



INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
Autarquia Associada à Universidade de São Paulo

**Análise de Desempenho da Contenção e dos Sistemas de Segurança do Reator
Nuclear Modular IRIS para um cenário de acidente severo**

HUGO PONTES GALVÃO

**Dissertação apresentada como parte dos
requisitos para obtenção do Grau de
Mestre em Ciências na Área
de Tecnologia Nuclear – Reatores**

**Orientador:
Prof. Dr. Julian Marco Barbosa Shorto**

**São Paulo
2023**

INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
Autarquia Associada à Universidade de São Paulo

**Análise de Desempenho da Contenção e dos Sistemas de Segurança
do Reator Nuclear Modular IRIS para um cenário de acidente severo**

Versão Corrigida

Versão Original disponível no IPEN

HUGO PONTES GALVÃO

Dissertação apresentada como parte
dos requisitos para obtenção do Grau
de Mestre em Ciências na Área de
Tecnologia Nuclear – Reatores

Orientador:

Prof. Dr. Julian Marco Barbosa Shorto

São Paulo

2023

Autorizo a reprodução e divulgação total ou parcial deste trabalho, para fins de estudo e pesquisa, desde que citada a fonte.

Como citar:

PONTES GALVÃO, H. . *Análise de Desempenho da Contenção e dos Sistemas de Segurança do Reator Nuclear Modular IRIS para um cenário de acidente severo*. 2023. 118 f. Dissertação (Mestrado em Tecnologia Nuclear). Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, IPEN-CNEN, São Paulo. Disponível em: <<http://repositorio.ipen.br/>> (data de consulta no formato: dd/mm/aaaa)

Ficha catalográfica elaborada pelo Sistema de geração automática da Biblioteca IPEN, com os dados fornecidos pelo(a) autor(a).

Pontes Galvão, Hugo

Análise de Desempenho da Contenção e dos Sistemas de Segurança do Reator Nuclear Modular IRIS para um cenário de acidente severo / Hugo Pontes Galvão; orientador Julian Marco Barbosa Shorto. -- São Paulo, 2023.

118 f.

Dissertação (Mestrado) - Programa de Pós-Graduação em Tecnologia Nuclear (Reatores) -- Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Paulo, 2023.

1. reatores nucleares modulares. 2. acidente severo. 3. simulação computacional. I. Marco Barbosa Shorto, Julian , orient. II. Título.

FOLHA DE APROVAÇÃO

Autor: Hugo Pontes Galvão

Título: Análise de Desempenho da Contenção e dos Sistemas de Segurança do Reator Nuclear Modular IRIS para um cenário de acidente severo

Dissertação apresentada ao Programa de Pós-Graduação em Tecnologia Nuclear da Universidade de São Paulo para obtenção do título de Mestre em Ciências na área de Tecnologia Nuclear - Reatores.

Data: 10/03/2023

Banca Examinadora

Prof. Dr. Julian Marco Barbosa Shorto

Instituição: IPEN

Julgamento: Aprovado

Prof. Dr. Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

Instituição: COPPE-UFRJ

Julgamento: Aprovado

Prof. Dr. Thiago Carluccio

Instituição: DDNM

Julgamento: Aprovado

Dedico esta dissertação aos meus pais, Antônio e Mônica, e a minha irmã Hevelyn, pelo apoio incondicional para que eu alcançasse meus objetivos de vida.

AGRADECIMENTOS

Em primeiro Lugar Agradeço a Deus, por sempre me guiar nas minhas decisões. Aos meus pais por serem uma base fundamental em minha vida e por terem me ensinado que a humildade é a maior virtude de um ser humano.

Agradeço, ao professor do Instituto de Pesquisas energéticas e Nucleares (IPEN), Julian Marco Barbosa Shorto, por ter confiado e me orientado no desenvolvimento deste trabalho.

Agradeço também a todos os Professores do Programa de Engenharia Nuclear da UFRJ por todo conhecimento adquirido durante a minha graduação e que foi fundamental para o meu desempenho profissional. Faço aqui uma dedicatória especial aos professores Alessandro da Cruz Gonçalves, Ademir Xavier da Silva, Fernando Carvalho da Silva, Marco Antônio Bayout Alvarenga e Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo.

Ao Professor Aldo Muro Júnior por ter me fornecido todo o suporte que possibilitou uma visão distinta e mais lúcida dos conhecimentos adquiridos durante a época que estudava no Instituto Federal de Goiás.

Agradeço a todos os colegas de trabalho da Diretoria de Desenvolvimento Nuclear da Marinha por terem me apoiado nesta importante etapa de qualificação profissional.

“A vida não é fácil para nenhum de nós, mas isso não importa. O que importa é preservar e, acima de tudo, ter confiança em si mesmo. É preciso sentir confiança para fazer algo e alcançar os objetivos..”

Marie Skłodowska Curie

RESUMO

GALVÃO, H, P. *Análise de Desempenho da Contenção e dos Sistemas de Segurança do Reator Nuclear Modular IRIS para um Cenário de Acidente Severo*. 2023. 118 p. Dissertação (Mestrado em Tecnologia Nuclear) Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN-CNEN/SP. São Paulo.

Os reatores nucleares modulares (SMRs) são os mais recentes reatores nucleares projetados para gerar energia elétrica, cujos componentes e sistemas podem ser fabricados no mesmo local e transportados como módulos para os locais de instalação, gerando considerável redução nos custos do projeto. A maioria dos projetos de SMR adotam recursos de segurança avançados ou mesmo inerentes e podem ser projetados como uma planta única ou de múltiplos módulos. Os SMRs estão em desenvolvimento para todas as principais linhas de reatores, como por exemplo, reatores refrigerados a água, a gás, metal líquido e sal fundido. Neste trabalho, o SMR IRIS (*International Reactor Innovative and Secure*) foi abordado como reator de referência. Tal modelo de reator foi representado por meio da aplicação de três códigos de referência na área nuclear. Para avaliar o desempenho dos sistemas de segurança e da contenção, o SMR IRIS foi condicionado à evolução de um cenário de acidente severo com a imposição de uma série de condições de contorno, de forma a desafiar a capacidade de mitigação desse reator. A análise dos resultados obtidos permitiu verificar o comportamento dos principais sistemas do reator. Destacando-se a capacidade de remoção do calor residual e redução da evolução temporal da pressão. Além disso, demonstrou-se a capacidade da contenção deste reator em atuar como uma importante barreira de confinamento de material radiativo para o ambiente externo.

Palavras-chave: reatores nucleares modulares; acidente severo; simulação computacional.

ABSTRACT

GALVÃO, H, P. *Containment and Safety System Performance Assessment of IRIS Nuclear Reactor IRIS for Severe Accident Scenario*. 2023. 118 p. Dissertação (Mestrado em Tecnologia Nuclear) Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN-CNEN/SP. São Paulo.

Small Modular Reactors (SMRs) are the latest nuclear reactors designed to generate electricity, whose components and systems can be manufactured in the same place and transported as modules to the installation sites, generating considerable reduction in the costs of their projects. Most SMR designs adopt advanced or even inherent security features and can be designed as a single plant or as multiple modules. SMRs are under development for all major reactor lines such as water, gas, liquid metal and molten salt cooled reactors. In this work, the SMR IRIS (International Reactor Innovative and Secure) was approached as a reference reactor. This reactor model was represented by applying three reference codes in the nuclear area. To evaluate the performance of safety and containment systems, the SMR IRIS was conditioned to the evolution of a severe accident scenario with multiples boundary conditions in order to challenge the mitigation capacity of this reactor. The analysis of the obtained results allowed verifying the behavior of the main reactor systems. Highlighting the ability to remove residual heat and reduce the temporal evolution of pressure. In addition, the containment capacity of this reactor was demonstrated to act as an important confinement barrier of radioactive material to the external environment.

Keywords: small modular reactors; severe accident; computer simulation.

