do esperado, de acordo com dados de referência.

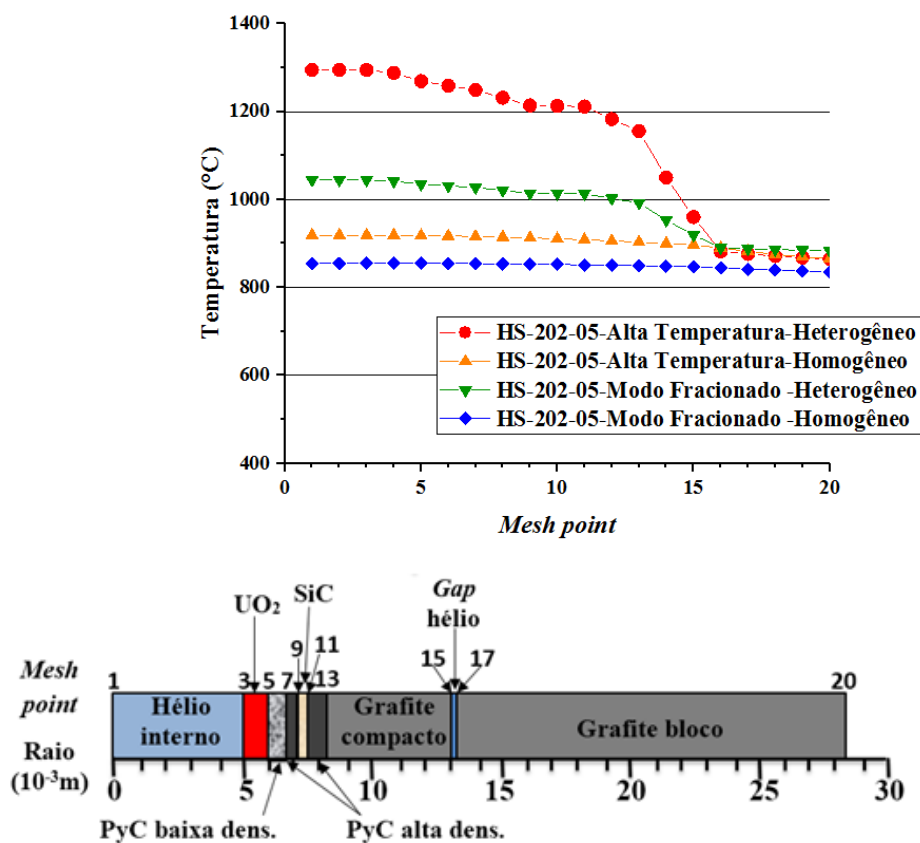
**Figura 3-27 – Vazão do refrigerante para o modo de alta temperatura nos canais 201, 207, 213, 219 e 225**



Fonte: Elaborado pelo autor.

Na Figura 3-28 são apresentadas as temperaturas nas HSs com o combustível heterogêneo e com o combustível homogêneo em ambos os modos de operação, de acordo com os *mesh points*, ou seja, a distribuição radial de temperatura nas estruturas de calor. As temperaturas foram tomadas no nível axial 5 da HS, que é o nível onde terminam os blocos com combustível. A diferença de temperatura entre o centro da estrutura de calor, primeiro *mesh point*, e a fronteira com o refrigerante, *mesh point* 20, é pequena para o combustível homogêneo, 19 °C nos dois modos de temperatura do reator. Para o combustível heterogêneo, tanto no modo de Alta Temperatura como no modo Fracionado, esta diferença foi de 160 °C. Como esperado, a temperatura é maior nos *meshes* iniciais onde está o combustível e decresce até o refrigerante. Os perfis de temperatura mantiveram a mesma forma daqueles observados anteriormente, quando observados no modo Fracionado. Apenas as temperaturas foram menores.

**Figura 3-28 – Distribuição radial de temperatura no nível axial 5 nos modos de Alta Temperatura e Fracionado**



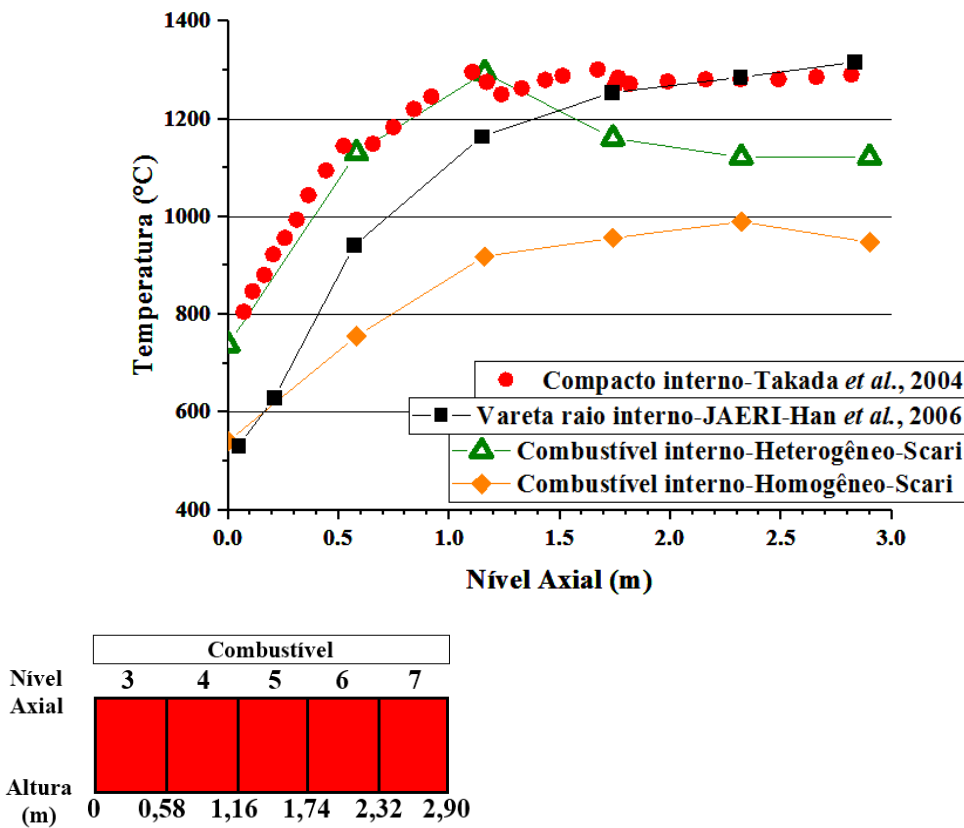
Fonte: Elaborado pelo autor.

As temperaturas axiais na estrutura de calor 201 no *mesh point* 2, ou seja, no raio



interno do combustível, são apresentadas na Figura 3-29. Temos também as temperaturas obtidas no modelo, comparadas com as temperaturas encontradas na literatura (Takada *et al.*, 2004 e Han *et al.*, 2006). As temperaturas do combustível simuladas ficaram abaixo daquelas simuladas no trabalho comparado. A diferença de temperatura entre os valores obtidos varia de 295 °C em relação a Takada *et al.* (2004) e 310 °C em relação a Han *et al.* (2006). As temperaturas no modelo estão subestimadas, embora o perfil esteja condizente com os dados comparativos. Para o combustível heterogêneo, até cerca de 1 metro, os valores estiveram bem próximos aos de Tadaka *et al.* (2004), atingindo o mesmo ponto máximo de temperatura, a partir daí, porém os perfis e os valores divergiram.

**Figura 3-29 – Comparação das temperaturas axiais do raio interno do combustível com a literatura**

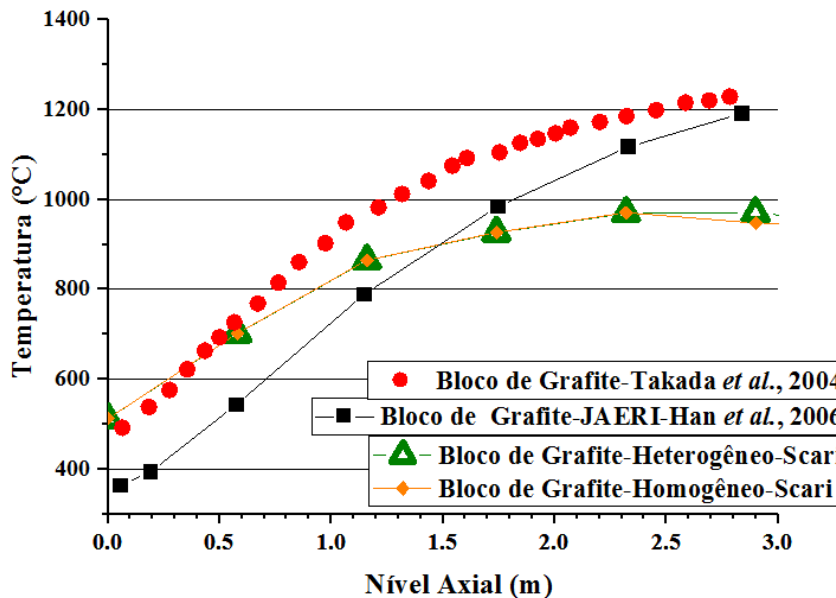


Fonte: Elaborado pelo autor.

A Figura 3-30 apresenta a comparação entre as temperaturas obtidas no *mesh point* 20, ou seja, o final do bloco de grafite. As temperaturas também foram bem menores do que as esperadas. Na temperatura final, a diferença encontrada nesta pesquisa para o trabalho de

Takada *et al.* (2004) foi de 239 °C e, para o trabalho de Han *et al.* (2006), de 202 °C. Há que se verificar, primeiramente, o aumento da temperatura e depois a transferência de calor entre as partes da célula de combustível. Tanto o combustível homogêneo quanto o heterogêneo, apresentaram as mesmas divergências em relação às simulações realizadas pelas referências.

**Figura 3-30 – Comparação das temperaturas axiais do bloco de grafite com a literatura**



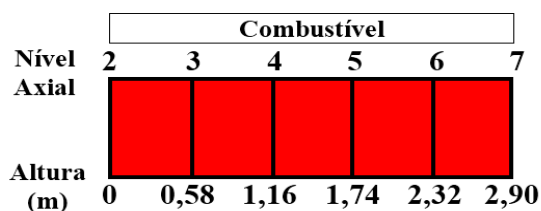
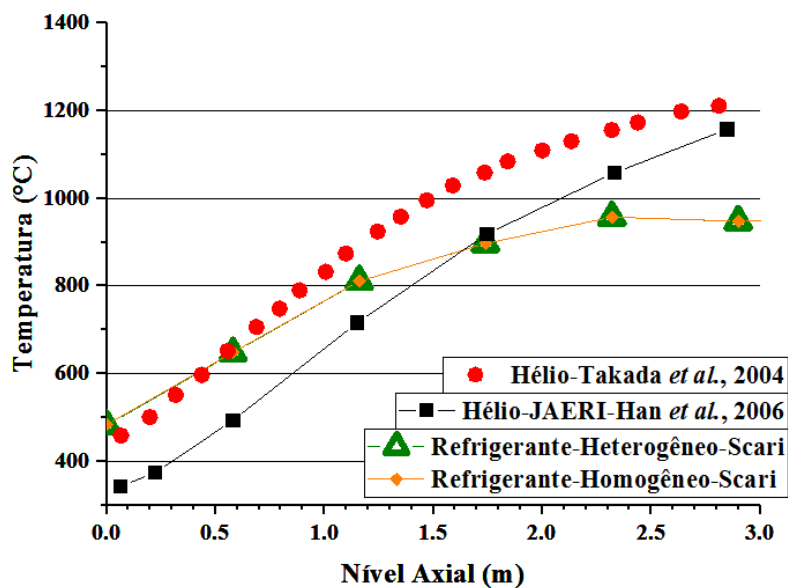
	Combustível					
Nível Axial	2	3	4	5	6	7
Altura (m)	0	0,58	1,16	1,74	2,32	2,90

Fonte: Elaborado pelo autor.

As temperaturas do refrigerante ao longo dos níveis axiais são mostradas na Figura 3-31. São apresentadas as temperaturas obtidas ao longo dos canais 201 e 230 e os perfis de temperatura encontrados na literatura (Han *et al.*, 2004 e Takada *et al.*, 2004). As temperaturas encontradas nesta simulação estiveram abaixo das temperaturas encontradas pelos autores citados, embora as temperaturas finais e iniciais da pesquisa estejam próximas àquelas de entrada e saída descritas no documento da IAEA (2003). A temperatura de saída do refrigerante na modelagem desenvolvida neste trabalho é de 948 °C. De acordo com os dados do JAERI fornecidos por Han *et al.* (2004), esta temperatura é de 1157 °C e a temperatura calculada por Takada *et al.* (2006) é de 1211 °C.

Uma possível explicação é que, na simulação feita neste trabalho, a saída e a entrada do refrigerante estão diretamente ligados aos canais de refrigeração. Não existe perda de calor entre o canal de refrigeração e a tomada final de temperatura. As temperaturas simuladas pelo JAERI e fornecidas por Han *et al.* (2004) são as temperaturas do hélio ainda dentro do reator. A temperatura de saída do refrigerante no reator de 950 °C é a temperatura do refrigerante após ter passado pelo *lower plenum* e outras estruturas, onde possivelmente perdeu calor, tendo assim sua temperatura diminuída. Seria necessário então modificar a nodalização para aumentar a temperatura dentro do canal de refrigeração, e considerar perdas de calor até a saída do reator, aumentando a assim aproximação dos dados simulados pelo JAERI e com os valores encontrados na nodalização. Porém, isso não foi realizado ainda devido à insuficiência de dados para fazê-lo. Caso não haja dados suficientes para refinar a nodalização, poderão ser feitas suposições sobre a geometria do núcleo para tentar melhorar a simulação.

**Figura 3-31 – Comparação das temperaturas axiais do refrigerante com a literatura**



Fonte: Elaborado pelo autor.

Os resultados apresentados foram similares ao comportamento do reator, de acordo com as referências. No modo fracionado a temperatura de saída do combustível calculada apresentou um erro de 0,3 % em relação à encontrada na literatura, Fujikawa *et al.* (2004), e no modo de alta temperatura o desvio foi de 0,2 %. Em relação à vazão do refrigerante, o erro foi de 2,4 % no primeiro caso e de 2,9 % no segundo. Porém, a temperatura do combustível obtida pela simulação alcançou valor menor do que a encontrada em Takada *et al.*, (2004).

A Tabela 3-9 apresenta as temperaturas radiais da célula de combustível encontradas em Takada *et al.* (2004) e Han *et al.* (2006) e este trabalho, assim como a queda de temperatura do centro da célula até o refrigerante. A diferença foi considerável, sendo que a do primeiro artigo foi de 90 °C, a do segundo de 159 °C e a deste trabalho apenas 202 °C para as temperaturas médias e 347 °C para as temperaturas máximas. Devemos observar que os valores extraídos de Han *et al.* (2006) foram simulados pelo JAERI, e, portanto, os mais confiáveis. Estes valores mostram a necessidade de rever a transferência de calor entre os vários componentes da HS, neste trabalho. Necessário é também expandir o modelo para as redondezas do núcleo do reator, não se restringindo ao núcleo, para que as perdas de calor com os refletores sejam incluídas (Gougar e Davis, 2006 e Moore, 2006). Outro fator a ser verificado é a influência do fluxo cruzado (*cross flow*) nas saídas dos canais. A análise de sensibilidade das camadas de combustível também deve ser feita para a verificação da variação do modelo. Como a HS foi modelada com as diversas camadas de materiais da TRISO, pretende-se agora realizar a simulação utilizando uma HS com o compacto de combustível homogêneo conforme Garnaud *et al.* (2015), para que se possam verificar as possíveis diferenças, no estado estacionário e no transitório, com análise de acidentes.

**Tabela 3-9 – Comparação entre as temperaturas radiais**

	Takada <i>et al.</i> (2004)	Han <i>et al.</i> (2006)	Este trabalho	
			Média	Máxima
Superfície interna da vareta de combustível, °C	1301	1316	922	1295
Superfície externa da vareta de combustível, °C	1260	1221	782	1004
Bloco de grafite, °C	1228	1191	742	970
Refrigerante, °C	1211	1157	720	948
Aumento no núcleo, °C	90	159	202	347

Fonte: Elaborado pelo autor.

## 4 REATOR MODULAR DE TESTE DE ALTA TEMPERATURA – HTR-10

Este Capítulo é completamente dedicado ao reator HTR-10. Assim como o Capítulo 3, está dividido em três principais subseções tratando sobre o estado da arte e descrição do reator HTR-10, a metodologia utilizada para realizar sua modelagem no código RELAP5 e os resultados das simulações, respectivamente.

### 4.1 HTR-10 – ESTADO DA ARTE

O Reator Modular de Teste de Alta Temperatura, *High Temperature Test Module Reactor* (HTR-10), foi projetado e construído na China como parte do programa de desenvolvimento de tecnologia de HTGRs modulares, parte do programa chinês de desenvolvimento de alta tecnologia para reatores e foi aprovado pelo Conselho Estatal em março de 1992. Foi construído na área do Instituto de Tecnologia de Energia Nuclear, *Institute of Nuclear Energy Technology* (INET), da Universidade de Tsinghua, a aproximadamente 40 km de Beijing. A escavação da área começou em 1994 e as fundações foram lançadas em junho de 1995. A construção do reator terminou em 2000 e sua criticalidade inicial ocorreu em dezembro de 2000 (IAEA, 2003). A planta do HTR-10 inclui o prédio do reator, o prédio do gerador de vapor e da turbina, duas torres de resfriamento, uma torre de ventilação e uma chaminé. A área construída é de 100 x 130 m<sup>2</sup>. Na Figura 4-1 é mostrado o *layout* da área do reator.

A China possui um programa substancial para o desenvolvimento de reatores avançados que ofereçam segurança, competitividade econômica e utilizem urânio como combustível. Os HTGRs possuem a capacidade de fornecer temperaturas de 950°C, proporcionando tanto a geração de eletricidade como a possibilidade de uso do calor para vários processos industriais. Os objetivos principais do HTR-10 são:

- Adquirir experiência no projeto, construção e operação de HTGRs;
- Fazer testes de irradiação de elementos combustíveis;
- Verificar a segurança dos HTGRs modulares e obter a aprovação dos órgãos regulatórios e do público;
- Demonstrar a co-geração de calor/eletricidade e a possibilidade do ciclo combinado de vapor/gás;
- Desenvolver a utilização de processos de alta temperatura.



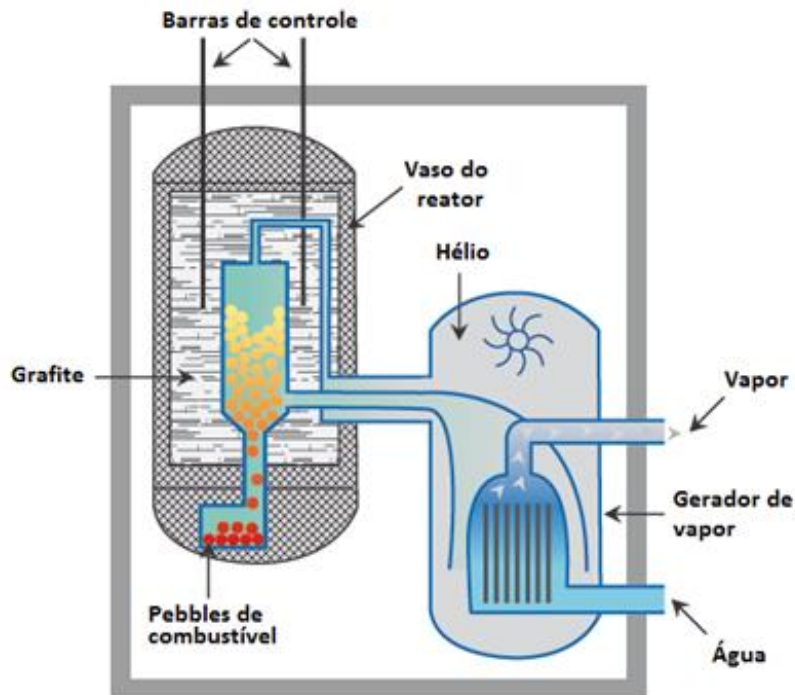
é usado na região do núcleo;

- Os dois sistemas de desligamento do reator são localizados no refletor lateral, 10 barras de controle e 7 canais pequenos de absorção (*small absorber balls*). Podem descer nas cavidades do refletor de grafite por gravidade. As barras de controle são localizadas apenas nos refletores, e não estão presentes no núcleo;
- Os elementos combustíveis esféricos vão para o núcleo em padrões múltiplos. Todos os elementos possuem uma distribuição de queima relativamente uniforme. As *pebbles* são continuamente descarregadas por um pulso pneumático, através de uma única saída que fica dentro do vaso de pressão do reator. A Figura 4-3 mostra a configuração do sistema primário do HTR-10;
- Existem um gerador de vapor e um trocador de calor intermediário (IHX). O gerador de vapor é tipo *once through*, pequeno tubo modular helicoidal. O circulador de hélio é instalado no vaso de pressão do gerador de vapor e posicionado acima do gerador de vapor;
- Uma cavidade primária de ventilação é projetada para restringir a radiação e não permitir a sua saída para o meio-ambiente;
- O sistema de controle e proteção do reator é digital;
- Uma turbina padrão no circuito secundário produz eletricidade.

A potência térmica do reator é de 10 MW. Existem duas fases de operação do HTR-10. Na primeira, o reator opera com temperaturas de entrada de 250 °C e de saída de 700 °C. No circuito secundário, existe uma turbina de vapor que gera eletricidade. O gerador de vapor produz vapor a 440 °C e pressão de 4,0 MPa.

Na segunda fase, ele opera com temperatura de entrada de 300 °C e de saída de 900 °C. Um ciclo combinado com uma turbina a gás e uma turbina a vapor para geração de eletricidade é testado. O trocador de calor intermediário (IHX) com uma potência de 5 MW provê gás nitrogênio a alta temperatura (850 °C) para a turbina a gás. O gerador de vapor, com potência térmica remanescente de 5 MW, produz vapor à temperatura de 435 °C para a turbina a vapor.