LISTA DE TABELAS

	Página
Tabela 4.1: Parâmetros do SMR IRIS para o cálculo do termo fonte /33/ e /34/.	40
Tabela 4.2: Evolução do cenário acidental e disponibilidade dos sistemas de segurança.....	43
Tabela 4.3: Parâmetros utilizados na nodalização com o RELAP 5 MOD3.2.....	47
Tabela 4.4: Principais parâmetros da Contenção e Sistemas de Segurança do SMR IRIS.....	49
Tabela 4.5: Tempo e fração de liberação para as fases de progressão do acidente severo.....	53
Tabela 5.1: Termo fonte do SMS IRIS Queima = 62000 MWd/tU.....	60
Tabela A.1: Principais parâmetros do reator AP 1000 utilizados nos códigos ORIGAMI/ORIGEN.....	103
Tabela A.2: Zonas de Enriquecimento Reator AP1000.....	103
Tabela A.3: Comparação do termo fonte AP1000.....	105
Tabela B.1: Condições iniciais do experimento CASP 2 /44/.....	110
Tabela B.2: Área das conexões /44/.....	111

LISTA DE FIGURAS

	Página
Figura 3.1: Esquema do vaso de pressão integrado do SMR IRIS /33/.....	27
Figura 3.2: Esquema da contenção e sistemas de segurança do SMR IRIS /37/...	30
Figura 3.3: Painel de navegação do código ORIGAMI /38/.....	34
Figura 3.4: Nodalização genérica do vaso de pressão no reator com o código RELAP5 MOD3.2 /39/.....	35
Figura 3.5: Nodalização da contenção do reator Konvoi-PWR com o COCOSYS V2.4 /41/.....	37
Figura 4.1: metodologia empregada para aplicação dos códigos.....	40
Figura 4.2: Esquema do cenário acidental adota para o SMR IRIS.....	43
Figura 4.3: Nodalização desenvolvida com RELAP5 MOD3.2.....	46
Figura 4.4: Nodalização desenvolvida com COCOSYS V2.4.....	49
Figura 5.1: Massa disponível no núcleo e fração liberada para a contenção.....	62
Figura 5.2: Massa disponível no núcleo e fração liberada (até 32 kg).....	63
Figura 5.3: Pressão no vaso integral do SMR-IRIS.....	64
Figura 5.4: Vazão na ruptura das linhas DVI 1-2.....	65
Figura 5.5: Vazão da linha do ADS-1.....	66
Figura 5.6: Vazão da linha do ADS-2.....	67
Figura 5.7: Temperatura no vaso integral do SMR IRIS.....	68
Figura 5.8: Massa integral na ruptura (vaso integral para a cavidade).....	69
Figura 5.9: Pressão nos compartimentos da contenção do SMR IRIS.....	70
Figura 5.10: Temperatura nos compartimentos da contenção do SMR IRIS.....	72
Figura 5.11: Temperatura no <i>drywell</i> no início do acidente.....	73
Figura 5.12: Concentração de vapor nos principais compartimentos da contenção do SMR IRIS.....	73
Figura 5.13: Concentração de vapor no início do acidente.....	74
Figura 5.14: Nível de água nos compartimentos do SMR IRIS.....	75

Figura 5.15: Temperatura de estruturas de calor do <i>drywell</i> e cavidade.....	76
Figura 5.16: Coeficiente de transferência de calor de estruturas de calor do <i>drywell</i> e cavidade.....	77
Figura 5.17: Camada de filme em estruturas de calor do <i>drywell</i> e cavidade.....	78
Figura 5.18: Vazão das bombas do Sistema de Resfriamento da Contenção.....	79
Figura 5.19: Fluxo mássico nas linhas do Sistema de Resfriamento da Contenção	79
Figura 5.20: Fluxo mássico dos sistemas de segurança do SMR IRIS.....	81
Figura 5.21: Calor de decaimento dos produtos de fissão.....	82
Figura 5.22: Calor de decaimentos nos compartimentos da contenção.....	83
Figura 5.23: Deposição dos aerossóis na contenção.....	84
Figura 5.24: Aerossóis em suspensão na contenção.....	84
Figura 5.25: Distribuição de Xe e Kr no <i>drywell</i> e cavidade.....	86
Figura 5.26: Distribuição de Xe e Kr no <i>drywell</i> e cavidade (até 60 kg).....	87
Figura 5.27: distribuição de I e Br no <i>drywell</i> e cavidade.....	87
Figura 5.28: Distribuição de Cs e Rb no <i>drywell</i> e cavidade.....	88
Figura 5.29: Distribuição de Te, Se e Sb no <i>drywell</i> e cavidade.....	88
Figura 5.30: Distribuição de Ru, Rh, Pd, Mo e Tc no <i>drywell</i> e cavidade.....	89
Figura 5.31: Distribuição de Ba e Sr no <i>drywell</i> e cavidade.....	89
Figura 5.32: Distribuição de Ce, Pu e Np no <i>drywell</i> e cavidade.....	90
Figura 5.33: Distribuição de La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm e Am no <i>drywell</i> e cavidade.....	90
Figura A.1: Distribuição das zonas de enriquecimento para uma configuração inicial do núcleo do Reator AP1000 /55/.....	103
Figura B.1: Ilustração da instalação de testes BCM /56/.....	109
Figura B.2: Representação espacial do BCM /57/.....	110
Figura B.3: Representação do experimento CASP2 (Acoplamento do vaso de pressão com a contenção do BCM) /44/.....	110
Figura B.4: Nodalização da tubulação de conexão e vaso de pressão do BCM. .	113

Figura B.5: Nodalização implantada no COCOSYS V 2.4.....	114
Figura B.6: Vazão mássica calculada e experimental (CASP 2).....	115
Figura B.7: Variação da entalpia calculada e experimental (CASP 2).....	115
Figura B.8: Distribuição de pressão no compartimento R4.....	116
Figura B.9: Distribuição de pressão no compartimento R5.....	116
Figura B.10: Distribuição da temperatura no compartimento R5.....	117
Figura B.11: Distribuição da temperatura no compartimento R7.....	117
Figura B.12: Distribuição de pressão no compartimento R4.....	118
Figura B.13: Distribuição de pressão no compartimento R9 central.....	118
Figura B.14: Distribuição da temperatura no compartimento R4.....	119
Figura B.15: Distribuição da temperatura no compartimento R8.....	119
Figura B.16: Distribuição de pressão (Geral).....	120
Figura B.17: Distribuição da temperatura no compartimento R9 topo.....	120
Figura B.1: Distribuição da temperatura no compartimento R9 central.....	121

LISTA DE ABREVIATURAS

AC² – *Athlet, Athlet-cd e Cocosys*

BCM – *Battelle Containment Model*

BWR – *Boiling Water Reactor*

CNEN – *Comissão Nacional de Energia Nuclear*

COCOSYS – *Containment Code System*

DVI – *Linhas de Injeção Direta no vaso*

EBT – *Tanques de Injeção de Boro*

EHRS – *Sistema de Remoção de Calor Residual*

LGMS – *Sistema de Injeção por Gravidade*

LB/SB LOCA – *Large/Small break Loss of Coolant Accident*

NRC – *Nuclear Regulatory Commission*

PSS – *Sistema de Supressão de Pressão*

PWR – *Pressurized Water Reactors*

PVM – *Parallel Virtual Machine*

RELAP – *Reactor Excursion and Leak Analysis Program*

RWST – *Água de Reabastecimento do Tanque de Armazenamento*

RFAS – *Relatório Final de Análise de Segurança*

SBO – *Station Blackout*

SMR – *Small Modular Reactor*

TMI – *Three Mile Island*

SUMÁRIO

	Página
1	INTRODUÇÃO.....16
2	REVISÃO BIBLIOGRÁFICA.....21
3	FUNDAMENTOS TEÓRICOS.....25
	3.1 Reator Modular IRIS.....25
	3.1.1 Núcleo do reator.....27
	3.1.2 Vaso de pressão.....27
	3.1.3 Gerador de vapor.....28
	3.1.4 Pressurizador.....28
	3.1.5 Contenção.....28
	3.2 Códigos utilizados.....31
	3.2.1 SCALE 6.2.....32
	3.2.2 RELAP 5 MOD3.2.....33
	3.2.3 COCOSYS V2.4.....35
4	METODOLOGIA.....38
4.1	Metodologia utilizada para o cálculo do máximo termo fonte (regime estacionário).....39
4.2	Descrição do regime transiente (cenário acidental).....41
4.3	Nodalização do vaso de pressão com o RELAP5 MOD 3.2.....44
4.4	Nodalização da contenção e sistemas de segurança com o COCOSYS V2.4.....48
4.5	Metodologia de acoplamento RELAP5 MOD 3.2/COCOSYS V2.4..51
4.6	Metodologia de acoplamento ORIGAMI/COCOSYS V2.4.....52
	4.7.1 Fase de liberação do revestimento.....54
	4.7.2 Fase de liberação na parte interna do vaso de pressão.....54

	4.7.3 Fase de liberação na parte externa do vaso de pressão.....	55
	4.7.4 Liberação tardia no vaso de pressão do reator.....	55
5	RESULTADOS E DISCUSSÃO.....	57
5.1	Resultados referentes ao cálculo do termo fonte para o SMR IRIS.	57
5.2	Resultados obtidos com o código RELAP 5 MOD3.2.....	62
5.3	Resultados obtidos com os códigos COCOSYS V2.4.....	68
	5.3.1 Variáveis termo-hidráulicas.....	68
	5.3.2 Variáveis relacionadas aos produtos de fissão.....	80
6	CONCLUSÃO.....	90
	REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS.....	93
	APÊNDICE A – Cálculo do termo fonte do reator AP1000.....	101
	APÊNDICE B – Estudo prévio para análise da metodologia de acoplamento entre os códigos RELAP 5 MOD3.2/COCOSYS V2.4.....	107
	B.1 Descrição da Instalação de Testes.....	107
	B.2 Condições Iniciais do Experimento.....	110
	B.3 Nodalização Implantada no RELAP 5 MOD3.2.....	111
	B.4 Nodalização Implantada para o BCM no COCOSYS V2.4... 	112
	B.5 Resultados da Simulação.....	113
	B.5.1 RELAP 5 MOD3.2.....	113
	B.5.2 COCOSYS V2.4.....	115
	B.5.2.1 Resultados para o Intervalo de 0 a 2,5 segundos.....	115
	B.5.2.2 Resultados para o Intervalo de 0 a 50 segundos.....	117
	B.5.2.3 Resultados para o Intervalo de 0 a 1000 segundos.....	119

1 INTRODUÇÃO

O crescimento da população mundial e o maior uso de diversos tipos de recursos elétricos/eletrônicos nos mais diversos setores da sociedade são fatores que culminam no contínuo aumento do consumo energético. Desta forma, a busca por soluções que desempenhem de forma cada vez mais eficiente a geração de energia tornou-se um tema relevante para as políticas energéticas. Além disso, existe a necessidade de incentivar projetos que estejam associados à política de baixa emissão de carbono como forma de redução do impacto ambiental /1/. Entre as diversas tecnologias empregadas para a geração de energia, a energia nuclear utiliza fundamentos e conceitos com baixíssima geração de carbono, em geral associada apenas às emissões fora da linha de produção, como o transporte de pessoal/equipamentos, por exemplo /2/ e /3/. A geração de energia nuclear também se destaca pela possibilidade de produzir grandes quantidades de energia ocupando uma área pequena, podendo ser aplicada em locais remotos, otimizando os custos associados às linhas de distribuição de energia /3/. As características supracitadas são apenas alguns dos pontos que permitiram à matriz de geração de energia nuclear ganhar força no cenário global, destacando o papel da energia nuclear na mitigação dos efeitos deletérios das mudanças climáticas e como forma de alcançar o desenvolvimento sustentável /3/.

Com relação à geração de energia nuclear, os novos modelos de reatores nucleares na forma de Pequenos Reatores Modulares (SMRs) ou Geração IV (GEN-IV) estão apresentando vantagens sob o ponto de vista do retorno do investimento. Em particular, o menor investimento inicial de um SMR e o menor tempo de construção, sendo características-chaves capazes de diminuir o risco financeiro em

relação aos tradicionais reatores nucleares de grande porte como aos das gerações II e III /4/. Além disso, o desenvolvimento de um projeto de SMRs atende à necessidade de flexibilidade na geração de energia para uma ampla gama de usuários e aplicações, substituindo unidades antigas de queima de combustíveis fósseis, oferecendo melhor desempenho em segurança e acessibilidade econômica / 5/.

Os SMRs são projetos recentes de reatores nucleares e com novos fatores de segurança incorporados. Os principais equipamentos e componentes deste tipo de reator são formados por características modulares, ou seja, podem ser fabricados em único local, de forma que se tenha um ganho de qualidade e de eficiência na produção gerando considerável redução nos custos de implantação /6/.

Os projetos de SMRs, apesar de apresentarem uma grande inovação tecnológica com relação ao tamanho, eficiência e segurança, ainda possuem sistemas baseados em reatores resfriados a água, reatores refrigerados a gás, reatores refrigerados a metal líquido, refrigerados a gás e reatores de sal fundido, o que se assemelha aos conceitos dos reatores nucleares tradicionais /3/.

Com relação à segurança operacional dos SMRs, destaca-se a aplicação de conceitos de segurança avançados e com características passivas de segurança, ou seja, são sistemas projetados para atuar sem a necessidade de potência elétrica /1/, /3/, /4/ e /7/.

Os SMRs, apesar de demonstrarem uma série de vantagens em termos de eficiência e segurança, apresentam um contraponto bastante relevante na área nuclear que é a ausência de um histórico operacional. Reatores tradicionais (geração II e III) estão sendo operados há mais de 50 anos e isso trouxe confiança na operação e comprovação do atendimento dos requisitos de segurança exigidos pelos órgãos reguladores do setor nuclear /6/.

A análise de segurança dos diferentes modelos de SMRs é assunto em pauta dos diversos fabricantes de reatores nucleares. A comprovação da segurança é parte fundamental do processo de licenciamento da instalação nuclear, ou seja, a operação de um reator nuclear é realizada se houver a autorização do órgão regulador.

No Brasil, a autorização para uso da energia nuclear é de competência da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) /8/, que utiliza como principal fonte de análise, o Relatório Final de Análise de Segurança (RFAS).

O RFAS é dividido em 19 capítulos que contemplam todas as características possíveis da instalação, bem como cita as referências que subsidiaram todos os tipos de análise que possam ter sido realizadas /9/. Na parte de avaliação de segurança de um projeto, cabe ressaltar a presença de 2 capítulos de maior relevância do RFAS. O capítulo 15 que, basicamente, demonstra a operação do reator nuclear para eventos classificados como acidentes postulados /8/. E outro capítulo criado mais recentemente, o capítulo 19, voltado para a análise de acidentes severos /10/.

Por se tratar de um conceito bastante recente de reator nuclear, grande parte dos projetos de SMRs ainda estão nas fases de concepção por parte dos fabricantes. Além disso, a análise da evolução de um cenário de acidente severo para reatores nucleares ainda é tema que está em desenvolvimento, com certa limitação no conhecimento do comportamento de reator nuclear nas fases de degradação do núcleo, formação de misturas eutéticas e físico-químicas dos elementos constituintes /11/.

Entre os projetos que apresentam uma maior evolução, destaca-se o *Nuscale*, projeto de SMR desenvolvido pela *Nuscale Power* /12/, que obteve em setembro de 2020, a aprovação pelo órgão regulador americano (NRC) do Relatório Final de Avaliação de Segurança (FSAR) /13/.

O objetivo principal deste trabalho é desenvolver uma metodologia de análise de segurança para reatores nucleares modulares utilizando como base a evolução de um acidente severo, de forma a apresentar a resposta dos principais sistemas de segurança do projeto analisado.

Com base nesse objetivo, a etapa inicial consistiu na revisão bibliográfica (Capítulo 2), contextualizando o histórico relacionado ao tema proposto neste trabalho, e apresentando trabalhos que foram relevantes para compor a base da pesquisa desenvolvida.

Com base nessa revisão, a próxima etapa consistiu nos fundamentos teóricos (Capítulo 3), onde é apresentado o modelo de SMR usado como referência e as justificativas para tal escolha.

Com a escolha do modelo de reator nuclear, uma segunda etapa correspondeu ao aprofundamento do entendimento das ferramentas computacionais utilizadas (Seção 3.2), de forma a conhecer os conceitos e técnicas de cada código e sua aplicação.

Após a escolha do modelo de reator nuclear a ser utilizado e das ferramentas computacionais necessárias para alcançar o objetivo proposto, o Capítulo 4 detalha as metodologias empregadas em cada código para representar os sistemas e componentes do reator.

Inicialmente, o Capítulo 4 apresenta a metodologia para o regime estacionário de operação do reator nuclear e os critérios usados para o cálculo do inventário de material radioativo, sendo aplicado um código específico para esse propósito (Seção 4.1).

Em seguida, são apresentadas todas as condições de contorno utilizadas para representar a evolução de um possível acidente severo (Seção 4.2). Nesta etapa, dois códigos foram utilizados, o primeiro para modelagem do vaso integral

do reator (Seção 4.3), e o segundo para nodalização da contenção e seus sistemas de segurança (Seção 4.4).

A seção 4.5 corresponde à metodologia utilizada para acoplamento entre o vaso integral de pressão do reator com a contenção e seus equipamentos de segurança, de forma a representar a simulação online e integral do comportamento do reator para o cenário acidental proposto.

A seção 4.6 apresenta a abordagem de acoplamento utilizada para liberação do material radioativo produzido no núcleo do reator para a região da contenção, por meio da aplicação de frações da liberação previstas em critérios normativos.

Com todos os modelos de nodalização, a próxima fase consistiu na análise e discussão dos resultados obtidos com o modelo em regime estacionário (Seção 5.1) e também para o cenário acidental (Seções 5.2 e 5.3), na qual são apresentados os gráficos que apresentam a resposta temporal dos principais sistemas e componentes do reator escolhido. Cabe ressaltar também que antes da aplicação dos códigos que serão apresentados, os mesmos foram aplicados a experimentos e resultados já consolidados (Apêndices A e B), de forma a elevar o grau de conhecimento destas ferramentas computacionais.