**Figura 4-2 – Esquema básico de um HTR**

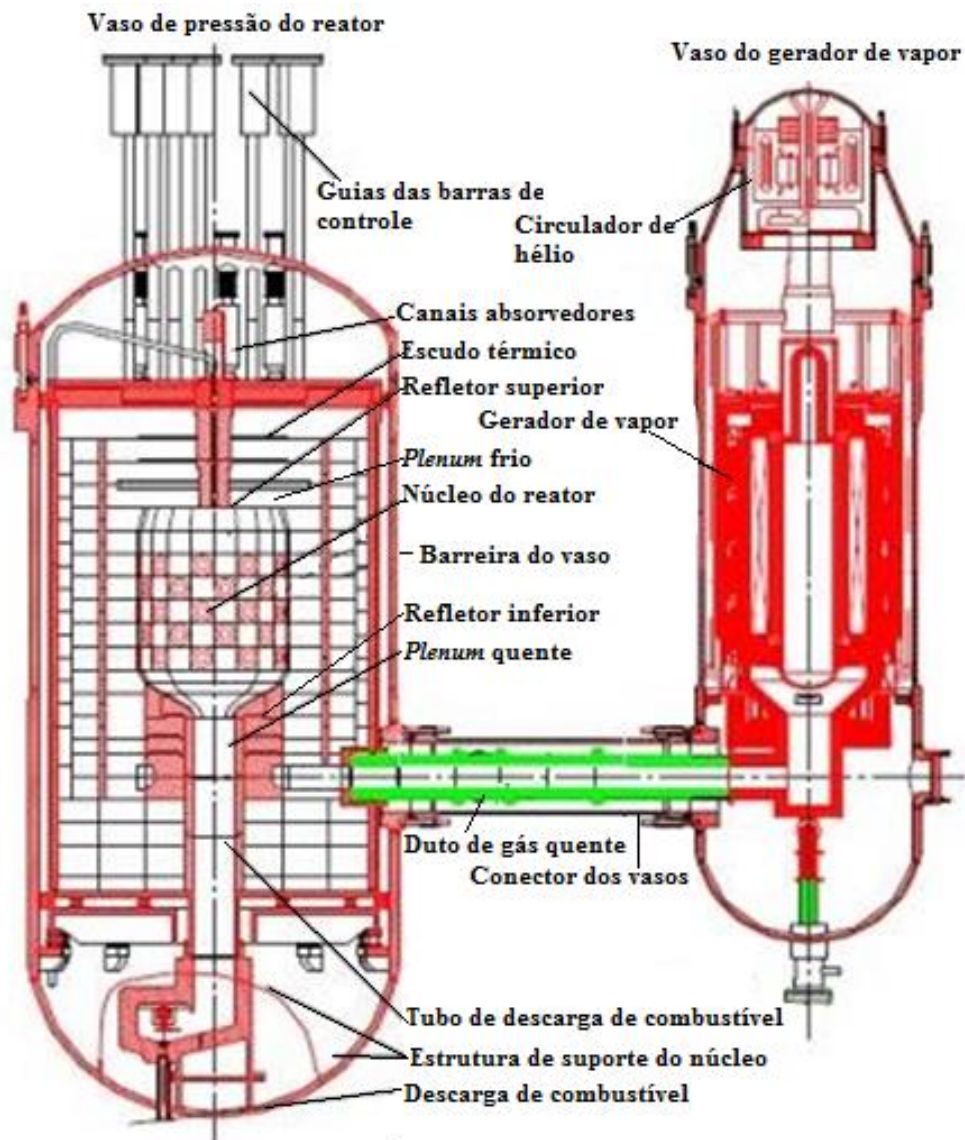


Fonte: Adaptado de World Nuclear Association, 2017.

O núcleo ativo do HTR-10 é formado por uma região cilíndrica, onde ficam os elementos combustíveis (*pebbles*), de 180 cm de comprimento e raio de 90 cm, uma região cônica com altura de 37 cm e um tubo de descarga cilíndrico com um raio de 25 cm e altura de 266,5 cm. A região cilíndrica, representada por círculos cinza na Figura 4-4, é uma mistura de esferas de combustível e *dummy balls*, esferas de grafite sem combustível com densidade igual a  $1,73 \text{ g/cm}^3$ , ambas com 6,0 cm de diâmetro. Na região em forma de cone e no tubo de descarga cilíndrico, preenchidos por círculos cor de rosa na Figura 4-4, estão as *dummy balls*. O volume efetivo do núcleo é de  $5 \text{ m}^3$ . A altura efetiva do núcleo é de 197 cm. O fator de preenchimento do mesmo pelas *pebbles* é de 0,61. A altura da cavidade superior livre de elemento combustível é de 41,7 cm. O núcleo é inicialmente preenchido com *dummy balls* e então estas são gradualmente descartadas pelo tubo de descarga enquanto esferas de elemento combustível são inseridas até o reator atingir sua primeira criticalidade. Neste ponto, a proporção de combustível para *dummy* é de 57 % para 43 % respectivamente. O núcleo ativo possui cerca de 27.000 elementos combustíveis.

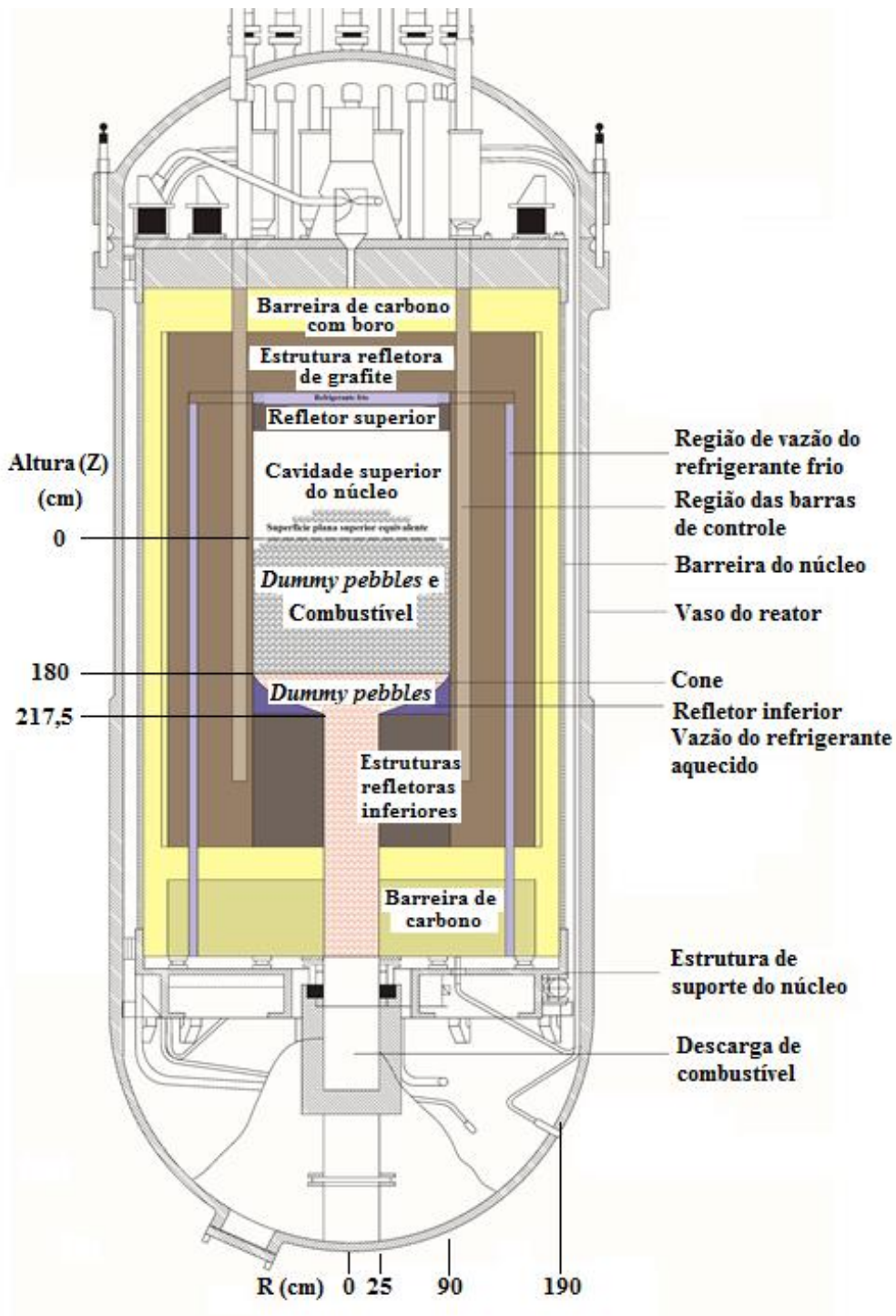


**Figura 4-3– Configuração do sistema primário do HTR-10**



Fonte: Adaptado de IAEA, 2003.

Figura 4-4 – Vaso do reator do HTR-10



Fonte: Adaptado de NEA, 2006.

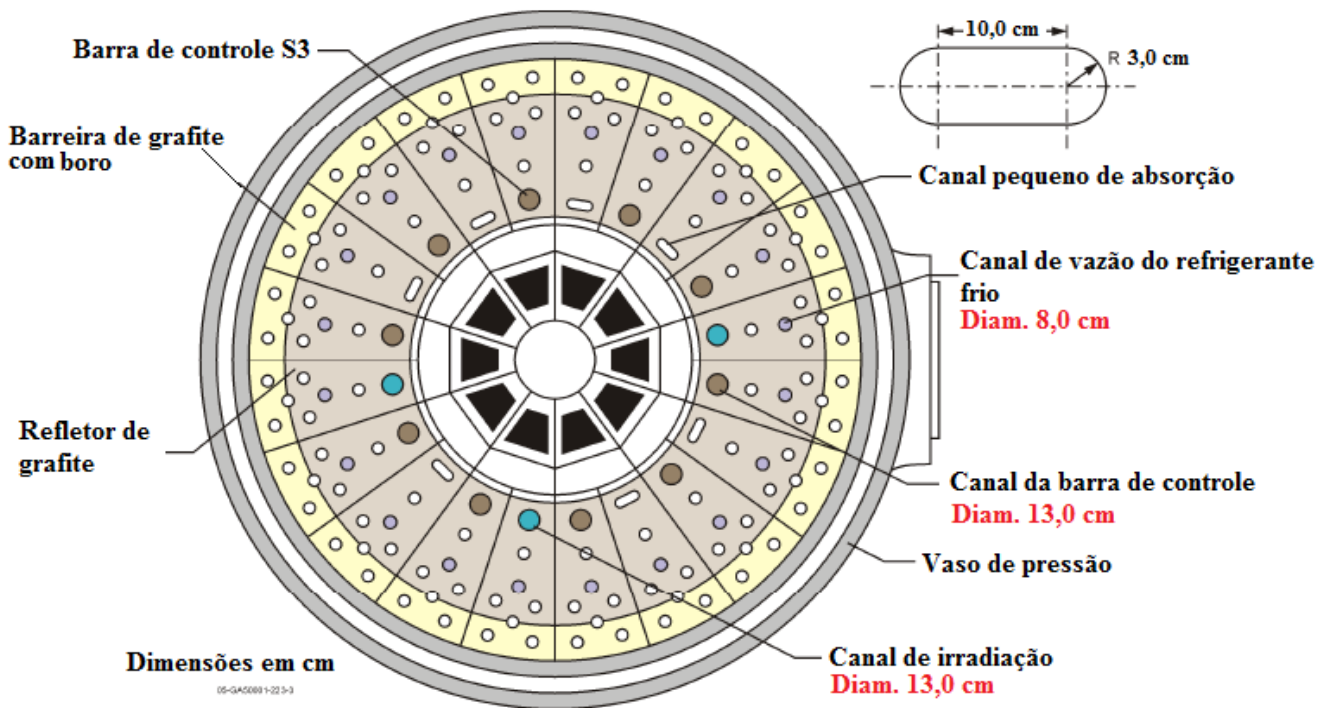
Este núcleo ativo é cercado por refletores de grafite. Esta área refletora de grafite é dividida em refletor superior, refletor inferior e refletor lateral. Esta região é representada na Figura 4-4 pela área escura. Não existe nenhum tipo de metal no núcleo do reator. Os

refletores de grafite

e são cercados por uma camada de grafite contendo boro em sua composição, como indicado na área amarela da figura.

Existem dois sistemas de desligamento do reator, que são independentes e podem funcionar através da gravidade (modo passivo). Constituem o sistema de barras de controle e o sistema de canal pequeno de absorção (*small absorber ball*), que estão situados no refletor lateral e são ilustrados na Figura 4-5. Ambos são capazes de levar o reator a condições de subcriticalidade. O reator tem coeficientes de temperatura negativos e a remoção do calor residual não requer a circulação de hélio. O desligamento da circulação de hélio também pode desligar o reator (IAEA, 2003). Os parâmetros geométricos mais importantes do núcleo do HTR-10 são listados na Tabela 4-1.

**Figura 4-5 – Corte radial do vaso do reator do HTR-10**



Fonte: Adaptado de NEA, 2006.

**Tabela 4-1 – Parâmetros geométricos do núcleo do HTR-10**

Parâmetro	Valor
Diâmetro equivalente (cm)	180
Altura média (cm)	197
Volume (m <sup>3</sup> )	5
Fração de preenchimento do núcleo pelas esferas	0,61
Altura da cavidade vazia acima da <i>pebble bed</i> (cm)	41,7
Diâmetro do tubo de descarga (cm)	50

Fonte: Adaptado de IAEA, 2003.

#### 4.1.2 COMBUSTÍVEL DO HTR-10

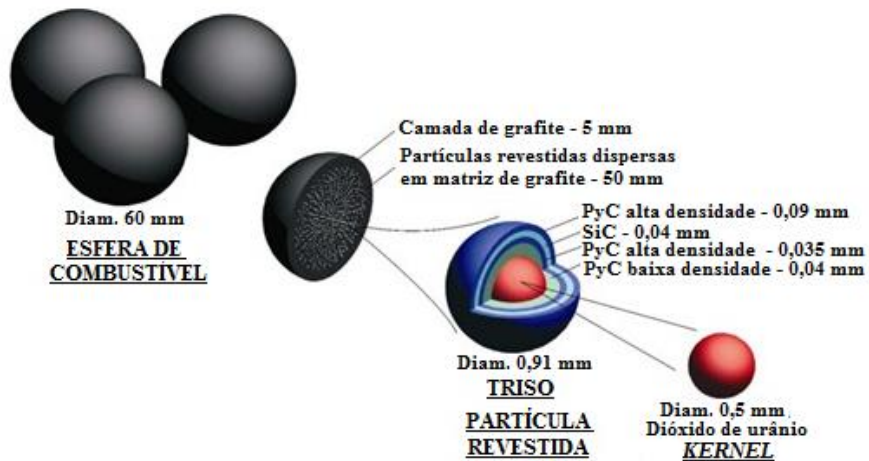
O elemento combustível do HTR-10 é formado por *pebbles* (esferas) de 6 cm de diâmetro. Estas *pebbles* possuem em seu interior TRISOS semelhantes às já citadas no item 3.1.3 (combustível do HTTR). Porém, estas possuem pequenas diferenças. Os *kernels* do HTR-10 são formados por urânio enriquecido a 17%. O diâmetro de cada *kernel* é de 0,5 mm e sua densidade de 10,4 g/cm<sup>3</sup>. Estes *kernels* possuem uma camada de revestimento também formada por: PyC de baixa densidade, PyC de alta densidade, SiC e PyC de alta densidade. A espessura e a densidade destas camadas são apresentadas na Tabela 4-2. A grande diferença deste para o combustível do HTTR é que, no HTR-10, os *kernels* são dispersos de maneira homogênea em uma matriz de grafite em forma de esfera com diâmetro de 5,0 cm. Esta esfera é revestida ainda por uma camada de grafite de 5 mm, formando o elemento combustível final, uma esfera de 6,0 cm de diâmetro, possuindo 5,0 g de urânio-238. A densidade do grafite da matriz e da camada externa é 1,73 g/m<sup>3</sup> (IAEA, 2013). Cada *pebble* possui cerca de 8335 TRISOS. A Figura 4-6 mostra como é formado este elemento combustível. Dentro do núcleo do HTR-10 existem cerca de 27.000 destes elementos combustíveis.

**Tabela 4-2 – Espessura e densidade das camadas de revestimento do *kernel***

	1ª camada (PyC de baixa densidade)	2ª camada (PyC de alta densidade)	3ª camada SiC	4ª camada PyC (PyC de alta densidade)
<b>Espessura (mm)</b>	0,09	0,04	0,035	0,04
<b>Densidade (g/cm<sup>3</sup>)</b>	1,1	1,9	3,18	1,9

Fonte: Adaptado de IAEA, 2013.

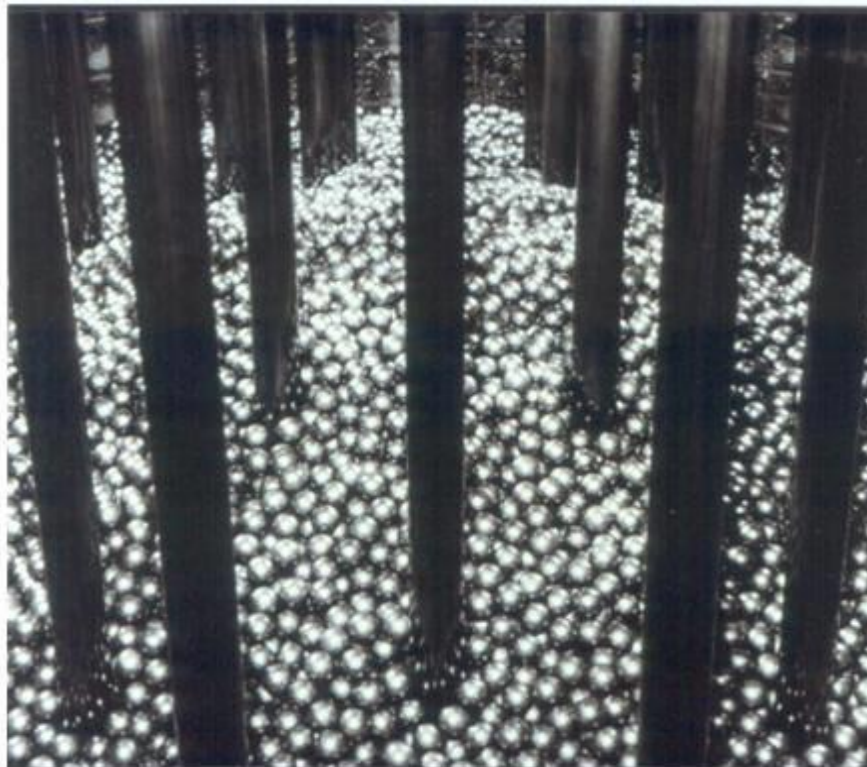
**Figura 4-6 – Esfera de combustível utilizada no HTR-10**



Fonte: Adaptado de Ingersoll *et al.*, 2007.

Na Figura 4-7 é apresentada uma foto de como é o núcleo de um reator tipo *pebble bed*. Existe uma diferença entre o reator mostrado na fotografia e o HTR-10. O HTR-10 não possui as barras de controle no núcleo, como o apresentado.

**Figura 4-7 – Núcleo de um reator tipo *pebble-bed***



Fonte: Adaptado de Ingersoll *et al.*, 2007.

Na Tabela 4-3 é apresentado um resumo das características do combustível do HTR-10.

**Tabela 4-3 – Características do combustível do HTR-10**

<b>Elemento Combustível</b>	
Diâmetro da esfera	6,0 cm
Diâmetro da zona de combustível	5,0 cm
Densidade do grafite (matriz e revestimento)	1,73 g/cm <sup>3</sup>
Urânio por esfera	5,0 g
Enriquecimento do urânio	17 %
Número de elementos combustíveis no núcleo em equilíbrio	27.000
Fração de preenchimento volumétrico das esferas no núcleo	0,61
<b>Kernel de combustível</b>	
Raio do <i>kernel</i>	0,25 mm
Densidade do UO <sub>2</sub>	10,4g/cm <sup>3</sup>
<b>Dummy balls</b>	
Diâmetro da esfera	6,0 cm
Densidade do grafite	1,73 g/cm <sup>3</sup>
<b>A proporção de esfera de combustível para <i>dummy balls</i></b>	<b>57:43</b>

Fonte: Adaptado de IAEA, 2003.

#### 4.1.3 PARÂMETROS TERMOFLUIDODINÂMICOS DO HTR-10

O HTR-10 é refrigerado a gás hélio. A pressão no sistema primário é de 3 MPa e sua vazão é de 4,32 kg/s. O hélio é bombeado para o vaso de pressão do reator pelo circulador de hélio, como mostrado na Figura 4-3. O sentido de circulação é descendente. Ele entra pelos canais mostrados na Figura 4-5, chega no *plenum* frio e daí percorre vários caminhos no núcleo. 87 % da vazão flui através da *pebble bed* para refrigerar os elementos combustíveis no núcleo ativo, 1% passa pelo tubo de descarga para resfriar os elementos nele contidos, 2% flui pelos canais das barras de controle para resfriá-las e 10% passa pelos espaços nos blocos de grafite e não participa efetivamente do resfriamento do núcleo. Como mostrado na Figura 4-3, o hélio quente é coletado na parte de baixo do núcleo e através de dutos é levado até o vaso do gerador. A Tabela 4-4 apresenta os parâmetros termofluidodinâmicos utilizados no trabalho.

**Tabela 4-4 – Parâmetros termofluidodinâmicos do HTR-10**

Parâmetro	
Potência	10 MW
Pressão primária do hélio	3,0 MPa
Temperatura média de saída do reator	700 °C
Temperatura média de entrada do reator	250 °C
Vazão de hélio na potência total	4,32 kg/s

Fonte: Adaptado de IAEA, 2013.

#### 4.1.4 PARÂMETROS RECOMENDADOS

Os parâmetros recomendados para as simulações com o HTR-10 são encontrados em INET, IAEA (2013) e têm como objetivo guiar os interessados para que as simulações forneçam valores próximos ao real.

As condições de contorno fornecidas são: temperatura de entrada e de saída do hélio do núcleo do reator, respectivamente, 250 °C e 700 °C; a temperatura dos painéis de resfriamento a água é de 50° C; a temperatura das paredes de concreto também é de 50 °C.

A distribuição de potência inicial do núcleo do reator é dada na Tabela 4-5. As coordenadas a que se referem são: R (o raio do núcleo) e Z (a sua altura). Elas são mostradas na Figura 4-4. Inicialmente, não existe geração de calor na região do cone e de descarga do núcleo, pois lá só existem *dummy balls*.