2 REVISÃO BIBLIOGRÁFICA

A primeira referência sobre o cálculo de termo fonte é encontrada em /14/, no ano de 1950, no qual era denominado como quantidade de material radioativo existente no núcleo do reator. Pesquisadores na área nuclear já sabiam que durante um ciclo de operação de um reator nuclear havia a liberação de produtos de fissão para o refrigerante por meio de pequenas falhas nas varetas combustíveis e que tal fato poderia gerar prejuízo à instalação e ao meio ambiente vizinho /15/. A preocupação com a estimativa de todo o material radiativo dentro de uma central nuclear foi intensificada nos meados da década de 50, onde se iniciou a fabricação de diversos reatores do tipo PWR para a geração de energia elétrica nas cidades americanas /15/.

Em 1975, o NUREG-75/014 /16/ apresentou um estudo que caracterizava a liberação de material radioativo e uma estimativa dos tipos de produtos de fissão que poderiam ser gerados e liberados como consequência de um acidente nuclear. Além disso, este relatório abordou os processos físicos e químicos que poderiam ocorrer durante o processo de derretimento do núcleo e o eventual impacto para as contenções dos reatores nucleares /16/.

Em 1979, o acidente da usina nuclear de *Three Mile Island* (TMI) (1979, Estados Unidos da América) foi o primeiro com dano considerável no núcleo do reator, porém com consequência radiológica limitada, devido a integridade da contenção não ter sido afetada /17/.

Os materiais radioativos liberados para o meio ambiente como resultado do acidente em TMI-2 foram aqueles que escaparam do combustível danificado e

foram transportados no refrigerante através da linha de descarga para o edifício auxiliar e depois para o meio ambiente. Os gases nobres e isótopos do iodo, por sua natureza volátil e grande concentração, foram os principais radionuclídeos que chegaram ao edifício auxiliar /18/.

Membros da NRC participaram de um estudo em parceria com outras instituições para determinar as doses individuais e populacionais associadas ao acidente de TMI. Os resultados do estudo são apresentados e discutidos no relatório NUREG-0558 /19/. Com base em medições ambientais realizadas durante o acidente, estimou-se que a dose máxima individual fora do local foi de 83 mrem, o que é aproximadamente um sexto da dose de corpo inteiro máxima admissível de 500 mrem por ano da NRC /20/.

O acidente TMI também obrigou tanto o órgão regulador (NRC), quanto a indústria nuclear, a avaliarem as medidas de prevenção e mitigação necessárias para evitar acidentes severos no futuro. Até o momento anterior ao acidente, a indústria subestimava o potencial deste tipo de acidente. Portanto, não tinham planos adequados para lidar com tais situações /21/ e /22/.

Embora acidente de TMI tenha provocado uma mudança no ponto de vista de requisitos normativos, não impediu que a indústria nuclear presenciasse outros acidentes severos, como os acidentes ocorridos em Chernobyl (1986, União das Repúblicas Socialistas Soviéticas) e Fukushima Daiichi NPP (2011, Japão) /23/. O acidente de Chernobyl em 1986 mudou completamente a percepção do público sobre o risco da indústria nuclear. Embora o acidente de TMI tenha dado o ímpeto para o desenvolvimento de novos programas de pesquisa sobre a segurança nuclear, o acidente de Chernobyl, com seu impacto na população e no meio ambiente, gerou apreensão pública mundial sobre os riscos associados ao uso da energia nuclear /24/. Com relação ao acidente de Fukushima Daiichi NPP, ficou enfatizada a necessidade de expandir as formas de mitigação do termo fonte para o ambiente,

incluindo a mitigação dos aerossóis, do derretimento do núcleo na contenção e do risco associado a detonação de gases combustíveis /23/.

De maneira geral, a ocorrência desses 3 acidentes fez com que a área nuclear investisse maior atenção na implementação de códigos computacionais voltados para a modelagem do acidente severo, como forma de avaliar a segurança das usinas para esses cenários. Nas décadas que se seguiram ao acidente de TMI, os códigos foram amplamente usados no que é chamado de 'modo determinístico', onde representavam as classes de acidentes do tipo LOCA ou SBO /23/.

Nesse contexto, um dos primeiros códigos para interpretar a fenomenologia envolvida em um acidente severo foi o *Source Term Code Package*, porém tal código era modelado por rotinas individuais que não contemplavam os efeitos de retro-alimentação dentro da evolução do acidente /23/. Diante disso, A NRC iniciou um novo programa para elaboração de uma ferramenta mais robusta para esse tipo de análise, que culminou na primeira versão do código MELCOR /25/, o qual contemplava e agrupava vários códigos dentro de uma rotina totalmente integrada representando um avanço importante na modelagem dos acidentes severos em plantas nucleares. Cabe acrescentar que outros grupos de pesquisas em outros países também desenvolveram ferramentas computacionais importantes dentro de seus projetos de pesquisas, como o código ASTEC /26/ desenvolvido na França, o projeto alemão AC² //27/, e mais recentemente, o código SAMPSON, desenvolvido por pesquisadores japoneses /28/.

No que diz respeito às lições aprendidas com 3 acidentes supracitados, os SMRs incorporam diversas medidas de segurança, tanto na parte operacional do reator, quanto na parte da proteção física da instalação. Além disso, existe a aplicação do conceito de simplificação dos principais sistemas e componentes dos SMRs, como forma de reduzir a possibilidade de falhas /29/ e /30/.

Com relação ao acidente de TMI, os SMRs incorporam medidas, principalmente, relacionadas aos avanços dos sistemas de monitoração e controle como forma de detectar anomalias na operação do reator. Além disso, aplicam conceitos como os de prevenção da falha da contenção, por exemplo, adotando uma contenção em condição pré-inertes (100% de N₂), como forma de evitar uma possível detonação de hidrogênio /29/ e /30/.

Do acidente de Chernobyl, os SMRs desenvolveram sistemas de segurança passivos que podem prevenir ou mitigar acidentes sem intervenção humana. Por exemplo, alguns SMRs usam projetos de combustível avançados que podem suportar temperaturas e pressões mais elevadas, reduzindo o risco de falha do combustível e liberação radioativa. Além disso, alguns SMRs usam sistemas de resfriamento inerentes, que dependem da circulação natural e da convecção para resfriar o reator em caso de acidente, em vez de depender de bombas e outros sistemas ativos que poderiam falhar /29/ e /30/.

Do Fukushima, os SMRs incorporam medidas para prevenir danos causados por desastres naturais, como terremotos e tsunamis. Além disso, também têm capacidades aprimoradas de resposta a emergências, incluindo fontes de energia e sistemas de resfriamento de *backup* que podem operar por um período prolongado em caso de falta de energia /29/ e /30/.

Em geral, os projetos dos SMRs levam em consideração as lições aprendidas com os acidentes nucleares passados e incorporam tecnologias avançadas para melhorar a segurança e confiabilidade. No entanto, como tecnologia recente, os SMRs não estão livre de riscos, sendo necessário o desenvolvimento contínuo focado em consolidar a segurança operacional dos SMRs /29/ e /30/.

3 FUNDAMENTOS TEÓRICOS

O reator modular selecionado para análise foi o SMR IRIS /31/, pois tal modelo apresenta uma grande quantidade de referências sobre seu projeto. Além disso, houve colaboração de comunidades científicas brasileiras no desenvolvimento de parte da solução técnica do projeto /32/.

3.1 Reator Modular IRIS

O IRIS é um SMR com conceito originalmente desenvolvido por um grupo internacional com mais 20 de organizações de 9 países lideradas pela empresa Americana *Westinghouse* /31/, porém as atividades atuais relacionadas ao IRIS, especialmente aquelas dedicadas a testes integrais em larga escala, estão sendo desenvolvidas por organizações italianas (ENEA, SIET, CIRTEN) /32/.

A principal aplicação do projeto do SMR IRIS é a produção de eletricidade. No entanto, existem estudos que permitiriam ao IRIS ser aplicado às opções de dessalinização da água do mar e também acoplado com parques de energias renováveis e sistemas de armazenamento de energia /31/ e /33/.

A Figura 3.1 apresenta um modelo simplificado da configuração do sistema primário modular e integral do SMR IRIS. Observa-se nesta Figura que o IRIS apresenta os mesmos equipamentos dos reatores tradicionais como o gerador de vapor, pressurizador e bombas, porém aloca estes equipamentos dentro do vaso de pressão em forma otimizada, eliminando a grande quantidade de tubulações como as presentes nos reatores das gerações II e III. Além disso, as principais

funções de segurança do reator IRIS são bastante similares ao projeto AP600 (reator nuclear também desenvolvido pela empresa *Westinghouse*) /31/.