**Tabela 4-5 – Distribuição de potência inicial no núcleo do HTR-10**

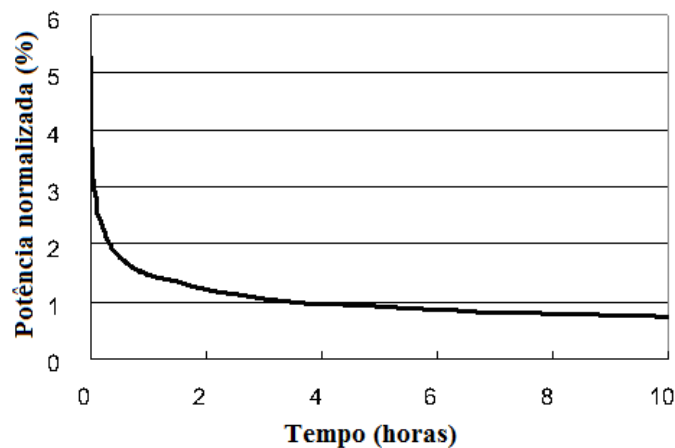
Z/R(cm)	Distribuição de potência inicial no núcleo (W/cm <sup>3</sup> )									
	0,0	6,5	13,0	19,0	25,0	39,0	50,0	60,0	70,5	83,5
<b>0</b>	1,79	1,79	1,79	1,78	1,75	1,71	1,68	1,65	1,63	1,65
<b>18</b>	2,12	2,11	2,10	2,08	2,06	2,01	1,95	1,89	1,86	1,89
<b>36</b>	2,46	2,45	2,44	2,41	2,35	2,26	2,18	2,10	2,07	2,09
<b>54</b>	2,61	2,60	2,58	2,56	2,49	2,43	2,33	2,27	2,22	2,22
<b>72</b>	2,78	2,77	2,75	2,72	2,65	2,56	2,46	2,39	2,30	2,30
<b>90</b>	2,84	2,84	2,82	2,79	2,71	2,55	2,45	2,33	2,26	2,26
<b>108</b>	2,66	2,65	2,63	2,60	2,56	2,49	2,38	2,29	2,22	2,21
<b>126</b>	2,49	2,49	2,47	2,44	2,37	2,29	2,19	2,08	2,01	2,00
<b>144</b>	2,36	2,35	2,33	2,30	2,22	2,11	2,02	1,93	1,85	1,82
<b>162</b>	2,33	2,32	2,29	2,25	2,16	2,02	1,93	1,83	1,73	1,66
<b>180</b>	1,53	1,53	1,51	1,48	1,42	1,33	1,27	1,21	1,13	0,00

Fonte: Adaptado de IAEA, 2013.

A **temperatura máxima do combustível** é definida como a temperatura central para cada elemento combustível. É a temperatura no centro da esfera. Para o núcleo total, a temperatura máxima do combustível é o valor máximo alcançado entre todos os centros das esferas. Nas definições do INET, cada esfera foi dividida em 5 regiões concêntricas para análise das temperaturas do combustível. A região mais interna possui um diâmetro de 0,3 cm. O valor médio das temperaturas nesta zona central é definido como a temperatura central de cada elemento combustível.

Antes dos experimentos para a demonstração de segurança, o reator funcionou por um período de tempo até que o equilíbrio do xenônio foi atingido. A curva de potência normalizada do reator até atingir o equilíbrio é apresentada na Figura 4-8.

**Figura 4-8 – Potência normalizada após o aquecimento do HTR-10**



Fonte: Adaptado de IAEA, 2016.

O INET também recomenda parâmetros relacionados aos materiais (IAEA,2013). Os parâmetros relacionados ao hélio não foram utilizados, pois o RELAP5-3D possui seus próprios parâmetros internos. Os parâmetros adotados para a esfera de combustível foram:

- Capacidade térmica específica do combustível,  $Cv_F$ , é:

$$Cv_F = 1,75 \times (0,645 + 3,14 \times 10^{-5} \times T - 2,809 \times 10^{-6} \times T^2 + 0,959 \times 10^{-9} \times T^2) \quad \text{Equação 4 - 1}$$

Onde:

- A temperatura de entrada é em °C;



- A unidade do resultado é [J/cm<sup>3</sup>.K];
- Equação é válida para  $T \leq 1200$  °C.

- A condutividade térmica do combustível,  $\lambda_F$ , é dada por:

$$\lambda_F = 1,1538 \times 10^{-6} \times T_1^{1,6622} \quad \text{Equação 4-2}$$

Onde:

- $T_1 = T + 100$ ;
- A temperatura de entrada é em °C;
- A unidade do resultado é [W/cm.K];
- Se  $T < 250$  °C então  $T = 250$  °C.

- A densidade do combustível é:

$$\rho_F = 1720 \text{ [kg/m}^3\text{]} \quad \text{Equação 4-3}$$

Devido à dificuldade em se obter dados mais detalhados, quando a temperatura foi maior do que 1200 °C, continuou-se a utilizar a Equação 4-1 para a capacidade térmica específica.

#### 4.1.5 ARTIGOS RELACIONADOS

Ao atingir a criticalidade, o reator é recarregado com esferas de combustível e *dummy balls* para que este estado se mantenha. O reator pode operar então à potência total. Este estado é chamado de Potência Total Inicial do Núcleo, FPIC (*Full Power Inicial Core*). A distribuição de temperatura no estado estacionário do HTR-10 para o FPIC é calculada para valores de referência (*benchmark*). Existe um grande número de termopares na estrutura do reator que medem estas temperaturas. Os cálculos de referência servem para validar códigos e simulações. Estes resultados foram utilizados para verificar os dados encontrados na modelagem desenvolvida na presente tese.

Foi determinado pela IAEA (2013) que os parâmetros a serem calculados nos problemas de *benchmark* são:

1. Distribuição de temperatura na *pebble-bed*. O exercício de *benchmark* deverá calcular e comparar a distribuição de temperatura do HTR-10 no estado estacionário para o FPIC, verificando os perfis em:  $R = 0$  cm,  $R = 45$  cm,  $R = 90$  cm,  $Z = 80$  cm e  $Z = 170$  cm.

2. Temperatura nos materiais sólidos;
3. Valores máximos de temperatura nos principais componentes: elemento combustível (centro e superfície), refletor lateral e refletor inferior.

O INET utilizou os códigos Thermix-Konvek para realizar os cálculos. O Thermix, que é bidimensional, foi utilizado para calcular as temperaturas dos materiais sólidos. O Konvek foi acoplado para calcular a parte termo-hidráulica, incluindo temperatura do gás, vazão e queda de pressão.

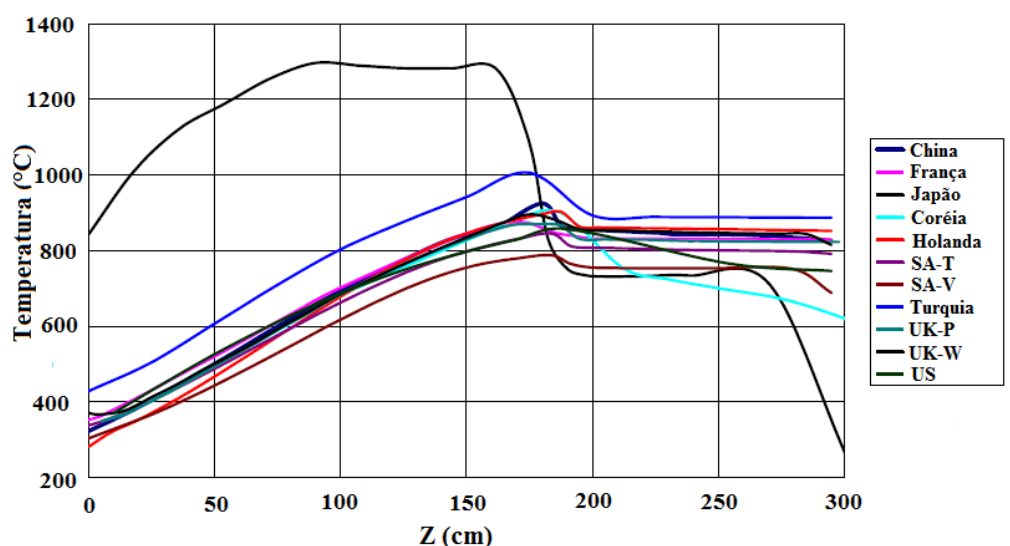
Diversos participantes de vários países realizaram os exercícios de *benchmark*. São eles:

1. China. Utilizou os códigos Thermix-Konvek.
2. Turquia. Utilizou o código Fluent v6.1.22 para calcular tanto as temperaturas quanto a distribuição de vazão.
3. França. Utilizou o código ARCTURUS que é parte de um código de nome CAST3M. Este código é dedicado a sistemas termo-hidráulicos refrigerados a gás.
4. República da Coreia. Os coreanos utilizaram o código GAMMA, *Gas Multi Component Mixture Analysis*, que é um código específico de análise termo-hidráulica para reatores tipo VHTR.
5. Holanda. Realizou o exercício com o código PANTHERMIX, que é a combinação de dois códigos. O PANTHER, um código 3-D que resolve a equação de difusão, e o THERMIX/DIREKT, código de termo-hidráulica 2D. Os dois foram acoplados. Para gerar os dados necessários para o PANTHER (sessões de choque) foi utilizado o código WIMS8.
6. Reino Unido. Foram feitas simulações com dois códigos diferentes: PHOENICS CFD e WIMSTER. O PHOENICS é um código de termo-hidráulica que utiliza soluções numéricas de equações diferenciais para calcular a vazão e a transferência de calor. O WIMSTER é um código também de termo-hidráulica mas que é acoplado ao WIMS9 para o cálculo da parte neutrônica. Os resultados para os dois códigos foram bem próximos.
7. África do Sul. Também foram utilizados dois códigos, VSOP e TINTE. O VSOP é um código que utiliza tanto a termo-hidráulica quanto a neutrônica, sendo capaz de simular todas as etapas do reator. O TINTE também é um código capaz de investigar o comportamento nuclear e térmico do reator.
8. Japão. Utilizou o código TAC-NC, um código bidimensional e de análise termo-hidráulica.

9. Estados Unidos da América. O código ORNL GRSAC foi o escolhido para a realização das simulações.

A comparação entre os perfis axiais de temperatura (em  $R = 0$  cm) obtidos pelos pesquisadores participantes do *benchmark* promovido pela IAEA (2013) é mostrada na Figura 4-9. Os valores encontrados pelos participantes do Japão são os que mais diferem da maioria. O perfil de temperatura obtido pelos participantes da Turquia apresenta os maiores valores (excluindo Japão) e o perfil obtido pelos participantes da África do Sul, com o código VSOP, apresenta os menores valores.

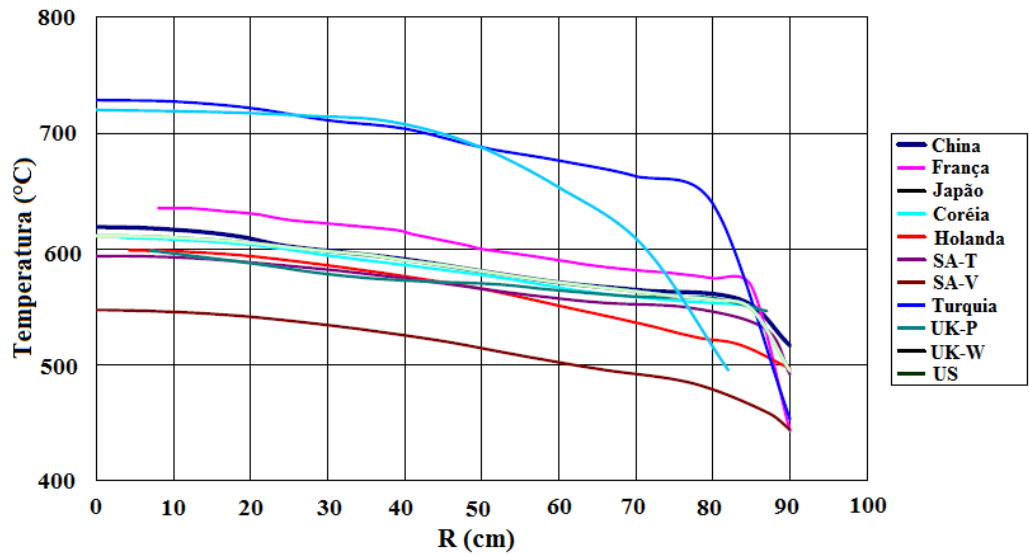
**Figura 4-9 – Comparação entre os perfis axiais de temperatura (em  $R = 0$  cm) obtidos pelos participantes do *benchmark***



Fonte: Adaptado de IAEA, 2013.

Na Figura 4-10 é apresentada a comparação entre os perfis radiais de temperatura (em  $Z = 80$  cm) obtidos pelos participantes do *benchmark* (IAEA, 2013). Os perfis encontrados pelos participantes da Turquia e pelos participantes dos Estados Unidos são bastante diferentes dos demais e apresentam os maiores valores de temperatura. O perfil obtido pelos participantes da França apresenta os maiores valores de temperatura comparados com os perfis semelhantes em forma e os menores valores de temperatura foram encontrados pelos participantes da África do Sul, com o código VSOP.

**Figura 4-10 – Comparação entre os perfis radiais de temperatura (em Z = 80 cm) obtidos pelos participantes do *benchmark***

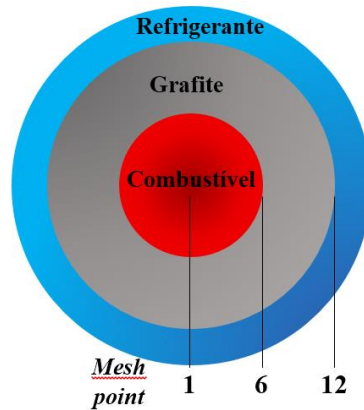


Fonte: Adaptado de IAEA, 2013.

## 4.2 METODOLOGIA UTILIZADA NA NODALIZAÇÃO DO HTR-10

A para a nodalização do HTR-10 as camadas diferentes de material que cercam o *kernel* foram consideradas como sendo de grafite, assim, estrutura de calor (HS) possui um anel de grafite e um de combustível, cujos raios são equivalentes a um cilindro cheio de *pebbles* da altura da HS (180 cm). Na simulação, as *dummy balls* não foram consideradas. A estrutura foi dividida em 12 *mesh points*, 6 na área do combustível e 6 na área do grafite. O refrigerante foi considerado externo à HS. A Figura 4-11 mostra a configuração da HS e do refrigerante adotadas.

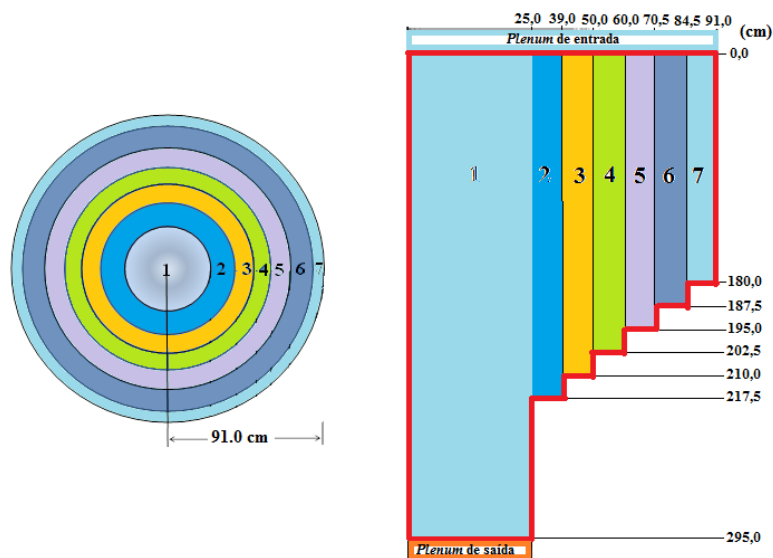
**Figura 4-11 – Configuração da HS e do refrigerante adotada para a nodalização do HTR-10.**



Fonte: Elaborado pelo autor.

O núcleo do reator foi dividido em sete anéis cilíndricos concêntricos e a quantidade média de *pebbles* de combustível em cada anel foi calculada. A parte cônica do núcleo foi aproximada por divisões dos cilindros. As divisões de raios e comprimentos dos cilindros foram feitas de acordo com o proposto pela literatura (IAEA, 2013). Na Figura 4-12 é apresentada a forma e os valores de raio e comprimento adotados para a simulação de cada canal, ou seja, como o núcleo foi dividido para a consideração do desenvolvimento da nodalização. O lado esquerdo mostra uma visão radial dos canais, e o lado direito um corte axial da nodalização adotada.

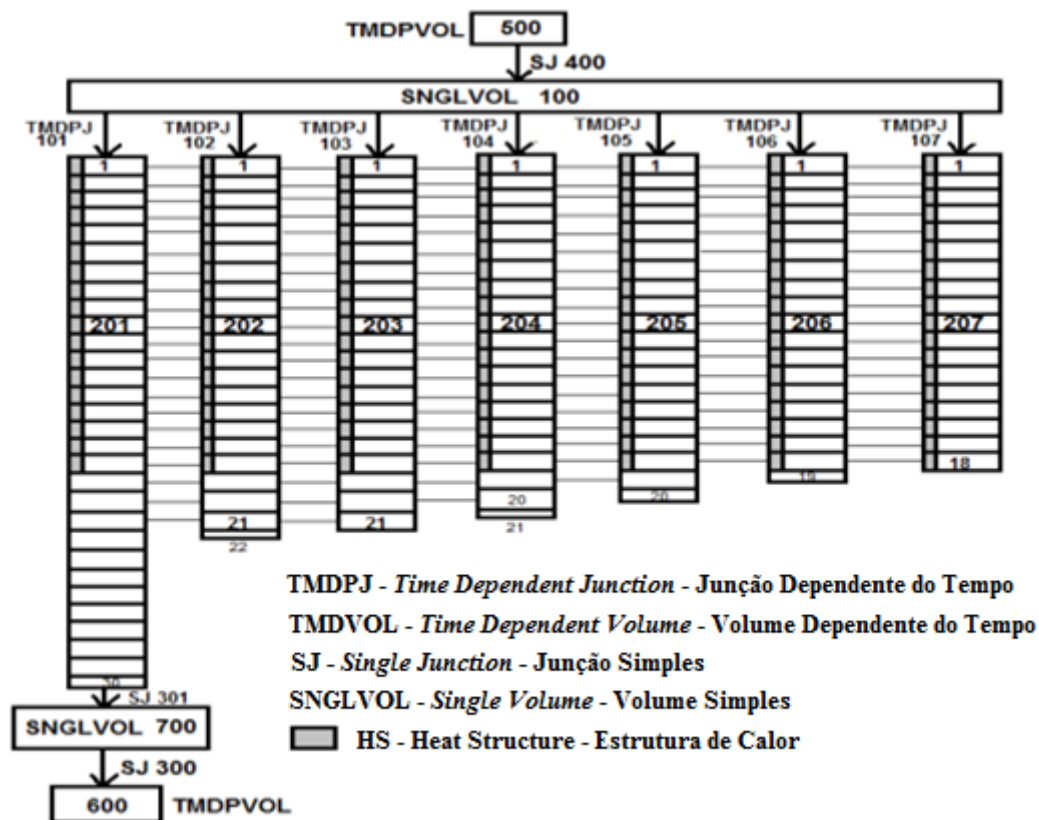
**Figura 4-12 – Canais utilizados na nodalização do núcleo do HTR-10**



Fonte: Elaborado pelo autor.

Sete canais termo-hidráulicos foram utilizados para simular o núcleo do reator. Sete *pipes* e sete HS foram modeladas. A área de vazão de cada *pipe* foi calculada tendo em vista o espaço vazio entre as esferas nos cilindros descritos anteriormente. A cada *pipe* corresponde uma HS. Como os elementos combustíveis só estão presentes até o início da área cônica, a estrutura de calor só vai até a altura de 180 cm. A Figura 4-13 mostra a modelagem do núcleo do HTR-10 no RELAP5-3D. Os canais termo-hidráulicos foram nomeados de 201 a 207 e divididos em volumes axiais de 0,1 m cada. Os últimos volumes dos canais 201, 202, 204, e 205 possuem, respectivamente, 0,05; 0,075; 0,025; 0,05 e 0,075 m para corresponder aos valores da Figura 4-4.

**Figura 4-13 – Modelo do RELAP5-3D do núcleo do HTR-10**



Fonte: Elaborado pelo autor.

A cada *pipe* corresponde uma HS de igual nome. Estas foram divididas em volumes axiais de 0,1 m para corresponder aos volumes dos *pipes*. Os TMDPVOL 500 e 600 representam, respectivamente, o *plenum* de entrada e o *plenum* de saída. SJ 400 e SJ 300 são junções simples de entrada e saída do núcleo. As TMDPJ de 101 a 107 são junções

dependentes do tempo que foram introduzidas no modelo para controlar a vazão de refrigerante no núcleo e simular uma situação transitória. Para simular a circulação de hélio entre as *pebbles* de combustível, e conseqüentemente entre os canais, foram introduzidas junções simples para ligar os volumes axiais dos *pipes* no mesmo nível e simular o fluxo cruzado (*cross flow*). As HSs são representadas pela parte cinza no esquema da Figura 4-13.

Inicialmente, foram realizados cálculos em estado estacionário. Os resultados dos cálculos em estado estacionário foram comparados com dados do *benchmark* descrito na Seção 4.1.6. Posteriormente, para simular uma situação transitória de diminuição de vazão, esta foi reduzida na TMDPJ 101, a zero em 500 s, simulando um acidente de perda de vazão.

### 4.3 RESULTADOS DO HTR-10

#### 4.3.1 ESTADO ESTACIONÁRIO

No estado estacionário os resultados dos parâmetros termo-hidráulicos obtidos foram bem próximos aos de referência (IAEA, 2013). Estes resultados são apresentados na Tabela 4-6.

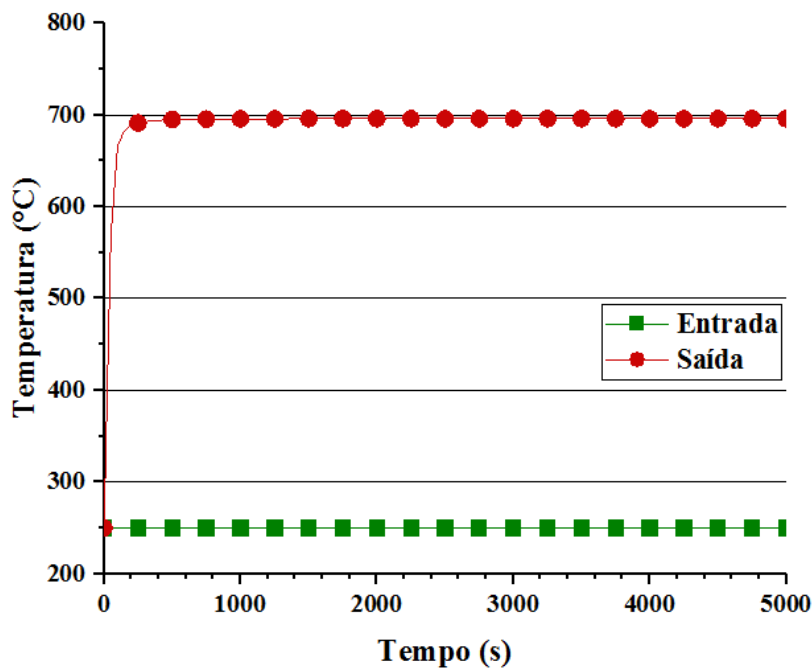
**Tabela 4-6 – Comparação entre os resultados obtidos para o HTR-10 e os da referência (IAEA, 2013) no estado estacionário**

Parâmetro	IAEA (2013)	RELAP5-3D (Este trabalho)	Diferença %
Potência (MW)	10,0	10,0	0
Vazão (kg/s)	4,32	4,26	1,4
Pressão do hélio no núcleo (MPa)	3,0	3,0	0
Gradiente de temperatura ao longo do núcleo (°C)	450,0	451,8	0,4

Fonte: Elaborado pelo autor.