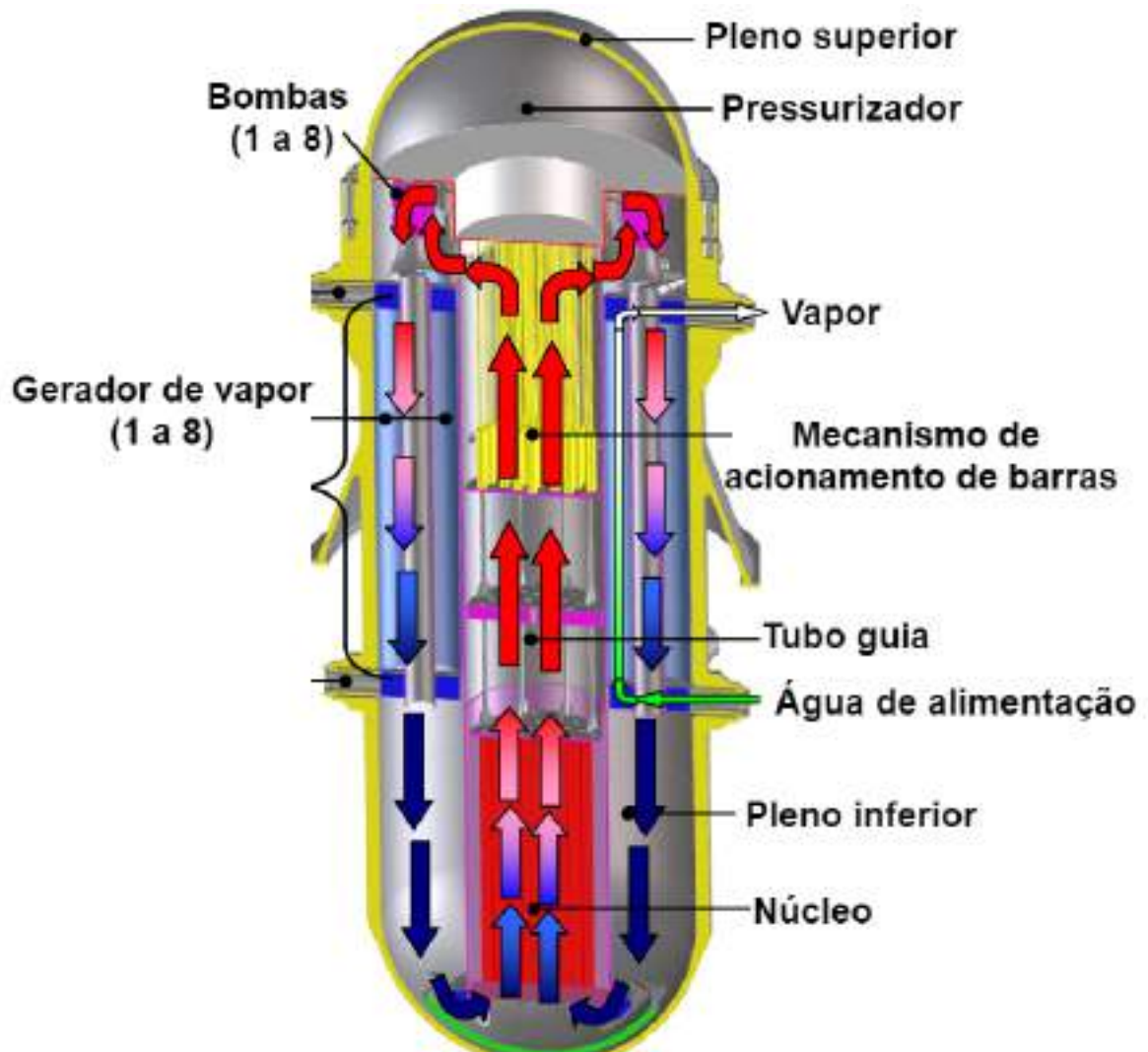


Figura 3.1: Esquema do vaso de pressão integrado do SMR IRIS /33/

Destacam-se deste projeto, as seguintes características /31/, /32/, /33/, /34/ e /35/:

- Potência média de até 335 MW (e) por módulo;
- Projeto compacto simplificado, com os geradores de vapor, pressurizador e bombas acoplados ao circuito primário do reator;
- Sistemas de segurança ativos e passivos;
- Ciclo de operação de até quatro anos.

3.1.1 Núcleo do reator

O núcleo do IRIS utiliza o combustível de dióxido de urânio (UO_2) enriquecido a 4,95% com o total de 89 Elementos Combustíveis (EC). Cada EC contém um conjunto de 264 varetas de combustível em uma matriz quadrada de 17×17 e altura ativa de 4,267 m /33/.

O ciclo de operação (intervalo sem recarga do combustível) do SMR IRIS pode variar em um período de 3 à 3,5 anos podendo ser ampliado em até 4 anos, mas à custa de uma redução da potência elétrica gerada /33/.

3.1.2 Vaso de pressão

O vaso de pressão do reator IRIS é composto não só pelo combustível nuclear e barras de controle e segurança, mas também todo do sistema de refrigeração, o qual possui oito bombas de refrigeração, oito geradores de vapor helicoidais modulares e um pressurizador localizado na parte superior do vaso de pressão. Este arranjo integral elimina componentes individuais e tubulações em *loop*, resultando em uma configuração mais compacta, o que reduz a probabilidade

de acidentes postulados que envolvam a ruptura do sistema primário e perda de refrigerante como eventos de base de projeto /31/, /32/, /33/ e /34/.

3.1.3 Gerador de vapor

O IRIS possui 8 geradores de vapor com projeto de feixe de tubos no formato helicoidal com o refrigerante do circuito primário fluindo por fora dos tubos (processo inverso em relação aos reatores LWR). Os geradores de vapor estão localizados no espaço anular entre o barril do núcleo e o vaso do reator. Cada gerador de vapor recebe a água de alimentação na parte inferior do vaso de pressão e transfere o vapor na parte superior para as turbinas /36/.

3.1.4 Pressurizador

O pressurizador IRIS está integrado na parte superior do vaso do reator e fornece um volume de água e vapor, proporcionalmente, maior que as plantas tradicionais, que utilizam um pressurizador externo ao vaso de pressão. O pressurizador IRIS tem um volume total de aproximadamente 71 m³, que inclui um volume de vapor de 49 m³ /33/.

3.1.5 Contenção

A contenção é o sistema que abriga o vaso de pressão e os principais sistemas de segurança do SMR IRIS. A contenção apresenta uma estrutura esférica

de aço com 25 m de diâmetro e com uma capacidade de pressão de projeto de 1,3 MPa /34/.

A contenção do SMR IRIS é composta por 6 sistemas: o compartimento seco (*drywell*), Sistema de Supressão de Pressão (PSS 1-2), a cavidade, o Sistema de Injeção por Gravidade (LGMS 1-2), o Tanque de Alívio e os Tanques de Injeção de Boro (EBT), conforme ilustrados na Figura 3.2.