A evolução da temperatura do refrigerante ao longo do tempo é apresentada na Figura 4-9. A temperatura de entrada do refrigerante no estado estacionário é de 249,84 °C. A temperatura de saída foi de 701,65 °C, ambas próximas aos valores da Tabela 4-4, 250 e 700 °C, respectivamente. O aumento de temperatura do refrigerante foi de 451,8 °C.

**Figura 4-14 – Temperaturas de entrada e saída do refrigerante no estado estacionário**



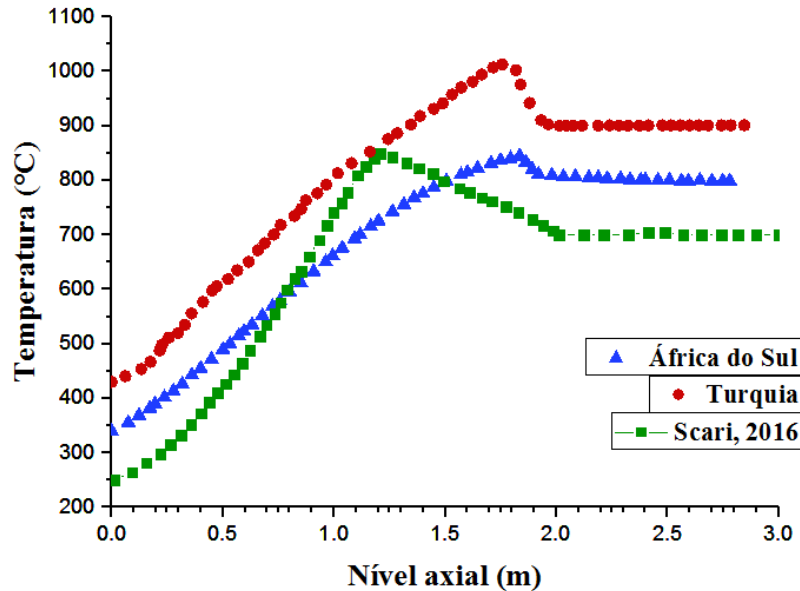
Fonte: Elaborado pelo autor.

A Figura 4-15 apresenta comparação entre as temperaturas axiais obtidas no centro do núcleo ( $R = 0$  cm) do HTR-10 e aquelas encontradas nos exercícios do *benchmark* (IAEA, 2013). Na figura, as curvas identificadas como *Benchmark Turquia* e *Benchmark África do Sul* representam o maior e o menor valor encontrado entre os participantes, respectivamente. A temperatura do combustível calculada no trabalho cresce ao longo do núcleo com os valores médios esperados, embora seu comportamento não siga exatamente o comportamento apresentado no documento *benchmark*. Os perfis de temperatura do *benchmark* crescem até aproximadamente 180 cm (altura em que existem esferas de combustível e *dummy balls*) e então as temperaturas começam a diminuir mantendo-se praticamente constantes nas regiões cônicas e de descarga, onde existem, inicialmente, apenas *dummy balls*. O perfil de temperatura encontrado neste trabalho tem uma curva onde o pico de temperatura acontece por volta de 120 cm, sendo que o núcleo ativo mede cerca de 180 cm. A temperatura aumentou mais rapidamente, mas começou a cair a uma altura menor; teve uma queda maior e estabilizou em um patamar menor, apesar de a temperatura máxima atingida estar dentro dos limites encontrados no *benchmark*. Uma causa possível é que a temperatura inicial do combustível esteja subestimada no modelo. Vale ressaltar que, neste caso, a HS foi modelada



como um combustível homogêneo.

**Figura 4-15 – Comparação entre as temperaturas axiais no centro do núcleo**



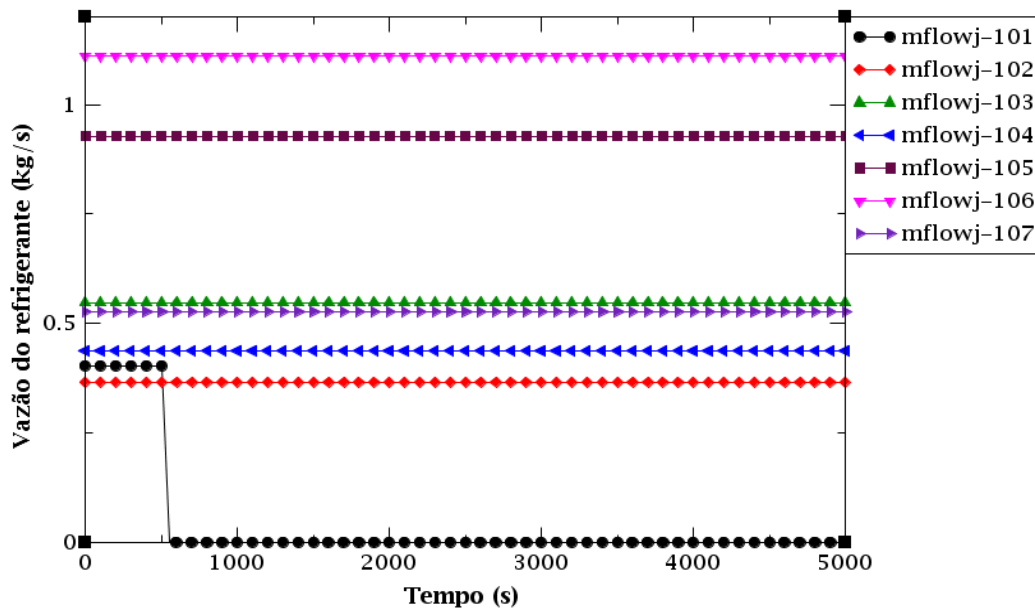
Fonte: Elaborado pelo autor.

#### 4.3.2 TRANSITÓRIO – PERDA DE REFRIGERAÇÃO

Por questões de segurança, uma característica dos reatores GEN-IV é que o calor de decaimento seja passivamente removido do núcleo em caso de acidente. Para garantir a integridade da partícula TRISO a temperatura máxima do combustível não pode ser maior que 1600 °C (1873 K). Esta temperatura garante que os produtos de fissão não escapem do núcleo.

Dessa forma, foi realizada a simulação de um acidente com perda de refrigeração para verificar as temperaturas do combustível e o comportamento do núcleo do reator. Para simular este acidente, foi considerada uma queda de vazão na TMDPJ 101, que alimenta o canal 201, conforme nodalização apresentada na Figura 4-13. A vazão caiu de cerca de 0,4 kg/s para zero, em poucos segundos, tendo este transiente iniciado no tempo 500 s, após o estado estacionário. A Figura 4-16 mostra o comportamento da vazão em todos os canais durante o transiente. Apenas a TMDPJ 101 teve sua vazão alterada.

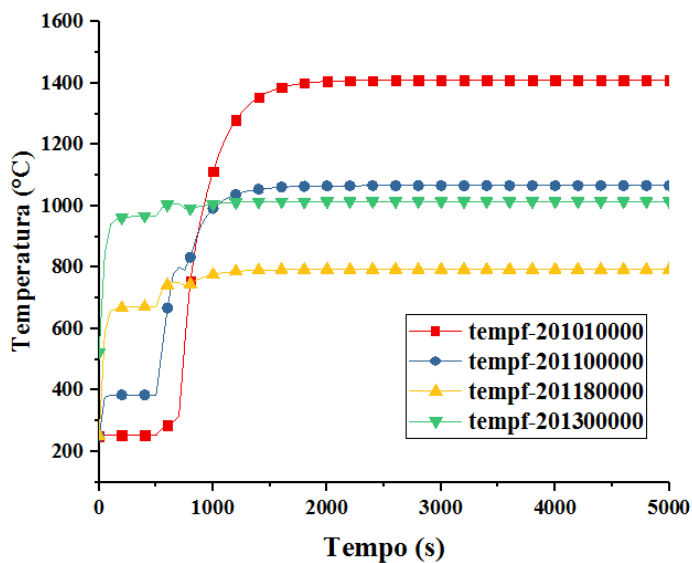
Figura 4-16 – Vazão do refrigerante nos canais durante o transitório



Fonte: Elaborado pelo autor.

A temperatura do refrigerante no canal 201 começa a aumentar após o início do transiente, em 500 s. Apesar de o canal 201 receber refrigerante dos outros canais através das junções de fluxo cruzado (*cross flow*) esta refrigeração não é suficiente para evitar o aumento da temperatura na parte superior do canal, como mostra a Fig.4-17. A temperatura máxima no canal 201 é 1410,5 °C e corresponde ao volume 1. A temperatura de saída no canal 201 (volume 30) é 741,7 °C. A temperatura à saída do núcleo aumenta apenas 39,9 °C em relação à temperatura no estado estacionário 701,8°C, como pode ser verificado pela curva com símbolos triangulares na Figura 4-17.

**Figura 4-17 – Temperatura do refrigerante em alguns pontos axiais do canal 201**

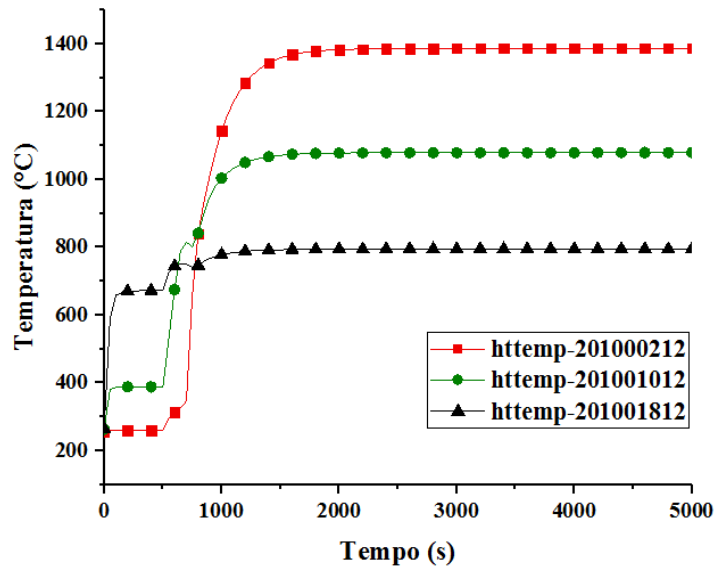


Fonte: Elaborado pelo autor.

Foi observado que a temperatura do combustível e do revestimento alcançam o valor máximo de 1387 °C. Esta temperatura não é o suficiente para causar a fusão do combustível. Este valor está abaixo do valor máximo permitido, 1600 °C. A evolução temporal da temperatura do revestimento de grafite é mostrada na Figura 4-18. Pode-se concluir que a circulação de refrigerante do núcleo após fechamento de um dos canais de refrigeração considerando o sistema de *cross flow* no modelo simulou satisfatoriamente este transitório.

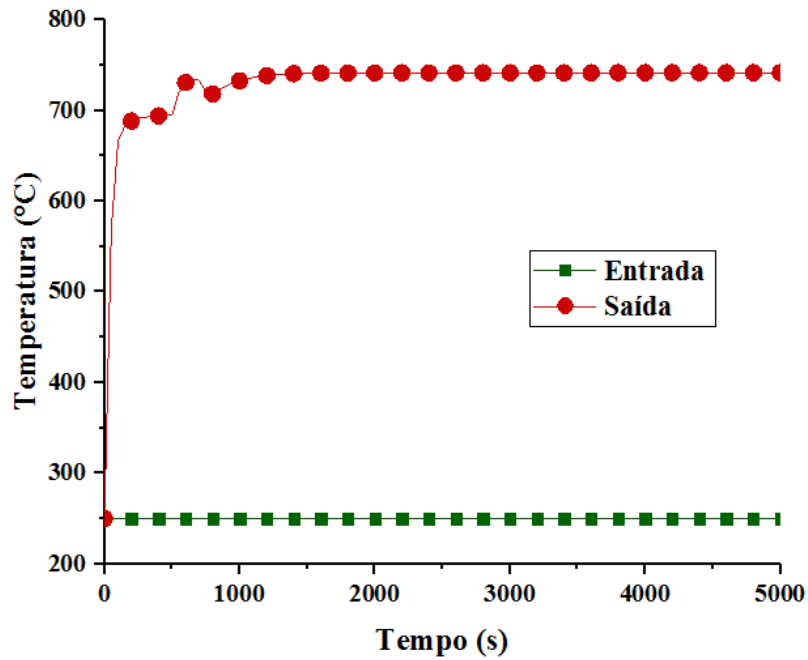
As temperaturas de entrada e saída do refrigerante são mostradas na Fig.4-19. A temperatura de entrada do refrigerante permaneceu a mesma em relação ao estado estacionário. A temperatura de saída foi de 742,4 °C, 40,6 °C acima do valor do estado estacionário.

Figura 4-18 – Temperatura do revestimento na HS 201 nos níveis axiais 2, 10 e 18



Fonte: Elaborado pelo autor.

Figura 4-19 – Temperatura de entrada e saída do refrigerante



Fonte: Elaborado pelo autor.

Como a modelagem da HS foi realizada desconsiderando-se as especificidades dos diferentes materiais que compõem a TRISO, propõe-se a realização das simulações do estado estacionário e do transitório, com uma HS que contemple as diferentes camadas de material, realizando uma análise de sensibilidade do modelo referente ao combustível.

## 5 REATOR DE TESTE DE TEMPERATURA MUITO ALTA RESFRIADO A SAL LÍQUIDO - LS-VHTR

O terceiro e último dos sistemas nucleares tratados nesta tese se refere ao reator LS-VHTR e este Capítulo é completamente dedicado a este reator, cuja sequência de subseções segue a mesma metodologia apresentada para os dois primeiros sistemas. Portanto, neste Capítulo, as três principais subseções apresentadas tratam, respectivamente, sobre o estado da arte e descrição do LS-VHTR, a metodologia utilizada para realizar a modelagem do reator no código RELAP5 e os resultados obtidos dos cálculos das simulações.

### 5.1 LS-VHTR – ESTADO DA ARTE

O Reator de Temperatura Muito Alta Resfriado a Sal Líquido, *Liquid-Salt-Cooled Very-High-Temperature Reactor* (LS-VHTR) é um dos reatores avançados que está sendo desenvolvido. Diferente dos reatores estudados anteriormente, o LS-VHTR ainda não entrou em operação e seus desenvolvedores estimam a operação por volta de 2030. É um projeto do Departamento de Energia dos Estados Unidos da América, *U. S. Department of Energy's* (DOE) e é uma evolução do Reator de Temperatura Muito Alta, *Very-High-Temperature Reactor* (VHTR), similar, porém, resfriado a gás hélio. Utiliza partícula de combustível revestida, matriz de grafite e é resfriado a sal líquido (Ingersoll *et al.*, 2007).

O LS-VHTR pretende combinar quatro novas tecnologias:

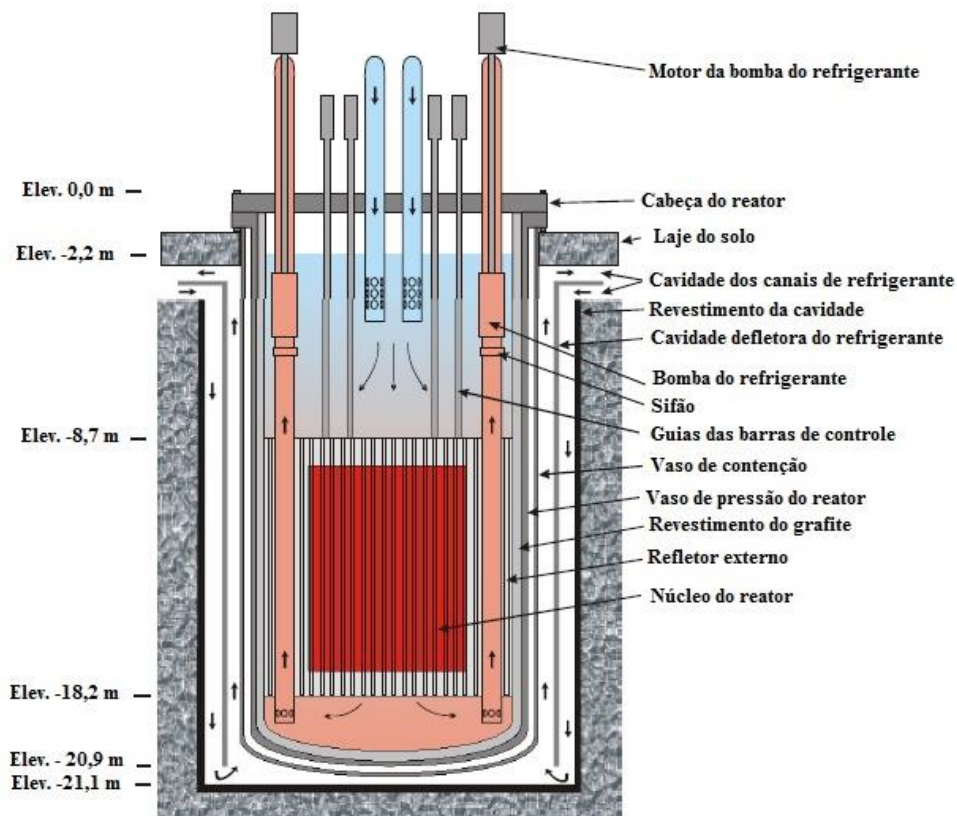
- Uso de partículas de combustível revestidas, imersas em uma matriz de grafite. Esta tecnologia já foi testada em reatores refrigerados a hélio;
- Adoção da planta do reator e sistemas de segurança similares aos dos reatores rápidos resfriados a metal líquido;
- Utilização de sal líquido a baixa pressão, como refrigerante. Material estudado para reatores de combustíveis líquidos e
- Ciclo de Brayton em altas temperaturas.

A combinação dessas tecnologias propicia o desenvolvimento de um reator de alta potência (2400 a 4000 MW) e alta temperatura (850 a 950 °C), capaz de produzir hidrogênio a preços economicamente viáveis, ou eletricidade, e que possui um mecanismo de segurança passiva confiável e redundante (Ingersoll *et al.*, 2005).

### 5.1.1 DESIGN GERAL DO LS-VHTR

O LS-VHTR possui núcleo e refletor cilíndricos. A forma cilíndrica melhora a economia de nêutrons, a transferência de calor, o transporte de refrigerante e aumenta a potência total de saída quando comparada com um reator onde os blocos com combustível formam um anel e o centro é ocupado por blocos refletores de grafite. Na Figura 5-1, é mostrada uma seção de corte vertical do LS-VHTR. A região vermelha é a região onde estão os blocos com combustível. Este reator utiliza um circuito de refrigeração primário fechado, imerso em um tanque contendo um outro sal. Um sal de melhor qualidade e pureza é utilizado no circuito primário, isto é, um sal possuindo melhores qualidades de resfriamento. Esta medida visa maior economia, pois este sal é mais caro do que o do circuito secundário.

Figura 5-1 – Seção de corte vertical do LS-VHTR Ingersoll *et al.*, 2005.



Fonte: Adaptado de Ingersoll *et al.*, 2005.

A utilização do sal fundido possui muitas vantagens, entre elas (Davis, 2005):

- Transferência de calor eficiente a baixas pressões, perto da pressão atmosférica, onde as propriedades de transferência de calor do sal fundido são similares às da

água leve;

- Pressão de vapor muito baixa;
- Capacidade térmica volumétrica alta comparada aos gases e ao sódio;
- Alto número de Prandtl, o que ameniza o fenômeno de choque térmico;
- Transparência similar à da água e a dos gases, o que permite inspeção ótica e simplifica para o reabastecimento e a manutenção, e
- Baixas taxas de corrosão.

Porém, o sal líquido também possui desvantagens. As principais são (Ingersoll *et al.*, 2007):

- Temperaturas de solidificação muito altas (350 a 450 °C), o que é resolvido pela operação a altas temperaturas;
- Potencialmente corrosivo, quando o combustível é dissolvido no sal liquefeito. O que pode ser contornado já que o reator utiliza combustível sólido e sal limpo, evitando assim que o refrigerante seja contaminado ao entrar em contato com o combustível e tenha as suas propriedades corrosivas modificadas.

Diversos sais líquidos têm sido estudados como possíveis refrigerantes para o LS-VHTR. Os sais líquidos têm sido analisados para utilização em reatores GEN-IV tanto no núcleo do reator quanto no *loop* entre o reator e a planta produtora de hidrogênio. Comparados ao hélio, estes possuem propriedades termofísicas superiores. Os sais líquidos: LiF-BeF<sub>2</sub> (66% de LiF e 34% de BeF<sub>2</sub>), chamado de *Flibe*, o NaBF<sub>4</sub>-NaF (92% a 8%), o LiF-NaF-KF (*Flinak*, 11,5%, 46,5% e 42%) e o NaF-ZrF<sub>4</sub> (50% a 50%) vêm tendo o comportamento no reator analisado e suas propriedades estudadas para que a melhor escolha seja feita. O LiF-BeF<sub>2</sub> (*Flibe*) tem sido proposto como a primeira escolha como refrigerante no núcleo do reator e o NaF-ZrF<sub>4</sub> está como segunda opção. O NaBF<sub>4</sub>-NaF e o LiF-NaF-KF têm sido escolhidos para o *loop* de transporte de calor (Davis, 2005). O *Flibe* possui uma baixa seção de choque de absorção e de espalhamento para nêutrons térmicos, o que o torna praticamente transparente a eles. Neste trabalho, foi assumido o *Flibe* como refrigerante.

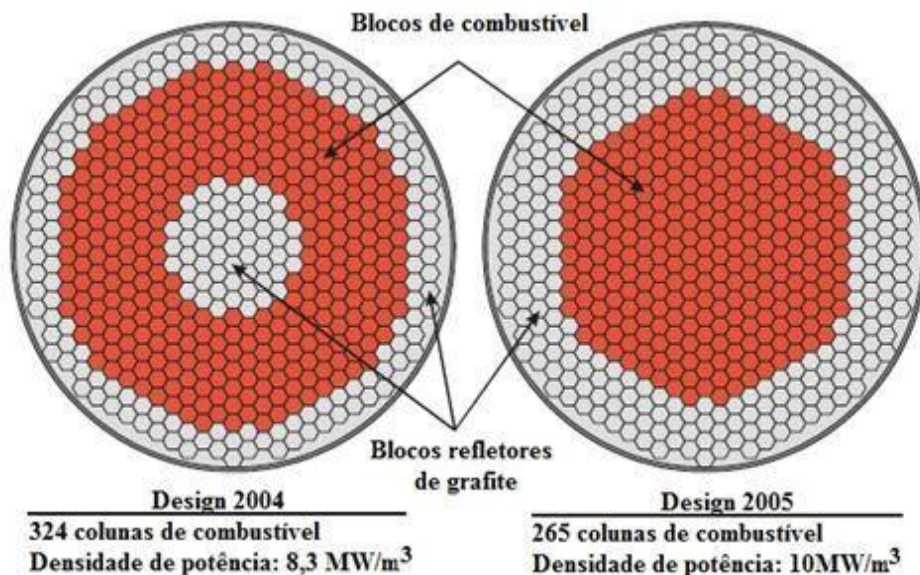
### 5.1.2 CONFIGURAÇÃO DO NÚCLEO DO LS-VHTR

Estão sendo estudadas também diversas configurações de núcleos, no que diz respeito ao número de colunas de combustível e posição das mesmas em relação aos blocos refletores de grafite (Ingersoll *et al.*, 2007). Na Figura 5-2, são mostradas duas configurações que



estavam sendo estudadas até 2005. A configuração da esquerda, 2004, mostrou-se ineficiente. Ela é a configuração adotada com sucesso para VHTRs, resfriados a gás. Tem como objetivo melhorar a transferência de calor do núcleo em casos de acidentes com perda da refrigeração forçada, LOFC (*loss of forced coolant*), porém mostrou-se inadequada para reatores refrigerados a sal líquido (Ingersoll *et al.*, 2005). Foram, então, iniciados trabalhos de pesquisa utilizando a configuração do lado direito da Figura 5-2. Esta é a configuração adotada neste trabalho, e é também a configuração utilizada no trabalho Davis e Hawkes (2006). Nela, o núcleo do reator é formado por 265 colunas de combustível rodeadas por blocos de refletores de grafite.

**Figura 5-2 – Configurações possíveis do núcleo do LS-VHTR**



Fonte: Adaptado de Ingersoll *et al.*, 2005.

Estão sendo estudados três tipos de reatores resfriados a sal líquido, tipos estes baseados nos projetos de HTGRs resfriados a gás e moderados a grafite existentes:

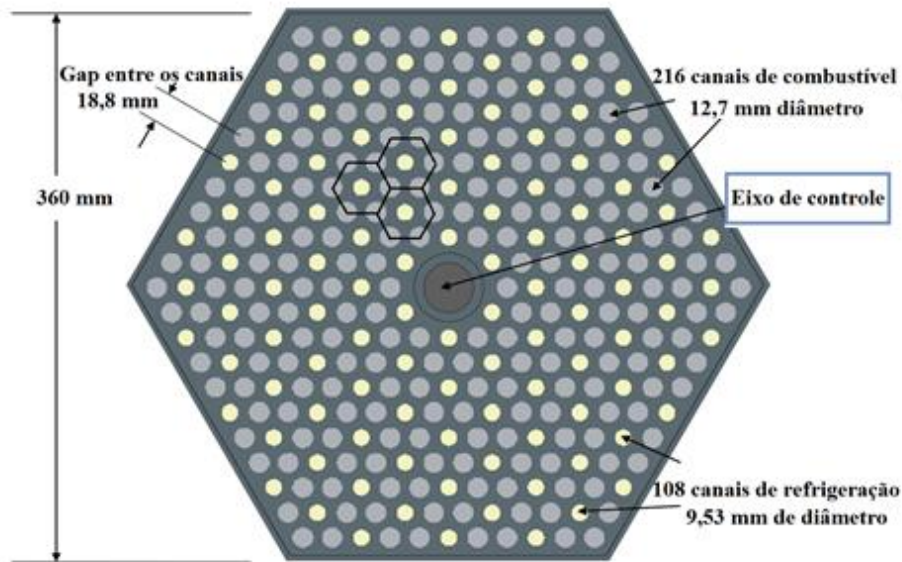
1. Com elementos combustíveis prismáticos.
2. *Pebble-bed*.
3. Arranjos de combustível tipo *stringer*.

Neste trabalho utilizou-se o modelo com combustível prismático, que também é o utilizado em Davis e Hawkes (2006).

Os blocos são hexagonais com distância entre as faces planas de 360 mm e a distância entre os canais de refrigeração e combustível é de 18,8 mm. Cada bloco hexagonal possui 216

canais de combustível com diâmetro de 12,7 mm, 108 canais de refrigerante com diâmetro de 9,53 mm e um eixo de controle central. A forma básica do bloco hexagonal é mostrada na Figura 5-3.

**Figura 5-3 – Bloco de combustível do reator LS-VHTR**



Fonte: Adaptado de Ingersoll et al., 2007.

Os parâmetros geométricos principais do LS-VHTR são apresentados na Tabela 5-1.

**Tabela 5-1 – Parâmetros geométricos do reator LS-VHTR**

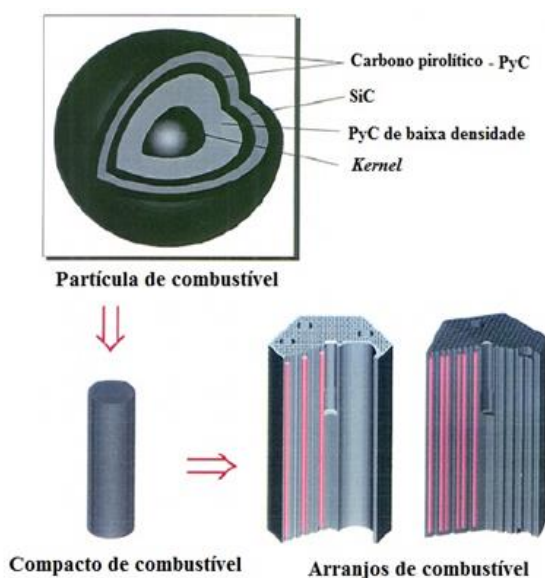
Parâmetro	Valor
Diâmetro do canal de refrigerante, mm	9,53
Diâmetro do combustível compacto, mm	12,45
Diâmetro do canal de combustível, mm	12,7
Distância entre os canais de combustível, mm	18,8
Número de canais de refrigerante por bloco	108
Número de canais de combustível por bloco	216
Número de colunas de combustível	265
Número de blocos de combustível por coluna	10
Distância entre as faces paralelas do bloco hexagonal, mm	360,0
Intervalo entre os blocos hexagonais, mm	1,0
Comprimento aquecido, m	7,93

Fonte: Adaptado de Davis e Hawkes, 2006.

### 5.1.3 COMBUSTÍVEL DO LS-VHTR

O elemento combustível estudado é formado por TRISOS, como os utilizados no HTTR e descritos na seção 3.1.3 O enriquecimento de urânio que se tornou mais promissor nas pesquisas foi o de 15% e a fração de compactação da TRISO no compacto de combustível é de 25% (Ingersoll *et al.*, 2007). Estes compactos de combustível são inseridos nos canais de combustível dos blocos de grafite. Dez destes blocos formam as colunas de combustível, que são inseridas no núcleo do reator. O arranjo de combustível utilizado no LS-VHTR prismático é ilustrado na Figura 5-4.

**Figura 5-4 – Arranjo de combustível utilizado no LS-VHTR estudado**



Fonte: Adaptado de Ingersoll *et al.*, 2005.

### 5.1.4 PARÂMETROS TERMOFLUIDODINÂMICOS DO LS-VHTR

As condições iniciais de operação do LS-VHTR estão listadas na Tabela 5-2.

**Tabela 5-2 – Condições iniciais do reator LS-VHTR**

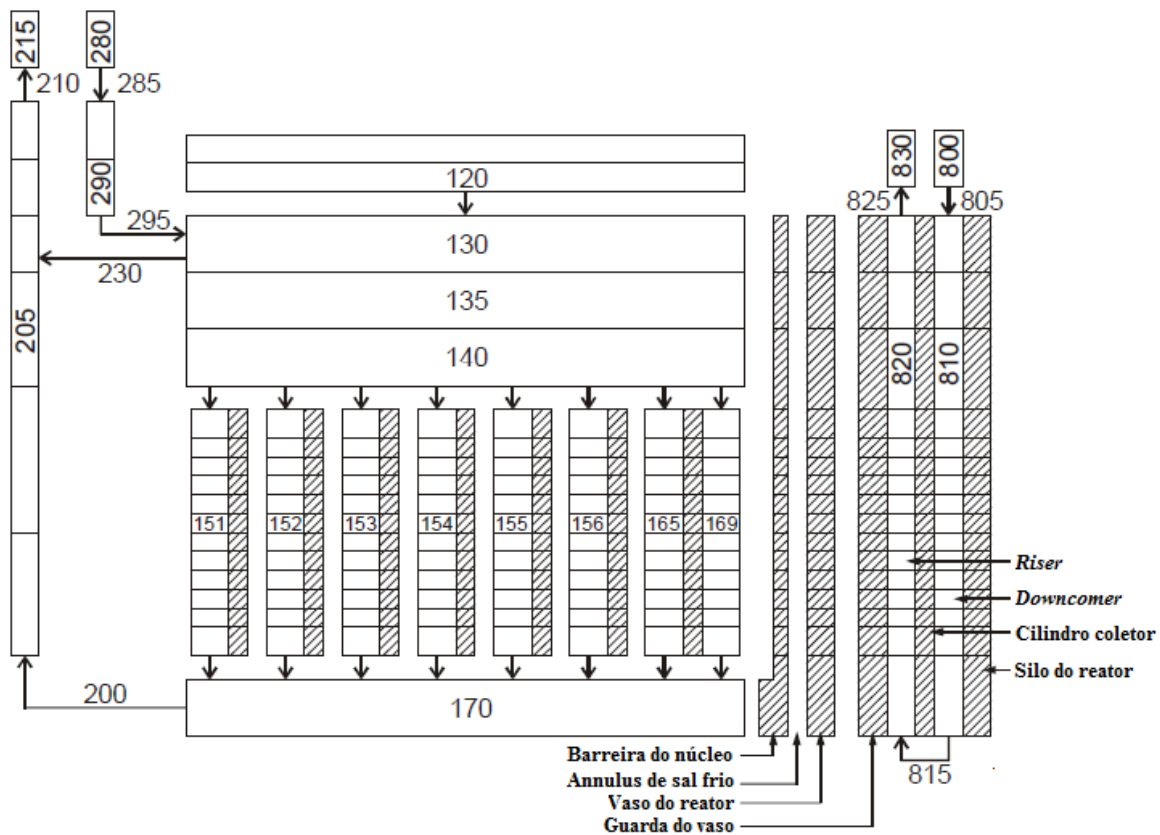
Parâmetro	Valor
Potência total do núcleo, MW	2400
Vazão do refrigerante, kg/s	10.264
Temperatura de entrada do refrigerante, °C	900
Temperatura de saída do refrigerante, °C	1000
Temperatura média do combustível, °C	1093
Temperatura máxima do combustível, °C	1329
Queda de pressão no núcleo, MPa	0,211
Queda de pressão no vaso do reator, MPa	0,276

Fonte: Adaptado de Davis e Hawkes, 2006.

### 5.1.5 ARTIGOS RELACIONADOS DO LS-VHTR

Em Davis e Hawkes (2006), encontra-se uma simulação do reator LS-VHTR prismático utilizando o código RELAP5-3D. Na Figura 5-5 pode ser visto o modelo utilizado pelos autores. O sistema de refrigeração primário é representado pelos componentes de 120 a 290. O *plenum* de entrada é representado pelos componentes 120 a 140. O núcleo do reator pelos elementos de 151 a 156, sendo que, os 10 anéis no núcleo são representados por 6 canais. Os dois primeiros anéis do núcleo são representados cada um por um canal, 151 e 152, enquanto os outros 8 anéis são agrupados de dois em dois, sendo representados pelos canais 153 a 156. Cada canal é dividido em 12 níveis axiais. O *plenum* de saída é representado pelo componente 170. O componente 290 simula as entradas do reator e o 205 conecta a saída aos trocadores de calor. Bombas e trocadores de calor não são modelados explicitamente, e seus efeitos são modelados com condições de contorno na vazão do componente 285, na temperatura do 280 e na pressão do 215. O sistema de isolamento consiste da barreira do núcleo e do *annulus* de sal frio. A espessura do *annulus* garante que a temperatura da guarda do vaso do reator seja de 750 °C. Um isolamento adicional de grafite limita a temperatura no *plenum* de saída a 100 °C maior que a entrada. Um *by-pass* (169) limita a temperatura de entrada no núcleo a aproximadamente 750 °C. Outros *by-pass* representam os *gaps* entre o combustível e os blocos refletores (165) e o *siphon breaker* entre o *plenum* de entrada e o *riser* (230). Estruturas de calor foram utilizadas para representar a barreira do núcleo, o vaso do reator e os blocos prismáticos no núcleo e nos refletores (superior, inferior e lateral). O pico máximo de potência ocorre em 151 (1,41) e o componente 155 tem o fator de potência igual a 0,98. O RVACS, sistema auxiliar de resfriamento do vaso do reator (*Reactor Vessel Auxiliary Cooling System*), é representado pelos componentes 800 a 830. Diversos ajustes foram feitos para adequar o modelo, como por exemplo, redução da transferência de calor entre diversos componentes e os coeficientes de perda de carga para ajuste da vazão.

**Figura 5-5 – Nodalização do LS-VHTR no RELAP5-3D utilizada por Davis e Hawkes 2006.**



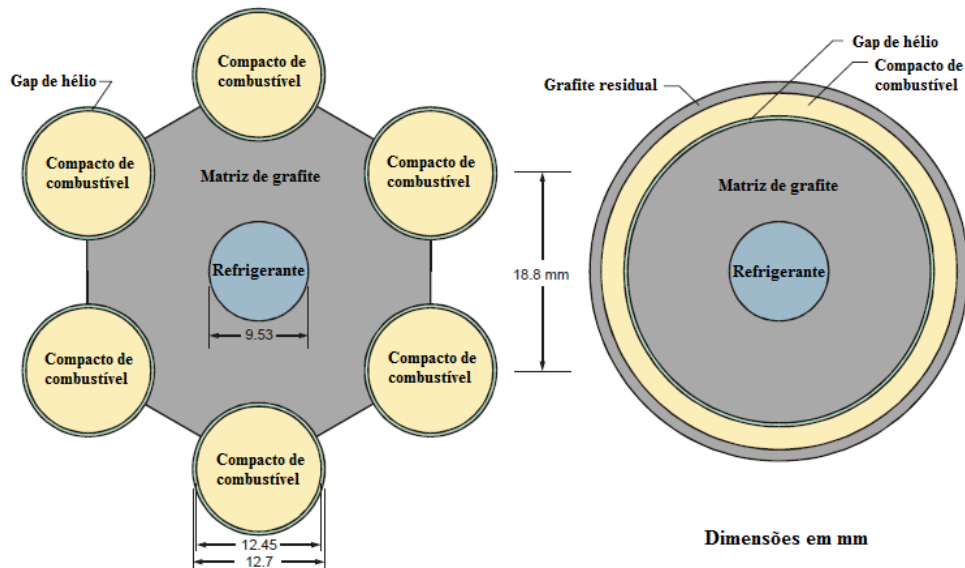
04-GA50050-13

Fonte: Adaptado de Davis e Hawkes, 2006.

O modelo utiliza como célula de combustível uma representação com 1 canal de refrigeração e dois canais de combustível. O *gap* entre o canal de combustível e o compacto é preenchido com gás hélio. O raio central da estrutura de calor, HS (*Heat Structure*) que representa a célula é o do canal de refrigeração. A espessura do grafite preserva o volume do grafite, assim como as espessuras do *gap* de hélio e do combustível preservam o volume destes. Uma região anular externa é modelada para acrescentar o grafite do bloco correspondente a 1 canal. Este modelo é representado na Figura 5-6. Os autores ressaltam que o modelo resulta em um anel de combustível com um raio menor do que o do compacto de combustível e que, portanto, ajustes precisam ser feitos na condutividade e no coeficiente de transferência de calor para que o modelo seja mais adequado. A condutividade térmica do combustível foi multiplicada por 0,324 e a do hélio por 0,742. Utilizou-se um código chamado ABAQUS para comparar os valores de temperatura encontrados e referendar o modelo. O coeficiente de transferência de calor e a temperatura do reservatório foram

escolhidos como sendo  $13.000 \text{ W/m}^2\text{K}$  e  $1000 \text{ }^\circ\text{C}$ , respectivamente. As condutividades do grafite, hélio e combustível foram estabelecidas como  $60 \text{ W/mK}$ ,  $0,44 \text{ W/mK}$  e  $10 \text{ W/mK}$ , respectivamente. A taxa de geração de calor do compacto de combustível é de  $44,28 \text{ MW/m}^2$ .

**Figura 5-6 – Modelo de uma célula utilizado no RELAP5-3D**



Fonte: Adaptado de Davis e Hawkes, 2006.

Ajustado e validado o modelo, Davies e Hawkes (2006) realizaram análises de transitórios simulando a perda de vazão. A vazão no componente 285 foi reduzida a zero em 10 s. O pico de temperatura do combustível encontrado foi de  $1260 \text{ }^\circ\text{C}$ , abaixo da temperatura de vaporização do *Flibe*,  $1430 \text{ }^\circ\text{C}$ .

### 5.1.6 PROPRIEDADES DOS SAIS LÍQUIDOS

Os sais líquidos solidificam a temperaturas muito altas, o *Flibe*, por exemplo, a  $458 \text{ }^\circ\text{C}$ , portanto, é necessário grande cuidado no controle da temperatura de entrada do reator, para que este não tenha o seu funcionamento comprometido. A Tabela 5-3 apresenta os pontos de congelamento e de ebulição de alguns sais líquidos utilizados como refrigerantes.

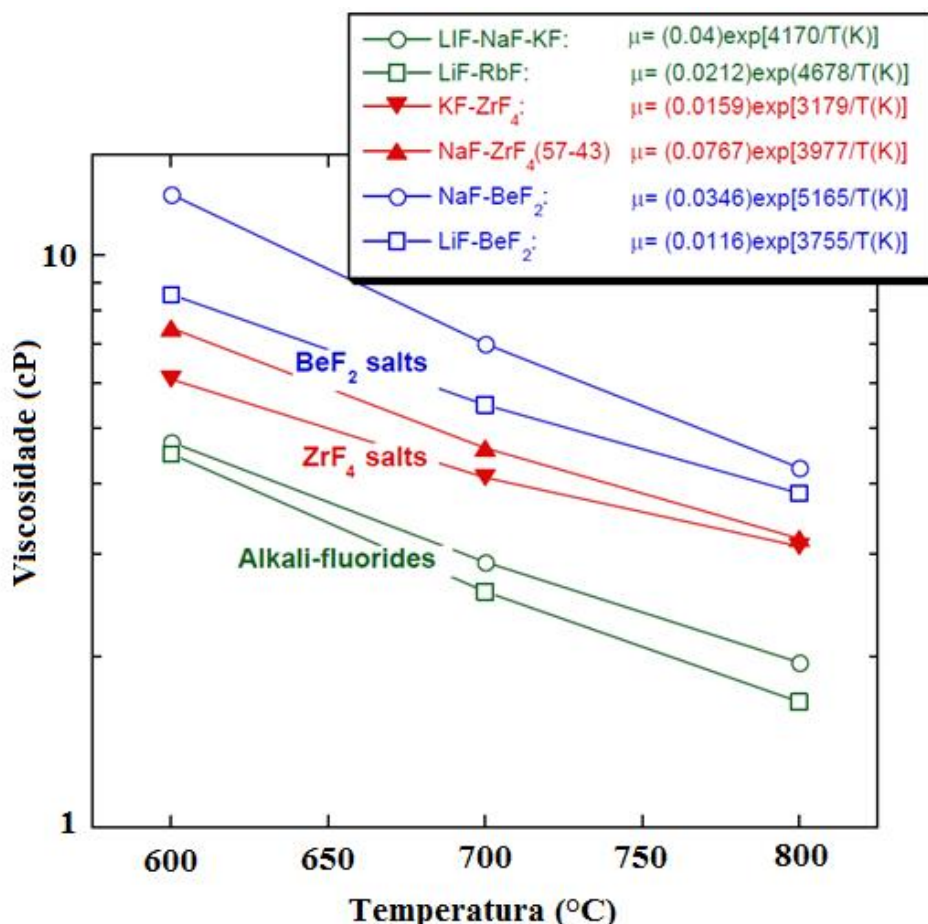
**Tabela 5-3 – Ponto de ebulição e solidificação dos sais líquidos**

Constituintes do Sal	Ponto de solidificação (°C)	Ponto de ebulição (°C)
LiF	845	1681
NaF	995	1704
KF	856	1502
RbF	775	1408
BeF <sub>2</sub>	555	1327
ZrF <sub>4</sub>	903	600 (sublimação)
LiF-NaF-KF (46,5-11,5-42)	454	1570
<b>LiF-BeF<sub>2</sub> (67-33) - Flibe</b>	<b>458</b>	<b>~1400<sup>a</sup></b>
NaF-BeF <sub>2</sub> (57-43)	340	~1400 <sup>a</sup>
NaF-ZrF <sub>4</sub> (59,5-40,5)	500	~1350 <sup>a</sup>
RbF-ZrF <sub>4</sub> (58-42)	410	~1450 <sup>a</sup>
<sup>a</sup> Estimada pela extrapolação dos dados de temperatura mais baixa (~1100 °C)		

Fonte: Adaptado de Ingersoll *et al.*, 2007.

Outra propriedade importante para a compreensão do comportamento dos sais líquidos é a viscosidade. A viscosidade, para os sais líquidos, varia com a temperatura, mais do que qualquer outra propriedade destes fluidos. Ela decresce exponencialmente com a temperatura. Este comportamento faz com que esta propriedade seja essencial na análise fluidodinâmica dos reatores resfriados com estes sais, principalmente em estados transitórios. A Figura 5-7 mostra a viscosidade para os sais líquidos mais utilizados em reatores nucleares.

Figura 5-7 – Viscosidade para alguns sais líquidos



Fonte: Adaptado de Ingersoll *et al.*, 2007.

## 5.2 METODOLOGIA UTILIZADA NA NODALIZAÇÃO DO LS-VHTR

Basicamente, foram utilizadas, neste trabalho, duas metodologias para a modelagem do LS-VHTR: uma para simular uma simples célula de combustível, e outra para simular o núcleo inteiro, conforme serão descritas nas próximas seções.