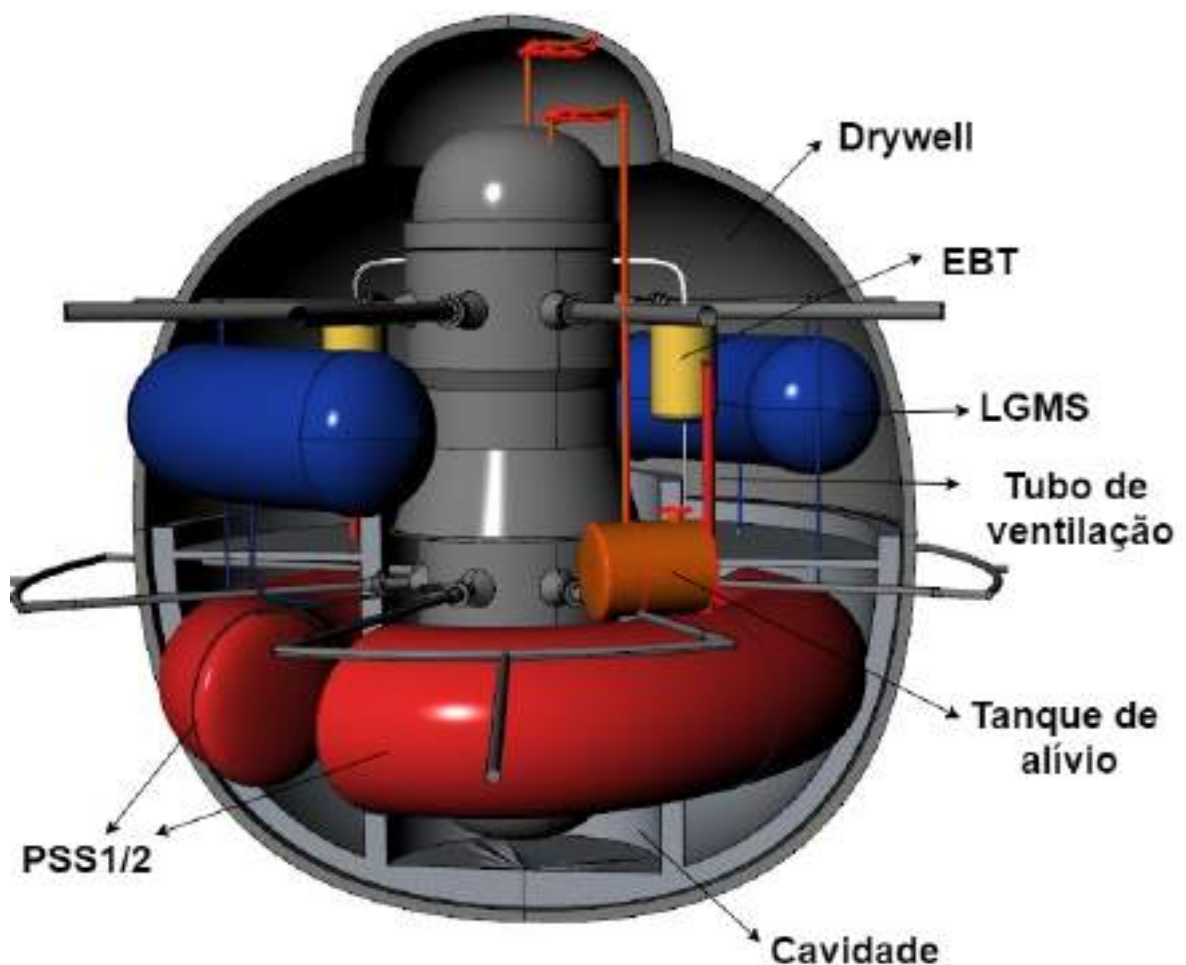


Figura 3.2: Esquema da contenção e sistemas de segurança do SMR IRIS /37/

O *drywell* é o maior compartimento da contenção do SMR IRIS e fornece volume livre e superfície para a acomodação e condensação do vapor

gerado em eventos de perda de refrigerante do vaso de pressão. Além disso, o *drywell* está conectado aos PSS 1-2 e à cavidade /34/.

O Sistema de Supressão de Pressão (PSS 1-2) consiste em 2 piscinas de supressão. Cada piscina de supressão é conectada à atmosfera do *drywell* por meio de tubos de ventilação, que conduz em a um aspersor submerso com água, localizado no fundo dos tanques PSS 1-2.

A cavidade do IRIS é o segundo maior compartimento da contenção do e foi projetada para coletar todo o fluido condensado na região do *drywell*, sendo assim, em cenários acidentais com grande perda de refrigerante, a cavidade pode inundar em nível superior à cota dos elementos combustíveis, fornecendo condições mais efetivas de troca de calor. A cavidade também possui um sistema de 8 válvulas de *bypass* conectadas com os 8 geradores de vapor para garantir a circulação natural em condições de acidente /33/.

O Sistema de Injeção por Gravidade (LGMS 1-2) fornece água ao vaso do reator por meio das Linhas de Injeção Direta no vaso (DVI 1-2), em cenários de acidente com perda de refrigerante (LOCA). Além disso, os LGMS 1-2 estão conectados aos PSS 1-2, o que permite criar um ciclo passivo de reposição de água no núcleo do reator /34/.

Os dois Tanques de Água Borada de Emergência (EBTs) têm um volume de 12,8 m³ e atuam por meio das linhas de injeção direta no vaso (DVI 1-2) garantindo reatividade negativa suficiente para o desligamento seguro do reator. Este sistema tem o propósito de desligar o reator nas condições mais extremas e, principalmente, como forma de atuação diversa em caso de falha das quedas das barras de controle e segurança /34/.

O Sistema de Despressurização Automática (ADS) é um sistema que auxilia a despressurização do vaso do reator quando o nível de refrigerante do vaso do reator começa a diminuir. O sistema ADS possui dois estágios, o ADS-1 que

descarrega a pressão do vaso para o tanque de alívio e o ADS-2 que descarrega diretamente na região do *drywell*. Essa função ADS garante que as pressões do vaso do reator e de contenção sejam equalizadas em tempo hábil, limitando a perda de refrigerante e, assim, evitando que o núcleo fique descoberto em acidentes com perda de refrigerante /34/.

O SMR IRIS possui fora da estrutura de contenção um sistema passivo de remoção de calor residual (EHR) composto por 4 trens independentes que fornecem fonte fria para os trocadores de calor, por meio da Água de Reabastecimento do Tanque de Armazenamento (RWST) /33/. Além disso, a contenção do SMR IRIS possui o Sistema de Resfriamento da Contenção que prevê a ação de *spray* na parte superior externa do casco metálico e *spray* interno no *drywell*, como formas de reduzir e limitar a pressão.

Outra característica da contenção do IRIS é que a maior parte da estrutura está localizada abaixo do solo, deixando apenas cerca de 15 m acima da cota terrestre. Este perfil muito baixo torna o IRIS um alvo extremamente difícil para eventuais quedas ou ataques com aeronaves. Além disso, a contenção IRIS é protegida por uma contenção externa e pelo edifício do reator /33/.

3.2 Códigos utilizados

Nesta seção serão apresentados os 3 códigos utilizados para atingir o objetivo desta dissertação. Os códigos serão apresentados de forma objetiva e resumida, apenas como forma de apresentar as aplicabilidades de cada ferramenta computacional.

3.2.1 SCALE 6.2

O SCALE 6.2 é, em síntese um conjunto de códigos, metodologias e biblioteca de dados para análise e projeto de segurança nuclear. O presente código foi desenvolvido, testado e gerenciado pela Divisão de Reatores e Sistemas Nucleares do *Oak Ridge National Laboratory* /38/.

O código utilizado dentro do pacote SCALE 6.2 foi o código ORIGEN que possui uma complexa biblioteca com dados de depleção, ativação, decaimento, raios gama e raios X para mais de 2.200 nuclídeos. Além disso, o código ORIGEN possui acoplamento com o código ORIGAMI que gera uma interface objetiva e automatizada para aplicação e uso do ORIGEN /38/.

Dentre as principais utilizações dos códigos ORIGEN/ORIGAMI está a solução de problemas de irradiação. Nesses problemas, é usado um conjunto de nuclídeos iniciais ou concentrações de elementos iniciais como *input* e o programa responde com a concentração desses elementos em determinado instante de tempo passado desde o início da operação do reator nuclear. Também podem ser resolvidos problemas somente de decaimento, onde não há irradiação, acompanhando, assim, a atividade do isótopo em determinados instantes. A Figura 3.3 apresenta o esquema geral do painel de navegação do código ORIGAMI onde são executadas as rotinas do código ORIGEN.

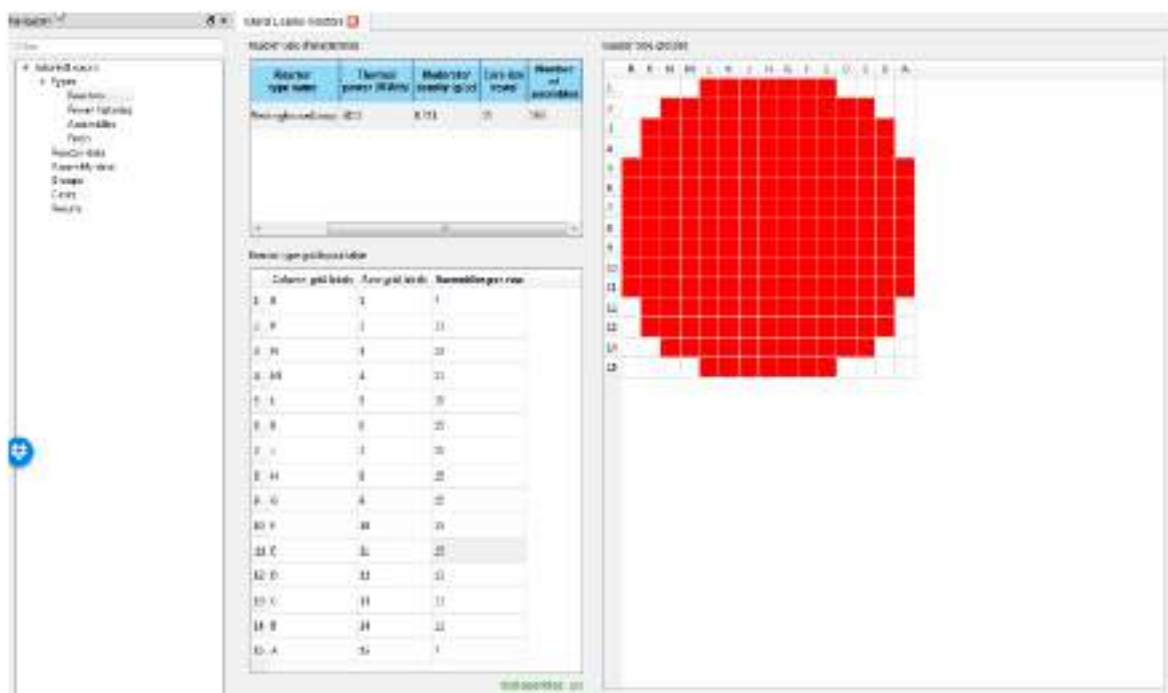


Figura 3.3: Painel de navegação do código ORIGAMI /38/

3.2.2 RELAP 5 MOD3.2

O código RELAP5 MOD3.2 foi desenvolvido no *Idaho National Engineering Laboratory* para a análise de transientes para reatores a água leve /39/. Alguma das principais funções desempenhadas pelo código RELAP5 MOD3.2 são:

- Modelagem detalhada dos circuitos primário e secundário;
- Modelagem dos sistemas de mitigação de acidentes postulados;
- Análise integrada de incertezas;
- Análise termo-hidráulica acoplada à cinética de reatores nucleares; e
- Modelagem das funções lógicas de atuação dos principais equipamentos e componentes de um reator nuclear.