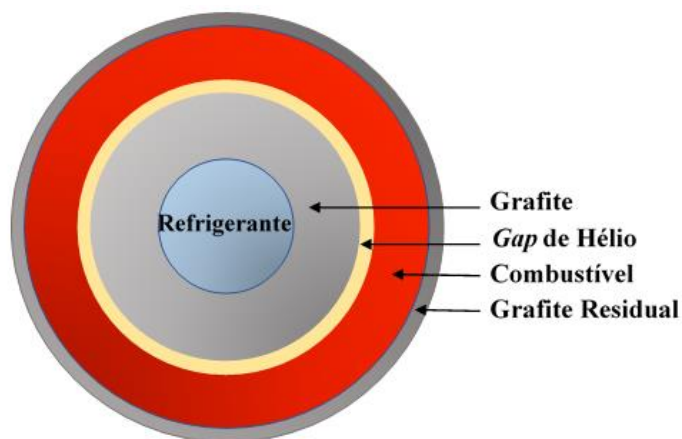
### 5.2.1 SIMULAÇÃO DE UMA CÉLULA DE COMBUSTÍVEL DO LS-VHTR

Inicialmente, foi realizada a simulação de uma única célula de combustível, como em Davis e Hawkes (2006). Cada célula de combustível foi considerada como parte de um bloco hexagonal, como o da Figura 5-6. Cada bloco do núcleo do reator foi dividido em 108 partes, correspondendo ao número de canais de refrigerante. Para cada canal de refrigerante (*Flibe*) existem dois canais de combustível, com dois intervalos (*gaps*) entre os canais e uma parte da



matriz de grafite. A área do bloco de grafite foi dividida em 108 partes, correspondendo ao número de canais de refrigeração no bloco, e sua área e raio equivalentes foram calculados. As áreas dos canais de combustível e dos *gaps* também foram calculadas e os raios equivalentes foram utilizados para a construção da célula. O *gap* entre a matriz e o canal de combustível foi preenchido com gás hélio. A Figura 5-8 mostra o modelo da célula utilizado.

**Figura 5-8 – Modelo da célula de combustível utilizado no RELAP5-3D**



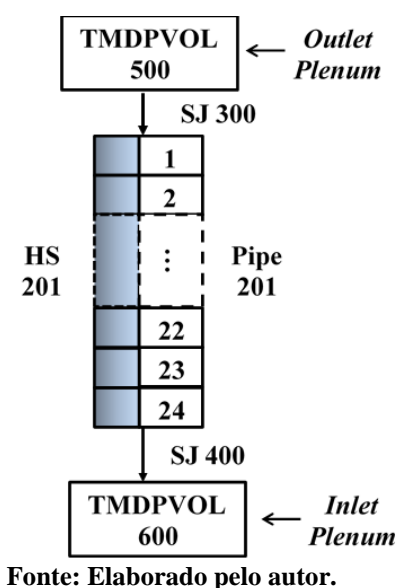
Fonte: Elaborado pelo autor.

Para modelar a célula de combustível foi utilizado um *pipe* representando o canal do refrigerante e uma estrutura de calor (HS). A HS possui um anel de grafite do bloco, um anel de *gap* de hélio, um anel de combustível e um anel de grafite residual do bloco. No primeiro momento foi utilizado o combustível homogêneo. Em um segundo momento a área do combustível foi dividida em diversas camadas, discretizando a região do combustível nas diversas camadas da TRISO. A estrutura de calor usada para simular a fonte de potência, (HS 201) foi dividida em 24 volumes axiais, acompanhando o *pipe* e em 20 *meshes* radiais. Os raios dos materiais utilizados e os *mesh points* correspondentes a estes raios são apresentados na Tabela 5-4. O *pipe* possui uma área de  $7,133 \times 10^{-5} \text{ m}^2$ .

O *pipe* 201 foi dividido em 24 volumes axiais. Dois TMDPVOL foram utilizados para simular o *Inlet Plenum* (entrada), TMDPVOL 500, e o *Outlet Plenum* (saída), TMDPVOL 600. Duas SJ, 300 e 400 foram utilizadas para fazer a ligação dos *Plena* com o *pipe*.

Na Figura 5-9 é mostrada a nodalização da célula utilizada no RELAP5-3D.

**Figura 5-9 – Nodalização de uma célula de combustível do LS-VHTR**



Fonte: Elaborado pelo autor.

As condições iniciais utilizadas na simulação da célula foram as mostradas na Tabela 5-4. Como foi utilizado apenas um canal de refrigerante e dois de combustível, os valores da vazão e da potência foram divididos para corresponder aos valores locais. Uma distribuição cossenoidal axial de potência foi adotada para distribuir a potência local ao longo da HS no modelo.

**Tabela 5-4 – Mesh points e raios de acordo com as camadas de material da HS da célula do LS-VHTR.**

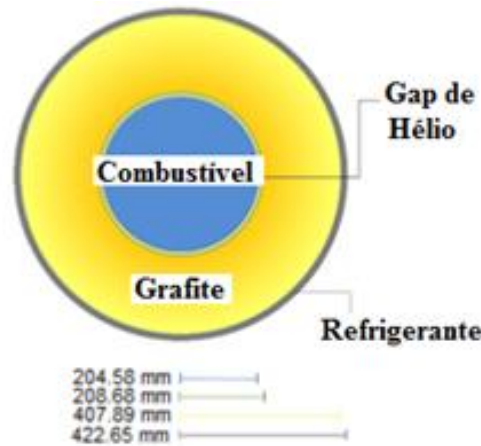
Mesh point	Combustível Heterogêneo		Combustível Homogêneo	
	Material	Raio ( $10^{-3}$ m)	Material	Raio ( $10^{-3}$ m)
1	Início da HS	4,765	Início da HS	4,765
5	Grafite do bloco	14,531	Grafite do bloco	14,531
6	Gap de hélio	14,648	Gap de hélio	14,648
8	UO <sub>2</sub>	14,8059	Combustível Homogêneo	16,445
10	PyC de baixa densidade	14,9197		
12	PyC de alta densidade	14,9926		
14	SiC	15,0623		
16	PyC de alta densidade	15,2094		
18	Grafite do compacto	16,445		
20	Grafite residual	17,070	Grafite residual	17,070

Fonte: Elaborado pelo autor.

### 5.2.2 SIMULAÇÃO DO NÚCLEO DO LS-VHTR

Uma nodalização do núcleo inteiro do LS-VHTR foi realizada por Nunes *et al.* (2015), onde 53 canais termo-hidráulicos foram utilizados para representar as 265 colunas de combustível. A cada 5 colunas corresponde um canal termo-hidráulico com uma HS correspondente. Foi calculado o volume médio de combustível, *gap* de hélio e grafite em cada 5 colunas de combustível. Foi calculada também a área correspondente dos canais de refrigerante. A HS utilizada é apresentada na Figura 5.10. A HS foi dividida em 12 *meshes* radiais, sendo: 6 intervalos na região do combustível, 1 intervalo no *gap* de hélio e 4 intervalos na região do grafite. Os canais, assim como as HSs, foram divididos em 24 volumes axiais de 0,3304 m cada um, totalizando o comprimento de 7,93 m.

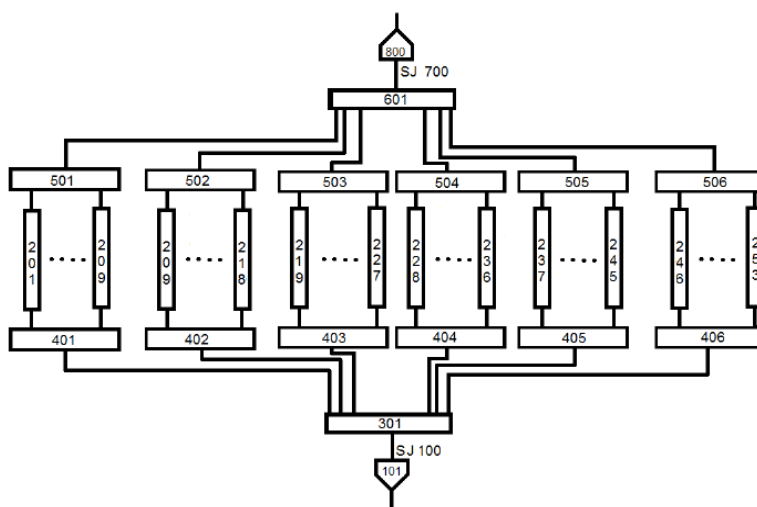
**Figura 5-10 – Estrutura de calor e *pipe* utilizados na simulação do RELAP5-3D**



Fonte: Nunes *et al.*, 2015.

A Figura 5-11 mostra a nodalização utilizada para o núcleo. Os TMDPVOL 101 e 800 representam o *plenum* de entrada e o *plenum* de saída, respectivamente. Os *pipes* de 201 a 253 representam os canais de refrigeração. Os componentes 700 e 100 são junções simples. Os outros componentes são *branches* que fazem as ligações dos canais.

**Figura 5-11 – Nodalização do núcleo do LS-VHTR**



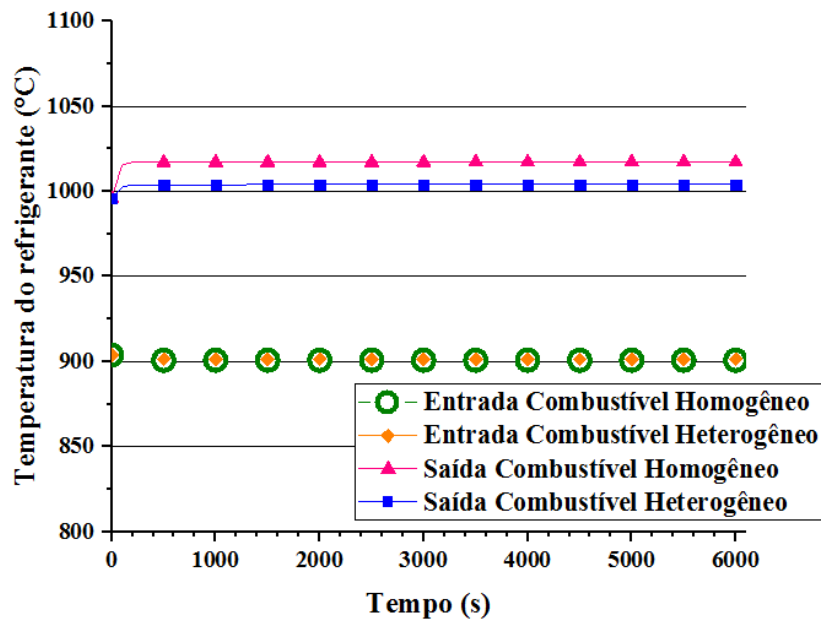
Fonte: Nunes *et al.*, 2015.

### 5.3 RESULTADOS DO LS-VHTR

#### 5.3.1 SIMULAÇÃO DE UMA CÉLULA DE COMBUSTÍVEL DO LS-VHTR

A Figura 5-12 mostra as temperaturas de entrada e saída do refrigerante (*Flibe*). A temperatura de entrada para a configuração com o combustível homogêneo é de 900,79 °C e para a configuração com o combustível heterogêneo é de 901,32 °C. As temperaturas de saída são, respectivamente, de 1017,22 °C e 1003,99 °C. As temperaturas de entrada estão bem próximas às de Davis e Hawkes (2006) e são apresentadas na Tabela 5-2. Porém, a temperatura de saída na célula com combustível heterogêneo mostrou-se mais alta em relação à da referência, apresentando um aumento de 17,22 °C graus em relação à temperatura de saída dada na Tabela 5-2, de 1000 °C. A célula com o combustível heterogêneo apresentou uma temperatura muito próxima à da literatura.

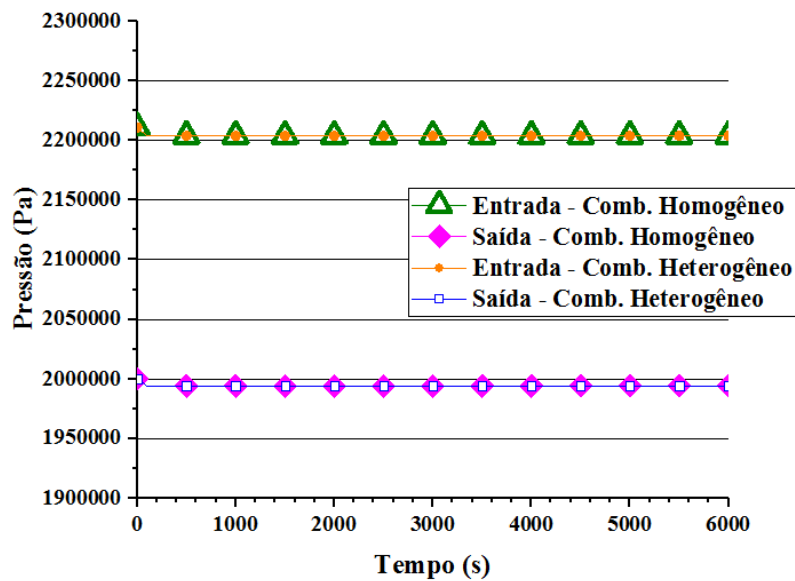
**Figura 5-12 – Temperaturas de entrada e saída do refrigerante no canal 201**



Fonte: Elaborado pelo autor.

A Figura 5-13 apresenta a pressão na entrada e na saída do canal 201. A pressão de entrada foi 2,20 MPa e a de saída 2,00 MPa. A queda de pressão foi 0,20 MPa. Este valor está bem próximo do valor de referência da Tabela 5-2, 0,21 MPa.

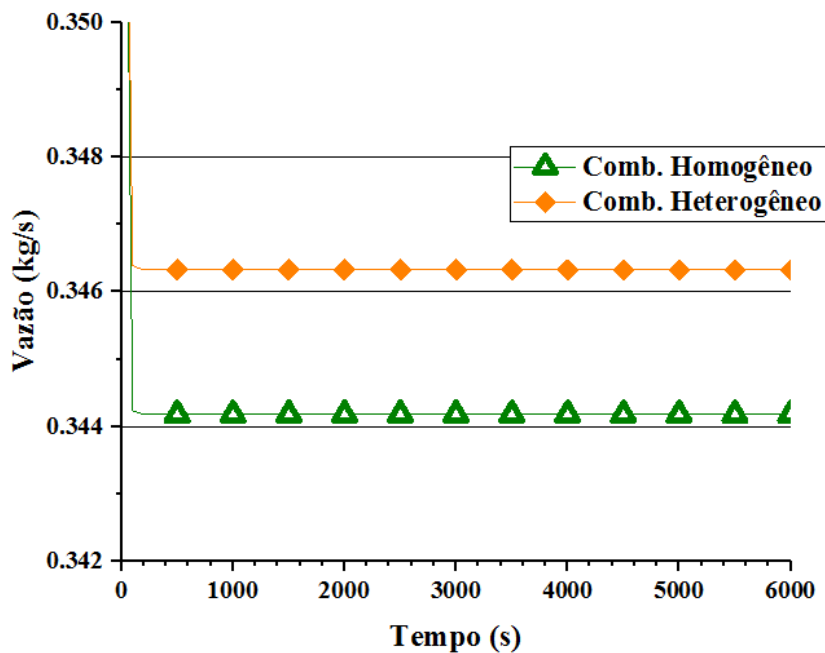
**Figura 5-13 – Pressão de entrada e saída do refrigerante no canal 201**



Fonte: Elaborado pelo autor.

Na Figura 5-14 é mostrada a vazão do refrigerante no canal 201 para a célula com combustível homogêneo e com combustível heterogêneo. A vazão encontrada foi de 0,344 kg/s para o combustível homogêneo e 0,346 kg/s para o combustível heterogêneo. Esta vazão está bem próxima da vazão esperada, que é cerca de 0,319 kg/s.

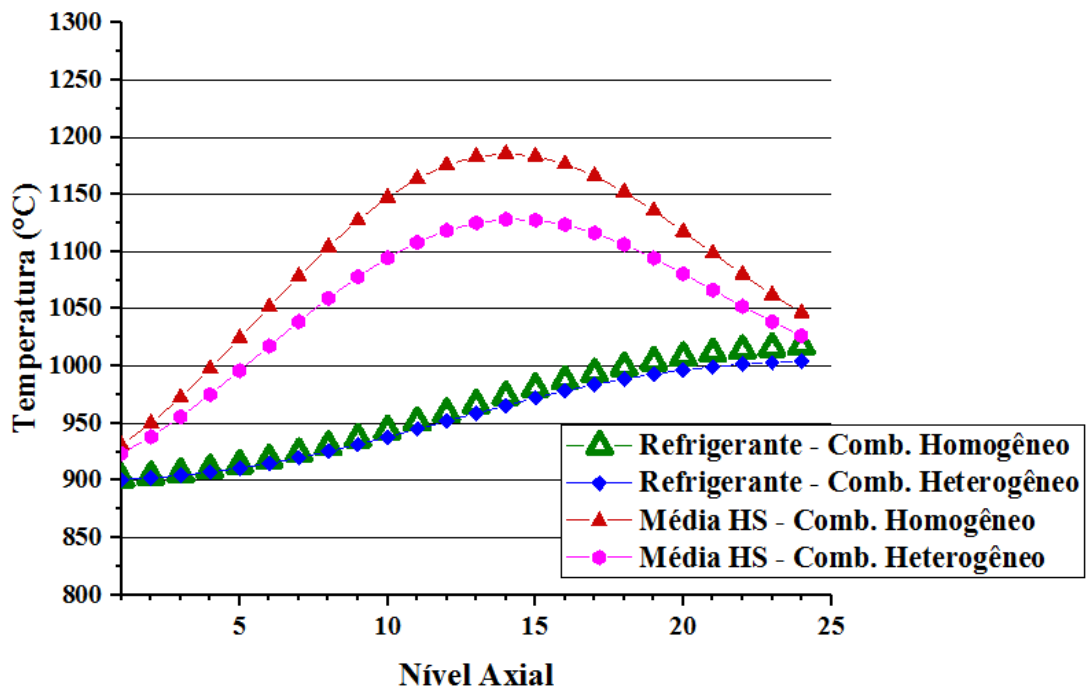
**Figura 5-14 – Vazão do refrigerante no canal 201**



Fonte: Elaborado pelo autor.

A Figura 5-15, apresenta a temperatura do refrigerante para o combustível homogêneo e para o combustível heterogêneo ao longo do canal 201, nos volumes axiais (1 a 24). Apresenta também a temperatura média na HS ao longo dos mesmos volumes axiais. A temperatura da HS foi tomada como sendo a média dos valores encontrados nos volumes axiais de 1 a 24. As temperaturas tanto do refrigerante quanto da estrutura de calor foram maiores para o combustível homogêneo. Deve ser lembrado que foi utilizado um perfil cossenoidal de potência na HS.

**Figura 5-15 – Temperatura do refrigerante ao longo do canal e temperatura média da HS para a célula de combustível homogêneo e para a célula de combustível heterogêneo**

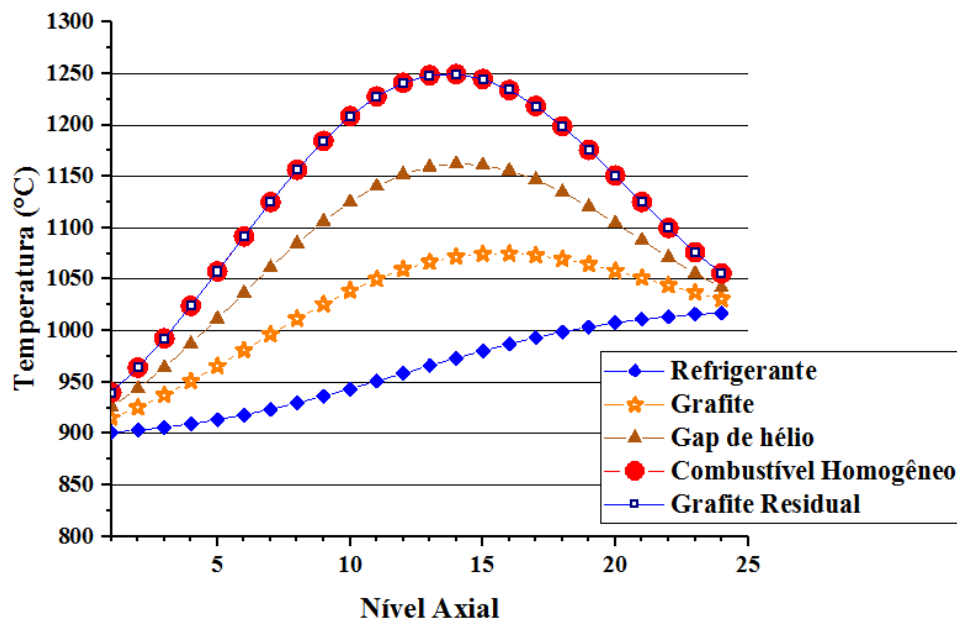


Fonte: Elaborado pelo autor.

Na Figura 5- 16 são apresentadas as temperaturas do refrigerante, do grafite, do *gap* de hélio, do combustível homogêneo e do grafite residual para a célula com combustível heterogêneo. O nível axial que apresentou maiores temperaturas foi o nível 14.

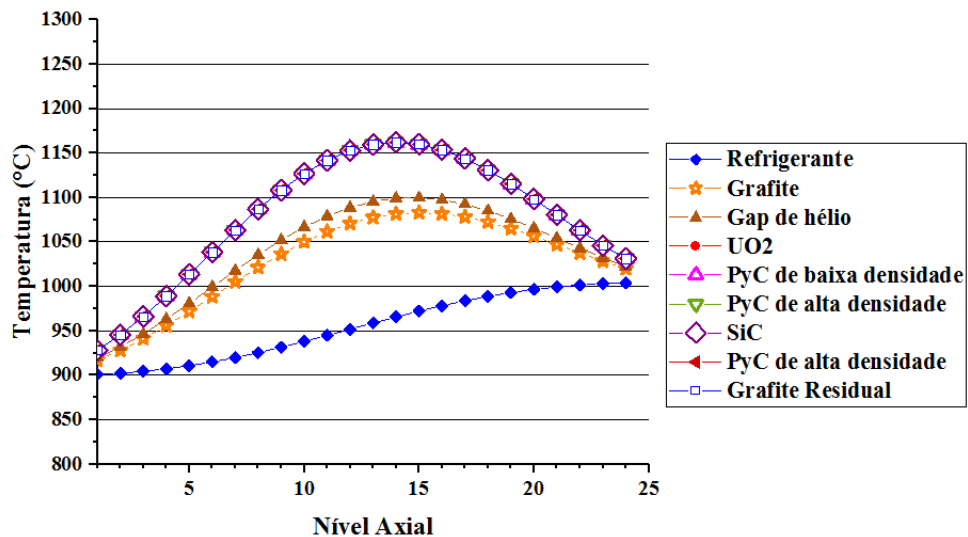
Na Figura 5-17 é apresentado o perfil das temperaturas axiais do refrigerante, grafite, *gap* de hélio, combustível heterogêneo e grafite residual. Como no anterior, o nível cujas temperaturas atingiram valores mais altos foi o 14. O *gap* de hélio, o combustível e o grafite residual não apresentaram diferenças de temperatura.

**Figura 5-16 – Temperaturas dos volumes axiais para a célula com combustível homogêneo**



Fonte: Elaborado pelo autor.