O código utiliza uma abordagem realista (*best estimate*) com modelo de escoamento bifásico, não homogêneo e de não equilíbrio que é resolvido por um esquema numérico rápido e parcialmente implícito para permitir o cálculo eficiente dos transientes.

A Figura 3.4 apresenta uma nodalização genérica do vaso de pressão de um reator nuclear no RELAP5 MOD3.2.

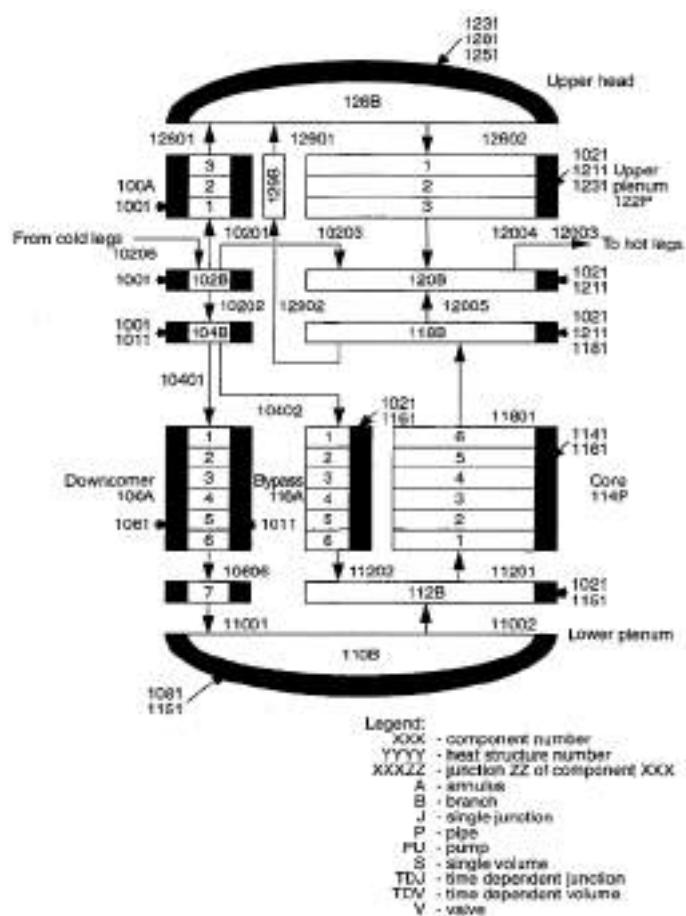


Figura 3.4: Nodalização genérica do vaso de pressão no reator com o código RELAP5 MOD3.2 /39/

O código RELAP foi desenvolvido para avaliar a resposta dos reatores nucleares em cenários de acidente postulado, principalmente, o comportamento

acoplado do sistema de refrigeração do reator e o núcleo para acidentes com perda de refrigerante. Além disso, a capacidade do código foi ampliada para avaliar transientes operacionais, como transientes antecipados sem *SCRAM* /40/, eventos com perda de energia externa (SBO), perda de água de alimentação nos geradores de vapor e perda de fluxo na região do núcleo /39/.

3.2.3 COCOSYS V2.4

O COCOSYS V2.4 é um código desenvolvido pela *Global Research for Safety* com a finalidade de simular a propagação de acidentes de base de projeto e acidentes severos na contenção de reatores nucleares /41/, permitindo por exemplo:

- Identificar falhas de segurança em uma planta nuclear;
- Quantificar o impacto gerado pela progressão de acidentes no ambiente da contenção e prédio do reator;
- Avaliar medidas de gestão de acidentes limitantes ou mitigadoras de danos; e
- Avaliar o nível de segurança para novos conceitos de plantas nucleares.

O código trabalha de maneira realista (*best estimate*), considerando a interação de processos físico-químicos, cálculos termo-hidráulicos e métodos baseados nos parâmetros concentrados (*lumped parameter*) /41/ e /42/.

A Figura 3.5 apresenta uma nodalização da contenção do reator nuclear Konvoi-PWR no COCOSYS V2.4 /41/.



Figura 3.5: Nodalização da contenção do reator Konvoi-PWR com o COCOSYS V2.4 /41/

O código COCOSYS usa 3 módulos principais dentro das rotinas de cálculo, o módulo THY (termo-hidráulico), o módulo AFP (comportamento do produto de fissão e do aerossol) e o módulo CCI (comportamento do núcleo derretido com o concreto). Todos os módulos são integrados com o uso de uma PVM que fornece base adequada para a paralelização dos módulos para considerar a interação dos processos /41/.

No módulo THY são realizados cálculos que envolvem, por exemplo, a variação pressão e temperatura, fluxos de gases e vapor, processos de evaporação e condensação e combustão de hidrogênio e monóxido de carbono. Além disso, neste módulo são implementados os volumes de controle que representam a contenção e o prédio do reator, onde também são atribuídas as informações dos estados termodinâmico e as informações geométricas de cada região /41/.

O módulo AFP é usado para avaliar o comportamento do produto de fissão na contenção dos reatores nucleares considerando os processos físicos e químicos de interação, e o transporte destes produtos como aerossóis ou gases /41/.

O módulo CCI é usado no cálculo para avaliar os efeitos da interação do núcleo derretido com o concreto da cavidade, gerando informações relativas termoquímica desse processo de interação /41/.

Cabe acrescentar que o código COCOSYS é validado em um amplo espectro de experimentos separados e integrais, realizados em instalações de testes como a do BMC, e os testes realizados e também em andamento, na instalação do THAI /41/.

4 METODOLOGIA

A metodologia utilizada para avaliar o desempenho da contenção do SMR IRIS foi baseada no acoplamento entre os 3 códigos descritos anteriormente (SCALE 6.2, RELAP 5 MOD3.2 e COCOSYS V2.4) aplicando condições de evolução de um acidente severo. A Figura 4.1 esquematiza o presente acoplamento.

Cabe acrescentar que a metodologia desenvolvida para o uso dos 3 códigos foi inicialmente avaliada com dados consolidados de outras referências. Por exemplo, a aplicação do código SCALE 6.2 foi verificada reproduzindo o cálculo de termo fonte do reator AP1000 /43/, e o resultado obtido foi comparado com os dados do fabricante (*Westinghouse*), conforme apresentado no APÊNDICE A desta dissertação. A metodologia de acoplamento entre os códigos RELAP 5 MOD3.2 e COCOSYS V2.4 foi avaliada com base no experimento CASP2, realizado na instalação de testes do BCM /44/, e os dados obtidos na simulação foram comparados com os dados experimentais, conforme descrito no APÊNDICE B. Essas simulações preliminares, além de possibilitar a verificação da metodologia, também ampliou o nível de conhecimento dos códigos propostos, e esse conhecimento foi importante no desenvolvimento do modelo do SMR IRIS.

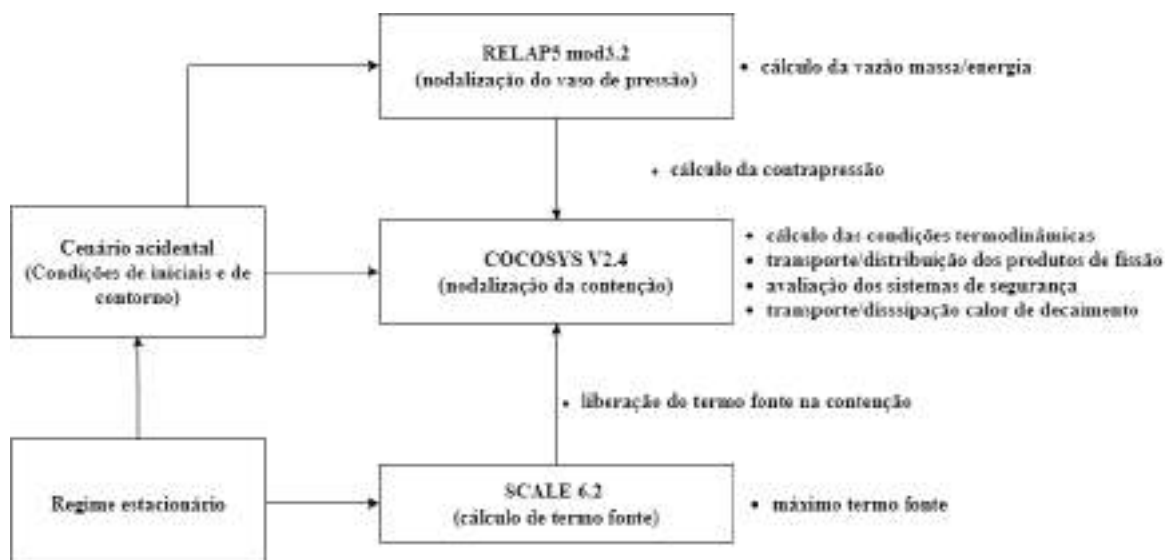


Figura 4.1: metodologia empregada para aplicação dos códigos

4.1 Metodologia utilizada para o cálculo do máximo termo fonte (regime estacionário)

O termo fonte é o inventário de material radioativo existente em um sistema, equipamento ou componente, o qual pode servir por exemplo de referência para o dimensionamento dos sistemas de purificação e reposição de inventário do circuito primário e medidas de mitigação de eventos de liberação para o meio ambiente em decorrência de um acidente severo /45/ e /46/.