**Figura 5-17 – Temperaturas dos volumes axiais para a célula com combustível heterogêneo**



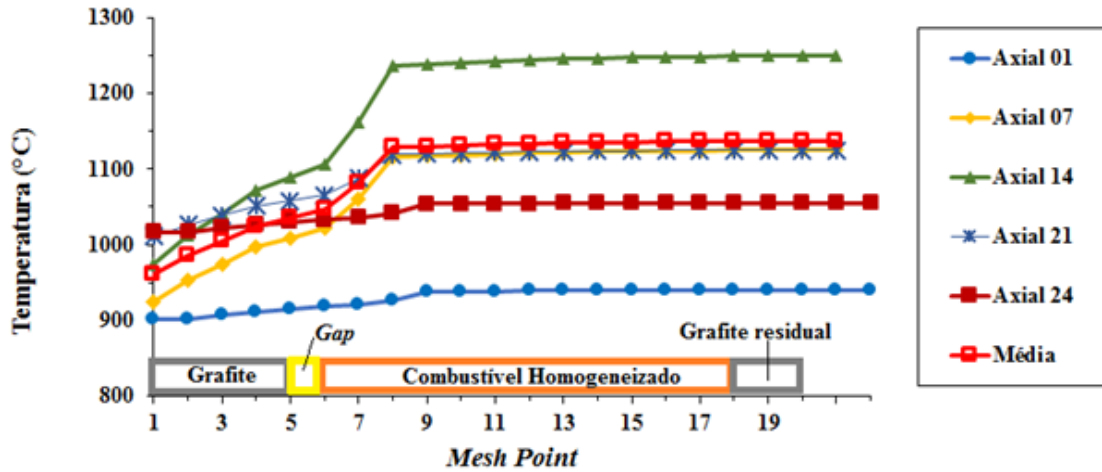
Fonte: Elaborado pelo autor.

A Figura 5-18 apresenta a temperatura radial simulada ao longo da célula de combustível homogêneo em alguns volumes axiais. A temperatura aumenta até o volume axial 14, onde tem o seu ponto máximo e começa então a diminuir. A temperatura média



esteve bem próximo do nível axial 21. A variação de temperatura ao longo do combustível é praticamente nula.

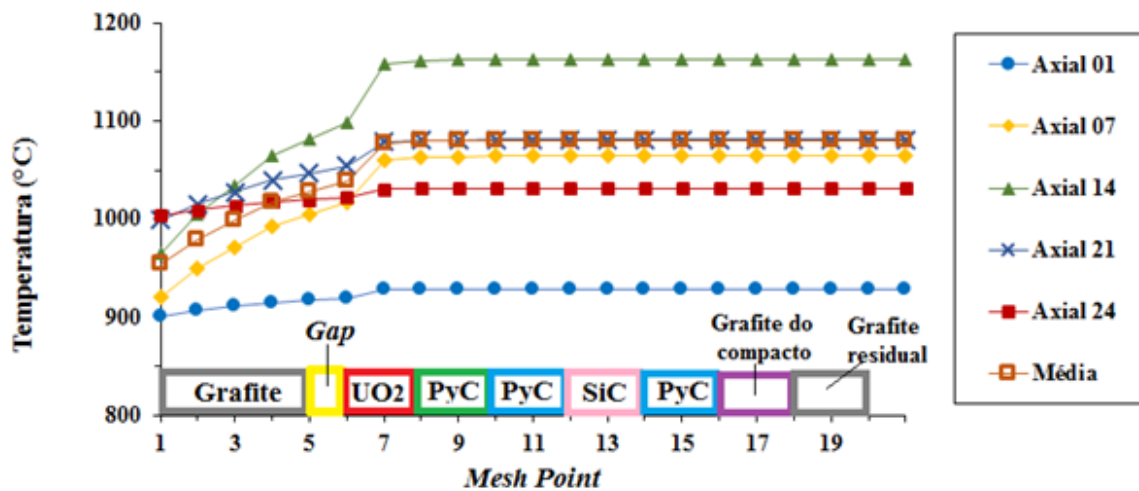
**Figura 5-18 – Temperatura ao longo de alguns volumes axiais da HS do combustível homogêneo**



Fonte: Elaborado pelo autor.

As temperaturas radiais para a célula de combustível do combustível heterogêneo são apresentadas na Figura 5-19. O nível axial com temperaturas mais elevadas foi o 14. A temperatura permaneceu praticamente constante a partir do combustível.

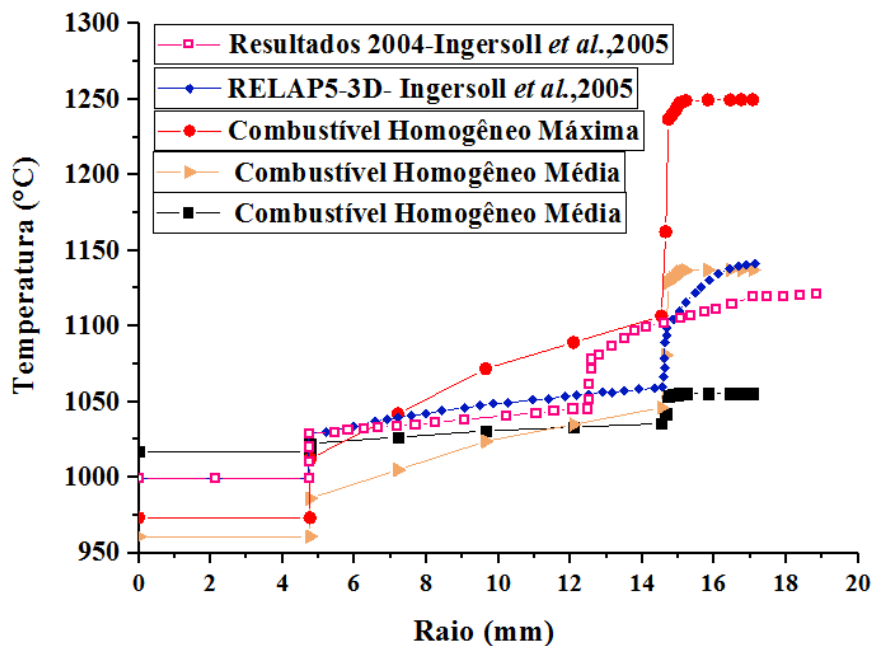
**Figura 5-19 – Temperatura ao longo de alguns volumes axiais da HS do combustível heterogêneo**



Fonte: Elaborado pelo autor.

A comparação entre os resultados obtidos neste trabalho para a célula de combustível homogêneo e os de Ingersoll (2005) é mostrada na Figura 5-20. Na região do combustível, a curva de temperatura média da HS foi a que mais se aproximou dos valores da referência. No entanto, nas regiões do grafite e do *gap*, as temperaturas do volume axial 24, à saída, ficaram mais próximas às encontradas no artigo de referência, embora mais baixas. A temperatura máxima esteve muito acima da simulada por Davis e Hawkes (2006). Nos artigos, não fica claro em qual volume a temperatura foi obtida. Os perfis das temperaturas obtidos neste trabalho apresentam alterações mais abruptas do que os mostrados na referência. A temperatura de saída do refrigerante esteve um pouco mais alta do que a temperatura da referência; a temperatura média e a máxima do refrigerante, no entanto, estiveram abaixo da referência.

**Figura 5-20 – Comparação dos resultados obtidos para a temperatura no refrigerante e na HS com o combustível homogêneo**

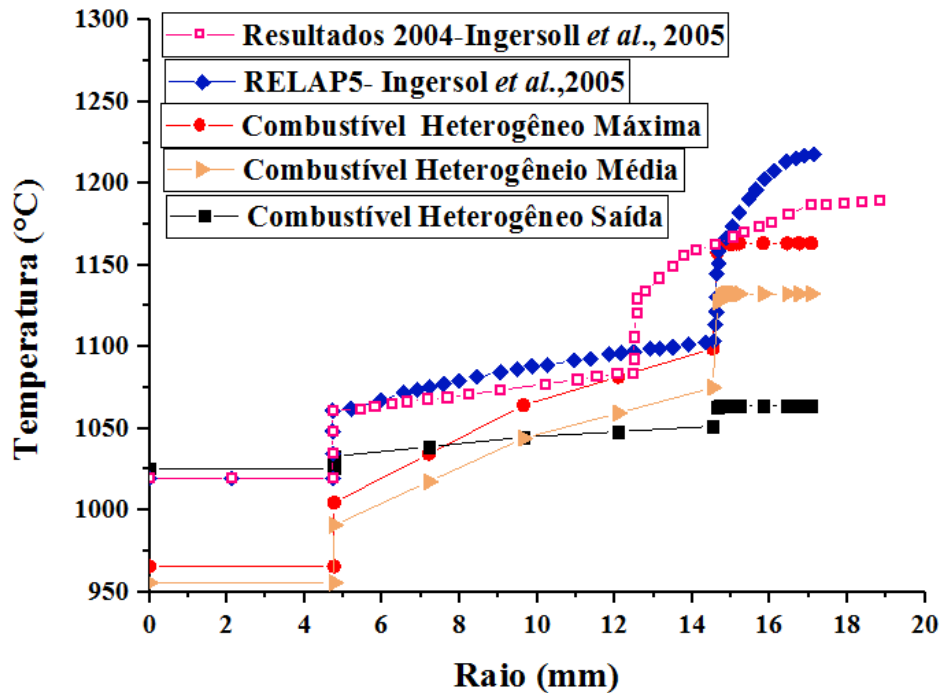


Fonte: Elaborado pelo autor.

Na Figura 5-21 os perfis radiais de temperatura ao longo da HS encontrados na referência Davis e Hawkes (2004) e Ingersoll (2005) são comparados a alguns perfis obtidos para o combustível heterogêneo. Os perfis obtidos neste trabalho possuem mudanças mais abruptas do que aqueles mostrados nas referências. Na área do combustível não houve diferença de temperatura, ficando o gráfico com um patamar; na área do grafite, no entanto, a

diferença de temperatura foi maior do que a da referencia. A temperatura do combustível máxima foi maior do que a da referência, enquanto a média e a de saída, ficaram mais baixas.

**Figura 5-21 – Comparação dos resultados obtidos para a temperatura no refrigerante e na HS com o combustível heterogêneo**



Fonte: Elaborado pelo autor.

Os valores das temperaturas médias e máximas encontrados para cada material na simulação são apresentados na Tabela 5-5. De um modo geral os valores obtidos para o combustível homogêneo foram maiores do que os valores para o combustível heterogêneo. No combustível heterogêneo, a partir do  $UO_2$  não houve mudança de temperatura, permanecendo a mesma constante. No combustível homogêneo, houve uma leve mudança de temperatura, sendo que, do  $UO_2$  até o final do grafite a temperatura aumentou  $7^\circ C$ . Uma provável causa é o fato de que as espessuras de cada material no combustível heterogêneo são muito pequenas, não permitindo um aumento da temperatura, a partir do urânio. No combustível homogêneo, existe a presença de  $UO_2$  em uma quantidade maior de material, fazendo com que além de as temperaturas serem mais elevadas, a temperatura aumente um pouco ao longo da região do combustível.

**Tabela 5-5 – Temperaturas médias e máximas dos materiais encontradas na simulação da célula de combustível**

Material	Combustível Homogêneo		Combustível Heterogêneo	
	Temp. Média (°C)	Temp. Máxima (°C)	Temp. Média (°C)	Temp. Máxima (°C)
Refrigerante	960,9	1017,2	954,0	1003,9
Grafite do bloco	1019,2	1107,8	1012,4	1099,7
<i>Gap</i> de hélio	1081,0	1162,4	1076,7	1157,7
UO <sub>2</sub>	1134,3	1249,6	1079,9	1162,7
PyC de baixa densidade			1080,3	1163,4
PyC de alta densidade			1080,3	1163,4
SiC			1080,3	1163,4
PyC de alta densidade			1080,3	1163,4
Grafite do compacto			1080,3	1163,4
Grafite residual	1137,2	1249,6	1080,3	1163,4

Fonte: Elaborado pelo autor.

Na Tabela 5-6 os resultados para a temperatura média em cada anel do modelo da célula unitária são comparados com os valores obtidos por Davis e Hawkes (2006). Em geral a temperatura média obtida para cada material é menor do que a da referência. Esta diferença é maior para o combustível e o grafite e menor para o *gap*, onde estão muito próximas.

**Tabela 5-6 – Comparação entre temperaturas médias dos materiais**

Material	Davis e Hawkes (2006) (°C)	Simulação (Este trabalho) (°C)		Variação (°C)	
		Homog.	Discr.	Homog.	Discr.
<b>Grafite</b>	1048,0	1019,0	1012,4	-29	-35,6
<b><i>Gap</i> de hélio</b>	1083,0	1081,0	1076,4	-2	-6,6
<b>Combustível</b>	1120,0	1134,0	1079,9	14	-40,1

Fonte: Elaborado pelo autor.

As temperaturas do combustível homogêneo foram maiores. A temperatura de saída do refrigerante na célula com combustível heterogêneo foi mais próxima da temperatura esperada

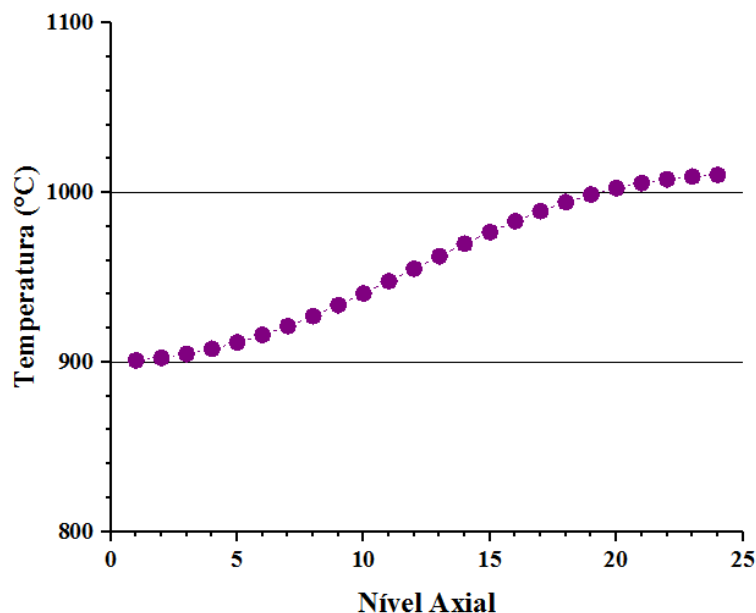
(1000 °C) do que a do combustível homogêneo. No entanto, a temperatura média esperada para o combustível, de acordo com a literatura, esteve mais próxima da célula com combustível homogêneo. Os perfis axiais de temperaturas estão satisfatórios, assim como os parâmetros termo-hidráulicos em geral (pressão, vazão e temperatura do refrigerante).

## 5.3.2 SIMULAÇÃO DO NÚCLEO

### 5.3.2.1 Estado estacionário

A temperatura média calculada ao longo da HS é mostrada na Figura 5-22. A temperatura aumenta ao longo do canal alcançando o valor máximo no nível axial 18, seguindo o comportamento esperado. A temperatura média do combustível foi de 1066 °C, enquanto a encontrada em Davies e Hawkes (2006) foi de 1093 °C, o que apresenta um desvio de apenas 2,5%.

**Figura 5-22 – Temperatura axial média ao longo da HS**

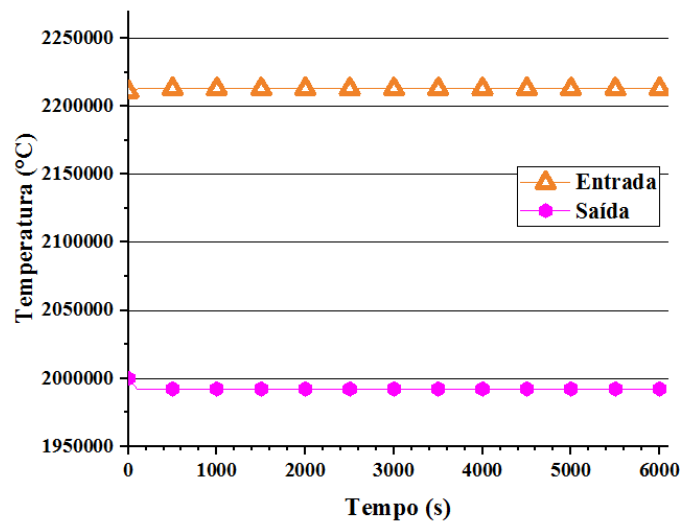


Fonte: Elaborado pelo autor.

Na Figura 5-23 são apresentadas as pressões de entrada e saída do núcleo do reator. A queda de pressão calculada foi de 0,2 MPa, o que está bem próximo da encontrada na referência, 0,21 MPa (Davis e Hawkes, 2006).

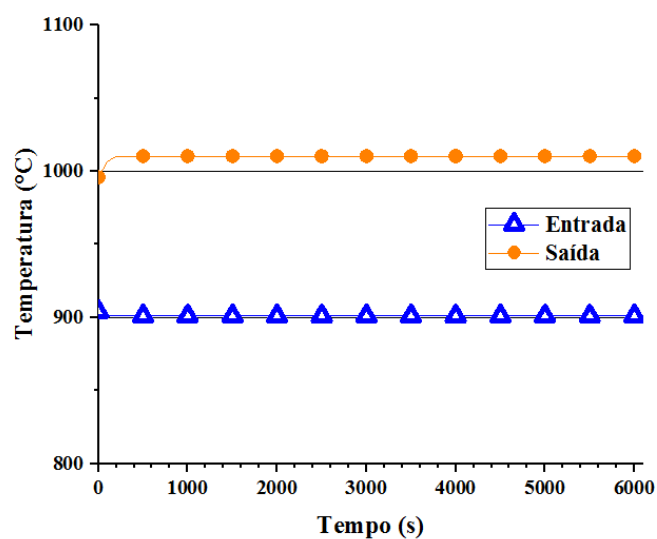
As temperaturas de entrada e saída para um canal são apresentadas na Figura 5-24. Verifica-se um aumento de 100 °C ao longo do canal, o que é esperado. O mesmo comportamento acontece nos 53 canais.

**Figura 5-23 – Pressões de entrada e saída do núcleo do reator**



Fonte: Elaborado pelo autor.

**Figura 5-24 – Temperaturas de entrada e saída do núcleo do reator**



Fonte: Elaborado pelo autor.

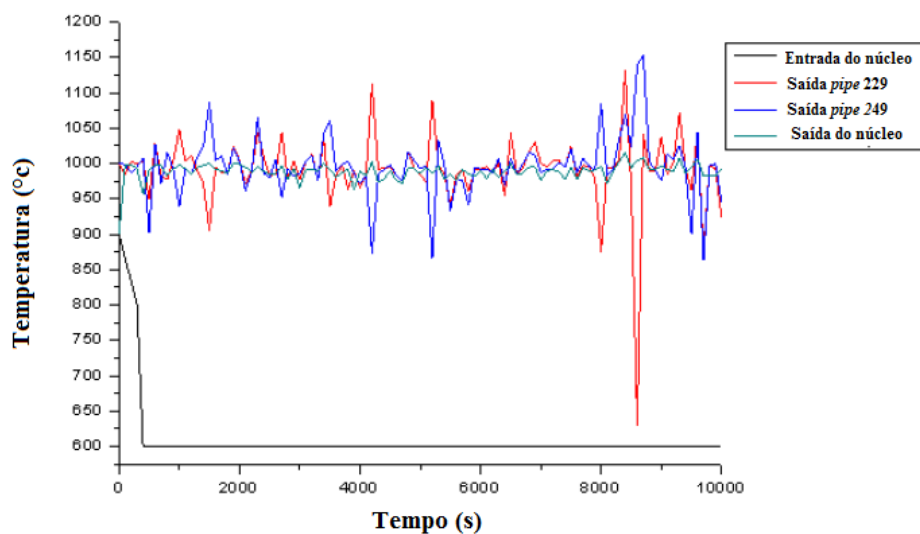
### 5.3.2.2 Transitório

O fenômeno de transporte de calor pelo sal líquido tem um importante papel nas simulações do estado estacionário, de transitórios e dos acidentes do LS-VHTR. Um dos pré-requisitos mais importantes deste tipo de reator é a capacidade de resposta na remoção de calor residual em caso de acidente, fazendo com que a temperatura do núcleo caia o mais rapidamente possível.

Na escolha do sal utilizado para a refrigeração do reator é importante considerar os pontos de fusão e ebulição do mesmo. O ponto de ebulição determina a margem de segurança entre a operação normal do reator e seu comportamento em caso de acidentes, determinando as temperaturas máximas permitidas. O ponto de fusão do sal determina as temperaturas mínimas desejadas para não permitir a solidificação do mesmo (Qualls e Wilson, 2006).

Na simulação do transitório, a temperatura do reator foi forçada a cair 300 °C em 10 s a partir de 300 s de operação estacionária. Na Figura 5-25, estão apresentadas as temperaturas de entrada e saída do refrigerante. A temperatura de saída do núcleo decresce e estabiliza-se em um valor próximo a 1000 °C. A temperatura nos canais apresenta um comportamento oscilatório com grandes amplitudes, embora este comportamento não seja observado na temperatura de saída do núcleo.

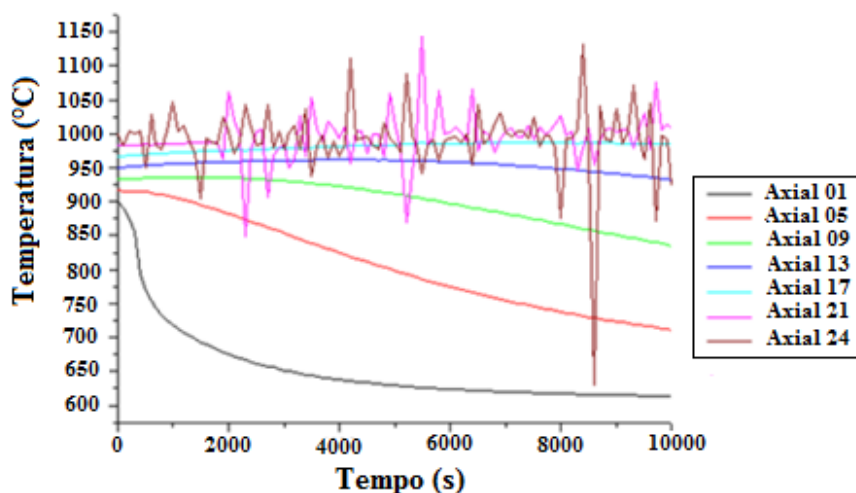
**Figura 5-25 – Temperaturas de entrada e saída do refrigerante durante o transitório**



Fonte: Elaborado pelo autor.

Com o objetivo de observar em que ponto do canal a oscilação descrita acima tem início, foram tomadas as temperaturas ao longo do canal 229, considerando-se que todos os canais têm as mesmas dimensões e conseqüentemente o mesmo comportamento. A Figura 5-26 mostra as temperaturas ao longo do canal 229. A perturbação na temperatura aparece nos últimos volumes do canal, a partir do volume 21.

**Figura 5-26 – Temperaturas do refrigerante ao longo do canal 229 durante o transiente**

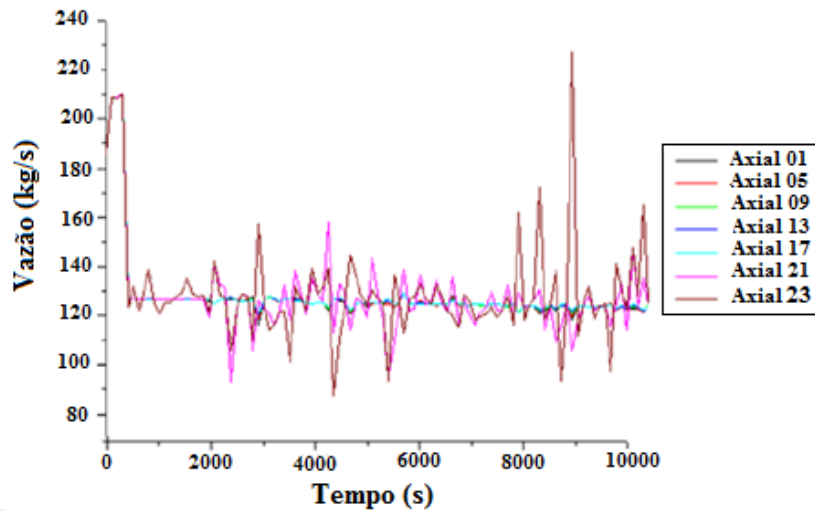


Fonte: Elaborado pelo autor.

As oscilações nos canais de refrigeração ocorrem devido a variação da vazão nos últimos volumes do canal em função da diminuição da temperatura do refrigerante, como mostrado na Figura 5-27, tendo-se como exemplo o canal 229. Essa oscilação pode estar ligada a modificações na densidade do sal que, com a temperatura menor, pode ter se tornado mais viscoso, pois ficou a 150 °C de solidificar, dificultando o fluxo.



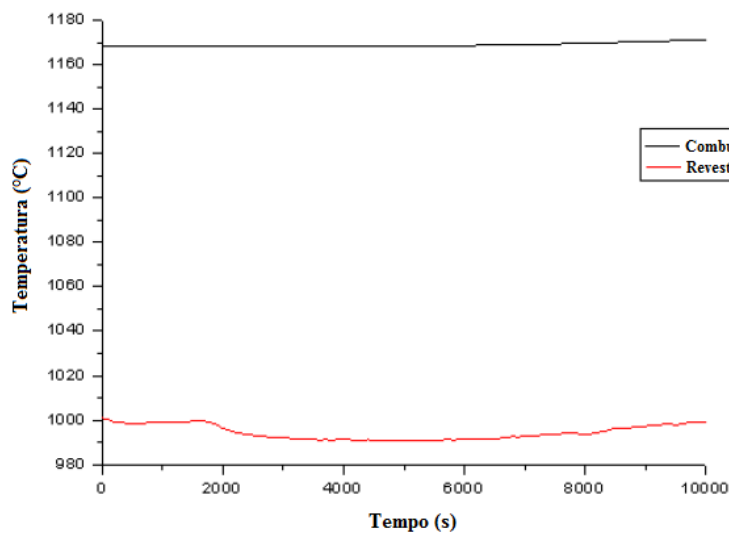
**Figura 5-27 – Vazão do refrigerante ao longo do canal 229 durante o transiente**



**Fonte: Elaborado pelo autor.**

As temperaturas do combustível e do revestimento de grafite mantêm-se praticamente constantes ao longo do transiente, como observado na Figura 5-28. A temperatura do revestimento tem um leve decréscimo, porém, aumenta novamente, retomando o valor inicial a partir de 10.000 s de cálculo. Estas temperaturas foram tomadas nos níveis axiais onde ocorreram as máximas temperaturas.

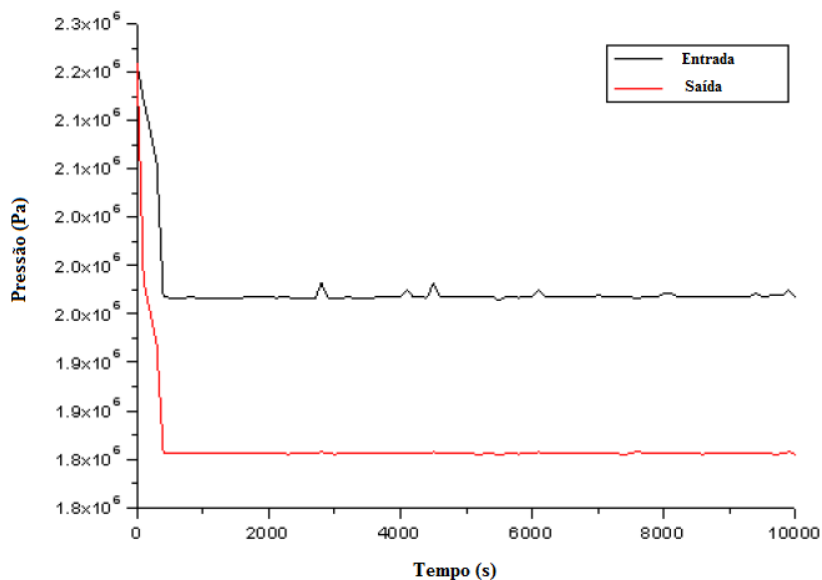
**Figura 5-28 – Temperatura do revestimento no nível axial 24 e do combustível no nível axial 15 no canal 229**



**Fonte: Elaborado pelo autor.**

O decréscimo na temperatura do refrigerante acarreta uma diminuição na pressão, como se pode observar na Figura 5-29, embora a queda de pressão através do núcleo continue aproximadamente a mesma que a observada no estado estacionário.

**Figura 5-29 – Pressões de saída e entrada no núcleo durante o transiente**



**Fonte: Elaborado pelo autor.**

Observa-se que a diminuição da temperatura em 300 °C não mostrou grandes perturbações na saída do reator, tendo-se como referência o estado estacionário, embora um comportamento oscilatório tenha sido observado nos últimos volumes dos canais de refrigeração.

Como uma sugestão de trabalho futuro, propõe-se, além da refinação do modelo do RELAP5-3D, a utilização de uma HS que contenha as camadas dos diferentes materiais da TRISO, para comparação com os resultados obtidos com o material homogêneo e a verificação da influência desta mudança no estado transitório, fazendo assim, uma análise de sensibilidade.

## 6 CONCLUSÕES

Neste trabalho, com a finalidade de agregar conhecimento aos estudos térmicos sobre reatores avançados de alta temperatura, três projetos de reatores foram considerados para verificar a capacidade de simulação do código de análise termo-hidráulica RELAP5-3D para esses sistemas. O código RELAP5-3D, tem disponíveis diversos novos fluidos de trabalho, entre eles o hélio e diversos tipos de sais líquidos, como o *Flibe*, que foram utilizados nas simulações.

Vários resultados desta tese foram publicados em anais de eventos (Scari *et al.*, 2013; Scari *et al.*, 2014; Scari *et al.*, 2014b; Scari *et al.*, 2015; Scari *et al.*, 2015b; Scari *et al.*, 2016) e em dois artigos científicos (Scari *et al.*, 2016b; Scari *et al.*, 2017).

As modelagens dos respectivos núcleos dos reatores HTTR, do HTR-10 e do LS-VHTR foram desenvolvidas e verificadas em estado estacionário comparando os valores encontrados através dos cálculos com dados de referência de outras simulações e, com dados experimentais disponíveis, comprovando a eficiência do código em reproduzir os sistemas nucleares de quarta geração. Alguns transitórios também foram considerados abrindo um leque de possibilidades de trabalhos futuros. Entretanto, ainda é necessário adicionar novas simulações, principalmente para verificar o comportamento desses sistemas em condições de operação fora do estado estacionário, pois análises de acidentes em reatores GEN-IV ainda são escassas na literatura.

Na simulação do reator HTTR, as temperaturas no refrigerante foram iguais tanto para o combustível homogêneo quanto para o combustível heterogêneo, as temperaturas na estrutura de calor foram maiores para o combustível heterogêneo. Houve uma amortização das temperaturas ao longo do combustível heterogêneo, principalmente nas áreas do grafite e do *gap* de hélio. Como as temperaturas encontradas no trabalho foram menores do que as da literatura, pode ser mais vantajoso fazer as simulações com o combustível discretizado para o cálculo da temperatura máxima do combustível. As temperaturas encontradas no trabalho estiveram abaixo das temperaturas encontradas pelos autores citados, embora as temperaturas finais e iniciais do trabalho estejam próximas àquelas de entrada e saída descritas no documento da IAEA (2003).

Quanto a simulação realizada para o reator HTR-10, o código RELAP5-3D simulou satisfatoriamente o reator tipo *pebble bed*. Houve circulação de refrigerante do núcleo após

fechamento de um dos canais de refrigeração, mostrando que, o sistema de *cross flow* no modelo, representou satisfatoriamente o transitório, fazendo com que as temperaturas não excedessem a máxima permitida para a manutenção da integridade do combustível.

Para o reator LS-VHTR observou-se que, as temperaturas para a célula com o combustível homogêneo foram maiores do que aquelas para o combustível heterogêneo. Um comportamento diferente daquele observado na simulação do HTTR. Há que se investigar a razão. As variáveis possíveis de interferência são o formato da célula da HS, o primeiro com o refrigerante externo à HS e o segundo com o refrigerante interno, e tipo de refrigerante. Constatou-se também que, a diminuição da temperatura em 300 °C não mostrou grandes perturbações no reator, tendo-se como referência o estado estacionário, embora um comportamento oscilatório tenha sido observado nos últimos volumes dos canais de refrigeração, provavelmente devido à variação nas características físico-químicas do sal.

Como trabalhos futuros propõem-se a elaboração de um estudo de sensibilidade da vazão em relação à temperatura, uma expansão da nodalização do núcleo do reator até todo o vaso do reator, incluindo sistemas de remoção de calor e, para realizar transitórios mais realistas fazer acoplamento com códigos neutrônicos, ou utilizando o módulo NESTLE do código RELAP5-3D para avaliar as realimentações de reatividade inseridas com a parte neutrônica.

Outra proposta de trabalho é a construção de um circuito experimental em que se reproduzisse, em escala reduzida, a parte termo-hidráulica de um dos reatores. A alimentação do circuito seria realizada por retificadores elétricos dissipando calor em uma seção de testes por efeito Joule simulando, assim, o combustível.

A conclusão geral deste trabalho, a partir de três estudos iniciais de reatores específicos, é que o código RELAP5-3D poderá ser utilizado nos processos de licenciamento dos reatores GEN IV fazendo aproximações e considerações adequadas nos modelos para a simulação em operação em estado estacionário e em casos de transitórios.

## BIBLIOGRAFIA

Atomic Heritage Fundation, *Chicago Pile-1*, Washington DC, USA, 2017. Disponível em <http://www.atomicheritage.org/history/chicago-pile-1>. Acesso em: 21 jun. 2017

Bess, J. D., Fujimoto, N., Dolphin, B. H., Snoj, L. and Zuderan, A., *Evaluation of the Start-Up Core Physics Tests at Japan's High Temperature Engineering Test Reactor (Fully Loaded Core)*, Idaho National Laboratory, Idaho Falls, USA, 2009.

Cocheme, F. G., *Assesment of Passive Decay Heat Removal in the General Atomic Modular Helium Reactor*, Thesis, Texas A&M University, Department of Nuclear Engineering, Texas, USA, 2004.

Costa, A. L., *Tópicos Especiais: Introdução ao Código de Análise Termo-Hidráulica RELAP5*, Universidade Federal de Minas Gerais, Departamento de Engenharia Nuclear, Curso de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares, 2013.

Davis, C. B. and Hawkes, G. L., *Thermal-Hydraulic Analyses of the LS-VHTR*, Proceedings of ICAPP 2006, Reno, Nevada, USA, June 4-8, 2006.

Davis, C. B., Siefken, L. J. and Oh, C. H., *Assessment of RELAP5-3D for Analysis of Very High Temperature Gas-Cooled Reactors*, 11<sup>th</sup> International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, NURETH-11, Avignon, France, October 2-6, 2005.

Davis, C. B., *Implementation of Molten Salt Properties into RELAP-3D/ATHENA*, INEEL/EXT-05-02658, Idaho Falls, USA, January, 2005.

Davis, C. B. and Oh, C. H., *Addition of Noncondensable Gases into RELAP5-3D for Analysis of High Temperature Gas-Cooled Reactors*, 2003 RELAP5 International Users Seminar, West Yellowstone, Montana, August 27-29, 2003.

Fortini, A., Monteiro, F. B. A., Scari, M. E., Silva, F. C.; Sousa, R. V., Silva, C. A. M.; Costa, A. L., Pereira, C. e Veloso, M. A. F., *Recent Advances on the Use of Reprocessed Fuels and Combined Thorium Fuel Cycles in HTR Systems*, Progress in Nuclear Energy, Vol.83, p. 482-496, 2015.

Fortini, Â. M. F., *Transurânicos em Reator a Gás de Alta Temperatura*, Tese, Programa de Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares, Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais, Belo Horizonte, Brasil, 2014.

Fujikawa, S., Hayashi, H., Nakazawa, T., Kawasaki, K., Iyoku, T., Nakagawa, S. and Sakaba, N., *Achievement of reactor-outlet coolant temperature of 950°C in HTTR*, Journal of Nuclear Science and Technolog. Vol. 41, p.1245-1254, 2004.

Garnaud, X., Han, X. Jacquet, P., Ndombo, J.-M., Limaiem, I., *Multiscale analysis of heat transfer in coated fuel particle compacts – Application to the HTTR*, Nuclear Engineering and Design, Vol. 282, p. 106-115, 2015.

Gougar, H. D. and Davis, C. B., *Reactor Pressure Vessel Temperature Analysis for Prismatic and Pebble-Bed VHTR Designs*, INEEL/EXT-6-11057, Idaho Falls, USA, 2006.

Han, K. H., Seo, K. W., Hwang, D. H., Chang, S. H., *Development of a thermal hydraulic analysis code for gas-cooled reactors with annular fuels*, Nuclear Engineering and Design, Vol. 236, p. 164-178, 2006.

Huda, M. Q. and Obara, T., *Development and testing of analytical models for pebble bed type HTRs*, Annals of Nuclear Energy, Vol. 35, p. 1994-2005, 2008.

Ingersoll, D. T., Forsberg, C. W. and MacDonald P. E., *Trade Studies for the Liquid-Salt-Cooled Very High-Temperature Reactor: Fiscal Year 2006 Progress Report*, Oak Ridge National Laboratory, ORNL/TM-2006/140, Tennessee, USA, February, 2007.

Ingersoll, D. T., Clarno, K. T., Forsberg, C. W., Gehin, J. C., Christensen, R. W., Davis, C. B., Hawkes, G. L., Sterbenstz, J. W., Kim, T. K., Taiwo, T. A, and Yang, W. S., *Status of Physics and Safety Analyses for the Liquid-Salt-Cooled Very High-Temperature Reactor (LS-VHTR)*, ORNL/TM-2005/218, Tennessee, USA, December, 2005.

IAEA - International Atomic Energy Agency, *Evaluation of High Temperature Gas Cooled Reactor Performance: Benchmark Analysis Related to the PBMR-400, PBMM, GT-MHR, HTR-10 and the Astra Critical Facility*, IAEA-TECDOC-1694, Vienna, Austria, 2013.

IAEA - International Atomic Energy Agency. *Evaluation of High Temperature Gas Cooled Reactor Performance: Benchmark Analysis Related to initial testing of the HTTR and HTR-10*. IAEA-TECDOC-1382, Vienna, Austria, 2003.

IAEA - International Atomic Energy Agency, *Current Status and Future Development of Modular High Temperature Gas Cooled Reactor Technology*, IAEA-TECDOC-1198, Vienna, Austria, 2001.

INL - The RELAP5-3D© Code Development Team, *RELAP5-3D© Code Manuals*, INEEL-EXT-98-00834, Idaho National Laboratory, USA, 2009.

Moore, E. J. T., *RELAP5-3D Model Validation and Benchmark Exercises for Advanced Gas Cooled Reactor Applications*, Dissertação de Mestrado, Texas A&M University, 2006.

Nabielek, H., *Coated Particle Performance Limits for Plutonium and Minor Actinide Fuels in the HTR*, Presentation. IAEA Vienna, Austria, 7-9 December 2015.

NEA - Nuclear Energy Agency, *Evaluation of the initial critical configuration of the*

*HTR-10 pebble-bed reactor*, NEA/NSC/DOC(2006)1, 2006.

NEA - Nuclear Energy Agency, *NEA Annual Report 2016*, 2016.

Nunes, J. V. V., Scari, M. E., Costa, A. L., Pereira, C., Mantecón, J. G., Veloso, M. A. F., Reis, P. A. L., *Thermal modeling and simulation of LS-VHTR core*. 16<sup>th</sup> International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermalhydraulics, August 30-September 4, Hyatt Regency Chicago, USA, 2015.

OECD Nuclear Energy Agency, *Technology Roadmap Update for Generation IV Nuclear Energy Systems*, Generation IV International Forum, 2014.

Qualls, A. L., Wilson Jr., T. L., *Dynamic system model of LS-VHTR to estimate design parameter impacts on safety margin and reactor economics*, Proceedings of ICAPP 2006, Reno, Nevada, USA, 4-8 de Junho, 2006.

Reis, P. A. L., *Estudos Neutrônicos e Termo-Hidráulicos para o Desenvolvimento de uma Metodologia de Acoplamento entre Códigos Aplicada ao Reator de Pesquisa Triga IPR-R1*, Tese, Programa de Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares, Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais, Belo Horizonte, Brasil, 2013.

Scari, M. E., Costa, A. L., Ramos, M. C., Pereira, C., *Thermal Hydraulic Analysis and Modeling of the HTTR Using the RELAP5-3D*, Journal of Nuclear Energy Science & Power Generation Technology, Vol. 6(1), p. 1 – 6, 2017.

Scari, M. E., Costa, A. L., Pereira C., Veloso, M. A. F., Reis, P. A. L. e Ramos, M. C., *Análise Termo-hidráulica do Reator HTTR utilizando o Código RELAP5*, Terceira Semana de Engenharia Nuclear e Ciências das Radiações - SENCIR 2016, Belo Horizonte, MG, 04 a 06 de Outubro de 2016. Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais, Brasil, 2016.

Scari, M. E., Costa, A. L., Pereira, C., Velasquez, C. E. and Veloso, M. A. F., *HTR steady state and transient thermal analyses*, International Journal of Hydrogen Energy, Vol. 41(17), p. 7192 – 7196, 2016b.

Scari, M. E., Costa, A. L., Pereira C., Velaquez, C. E. and Veloso, M. A. F., *HTR Steady State and Transient Thermal Analyses*, International Conference on Emerging Nuclear Energy Sciences 2015 - ICENES – 17, Antalya, Turkey, 10-14 May, 2015.

Scari, M. E., Costa, A. L., Nunes, J. V. V., Pereira, C., Mantecón, J. G. and Veloso, M. A. F., *Modeling and Thermal Investigations of the HTTR Using the RELAP5-3D*, International Nuclear Atlantic Conference – INAC 2015. São Paulo, SP, Brasil, October 4-9, 2015b. ISBN: 978-85-99141-06-9.

Scari, M. E., Costa, A. L., Pereira C., Silva, C. A. M. and Veloso, M. A. F., *Thermal Hydraulic Modeling of the HTR-10 Using the RELAP5-3D Code*, Proceedings of the 22<sup>nd</sup> International Conference on Nuclear Engineering - ICONE 22. July 7-11, 2014, Prage, Czech Republic. ICONE22-30301.

Scari, M. E., Costa, A. L., Pereira, C., Veloso, M. A. F. e Silva, C. A. M., *Análise Térmica de um Reator de Alta Temperatura Usando o Código RELAP-3D*, Segunda Semana de Engenharia Nuclear e Ciências das Radiações - SENCIR 2014, Belo Horizonte, MG, 07 a 09 de Outubro de 2014b. Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais, Brasil, 2014b.

Scari, M. E., Costa, A. L., Pereira, C., Veloso, M. A. F., Silva, C. A. M. and Reis, P. A. L., *Thermal Hydraulic Modeling of the LS-VHTR*, International Nuclear Atlantic Conference - INAC 2013. Recife, PE, Brasil, November 24-29, 2013. ISBN: 978-85-99141-05-2.

Silva, A. T., *Reatores Nucleares de Potência*, II Workshop Internacional ENUMAS 2010, Unicamp-Campinas, 19 e 20 de agosto de 2010.

Silva, C. A. M., *Desenvolvimento de uma metodologia para simulação de reatores refrigerados a gás com propósito de transmutação*. Tese, Programa de Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares, Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais, Belo Horizonte, Brasil, 2009.

Silva, F. C., *Reatores Avançados de Alta Temperatura: Avaliação Neutrônica Preliminar Utilizando os códigos WIMSD e MCNP*, Dissertação, Programa de Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares, Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais, Belo Horizonte, Brasil, 2008.

Silva, F. C., *Reatores Avançados de IV Geração*, Tese, Programa de Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares, Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais, Belo Horizonte, Brasil, 2012.

Silva, F. C., Pereira, C., Veloso, M. A. F., Costa, A. L., *Shifting study of a VHTR using reprocessed fuel with various TRISO packing fractions*, Nuclear Engineering and Design, Vol. 248, p. 42– 47, 2012.

Soares, H. V., Reis, P. A. L., Costa, A. L., Pereira, C. and Veloso, M. A. F., *Nuclear power plant transient simulation using termal-hydraulic/neutron kinetic system codes*, ENCIT 2008, 12th Brazilian Congress of Thermal Sciences and Engineering, Belo Horizonte, MG, Brazil, November 10 to 14, 2008.

Souza, R. V., Fortini, A., Pereira, C., Carvalho, F. R. and Oliveira, A. H., *A Preliminary*



*Neutronic Evaluation of the High Temperature Gas-Cooled Test Reactor HTR-10 Using the SCALE 6.0 Code*, In Proceedings of the International Nuclear Atlantic Conference - INAC 2013, Recife, Brasil, 2013.

Takada, E., Nakagawa, S., Fujimoto, N. e Tochio, D, *Core thermal-hydraulic design*, Nuclear Engineering and Design, Vol. 233, p. 37-4, 2004.

World Nuclear Association. Disponível em: <<http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/small-nuclear-power-reactors.aspx>>. Acessado em 15 jul 2017.