A formação do material radioativo no núcleo do reator pode ser dada pela contribuição de quatro parcelas conforme a operação do reator /47/, /48/ e /49/:

- Reações Nucleares
- Produtos de Fissão
- Produtos de Ativação
- Geração de Trítio

A quantificação total do termo fonte também depende de diversas variáveis de operação, tais como o do ciclo de operação da planta, o perfil de queima dos elementos combustíveis e a composição material do núcleo do reator.

O regime estacionário é aqui considerado como o tempo relacionado a um ciclo completo de operação do reator nuclear e com potência constante. A primeira etapa para a avaliação do desempenho dos sistemas de segurança e do desempenho da contenção do SMR IRIS foi baseada no cálculo do termo fonte máximo disponível para uma eventual liberação. Para isso, os códigos ORIGEN/ORIGAMI disponibilizados dentro do pacote SCALE 6.2 foram utilizados, considerando-se os parâmetros do projeto IRIS conforme apresentados na Tabela 4.1.

Tabela 4.1: Parâmetros do SMR IRIS para o cálculo do termo fonte /33/ e /34/

Potência térmica (MWt)	1000 + 20 (incerteza)
Elemento combustível	89
Arranjo das varetas	Arranjo quadrado 17x17
Tipo de Elemento combustível	Westinghouse 17x17 XL (usado no AP1000)
Altura ativa (cm)	426,7
Massa de Urânio por EC (kg)	544,94
Ciclo de operação	48 meses (com uma recarga)
Queima no ciclo (Mwd/TU)	62000
Enriquecimento (% U-235)	4,95
Fator de capacidade (%)	95,2

O cálculo do termo fonte considerou o limite atual imposto pela NRC de 62000 Mwd/Tu /50/ de queima do combustível e o ciclo de operação de 4 anos

como previsto no projeto do SMR IRIS. A incerteza de 2% para mais na potência térmica do reator também é requisito normativo /51/. Além disso, também foi considerada a ativação dos materiais estruturais presentes no elemento combustível.

4.2 Descrição do regime transiente (cenário acidental)

O regime transiente é a imposição do cenário acidental para avaliar o comportamento do vaso de pressão e o desempenho da contenção e dos sistemas de segurança do SMR IRIS. Nesta etapa, os códigos RELAP5 MOD3.2 e COCOSYS V2.4 foram usados para caracterizar a resposta termo-hidráulica do reator para o cenário acidental imposto. Cabe ressaltar que as simulações com o RELAP5 MOD3.2 e COCOSYS V2.4 também consideraram parte do regime estacionário (1000 s) para a verificação da estabilidade dos códigos.

O cenário acidental usado como base da simulação computacional considerou, no tempo de 1000 s, o rompimento total das duas linhas de injeção de emergência (DVI 1 e DVI 2), assim, a perda total da capacidade de fornecer líquido de refrigeração (água) ao vaso de pressão por meio da atuação do LGMS e injeção de boro dos tanques EBT. Além disso, considerou-se a impossibilidade de remoção do calor residual por meio do sistema secundário e do EHRS, e indisponibilidade inicial das linhas de despressurização ADS-1 e ADS-2 conforme esquematizado na Figura 4.2.

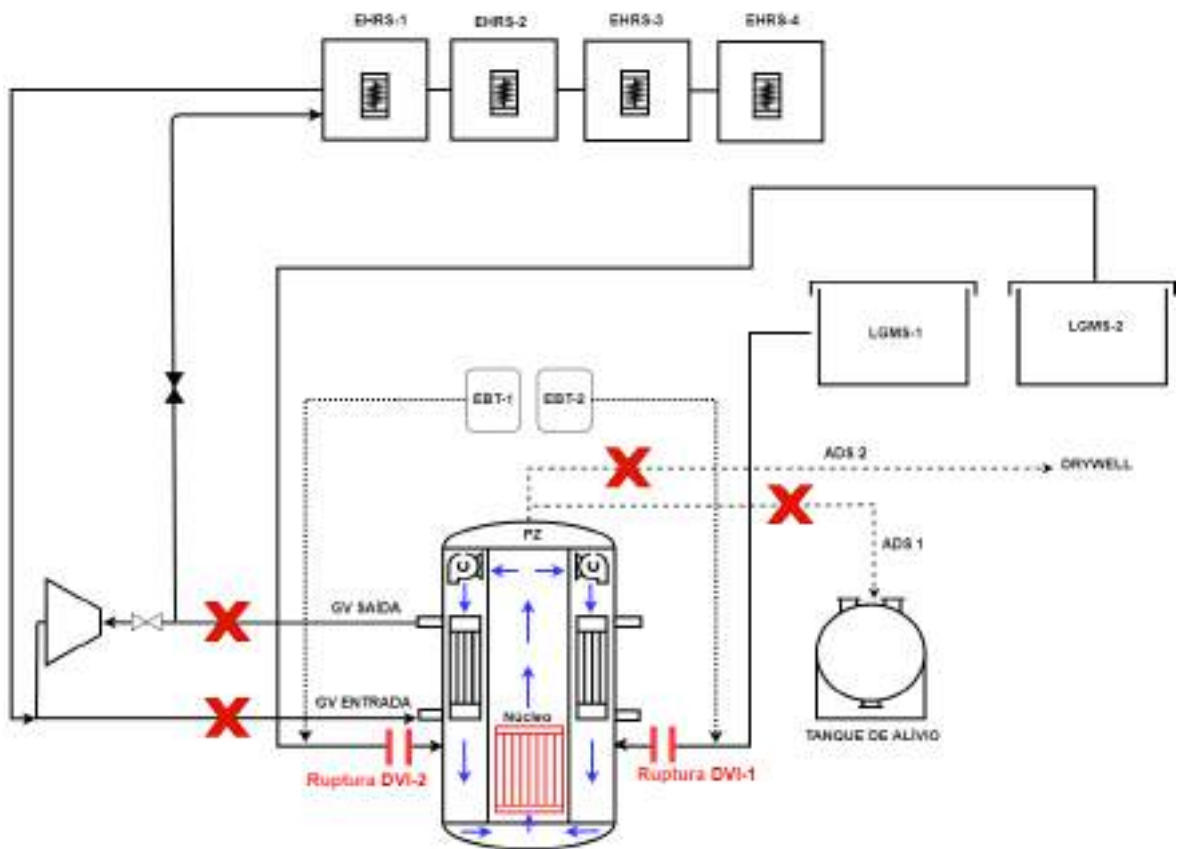


Figura 4.2: Esquema do cenário acidental adota para o SMR IRIS

A Tabela 4.2 lista em ordem cronológica, os principais eventos considerados nesse cenário acidental, bem como, as premissas assumidas com relação à disponibilidade operacional dos sistemas de segurança.

Tabela 4.2: Evolução do cenário acidental e disponibilidade dos sistemas de segurança

Tempo (s)	Principais eventos
0	Início da simulação
1000	Ruptura de ambas as linhas DVI e remoção de calor pelo secundário inoperante
1000	SCRAM do reator (alta pressão na contenção)
1000	Injeção de boro pelos tanques EBT indisponível (ruptura das linhas DVI)
1000	ADS 1-2 indisponíveis
1000	LGMS 1-2 indisponíveis
1000	PSS 1-2 disponíveis
1500	Abertura da linha do ADS-1 para o tanque de alívio
2000	Abertura da linha do ADS-2 para o <i>drywell</i>
7500	Atuação do Sistema de Resfriamento da Contenção (9 bar)
20000	Atuação do LGMS 1-2 na região da cavidade
22000	Abertura das válvulas de <i>bypass</i> da cavidade para o núcleo

Cabe ressaltar que o cenário acidental proposto é considerado dentro da análise probabilística de segurança deste reator como um evento praticamente impossível de acontecer /34/. Entretanto, seria uma condição que permitiria que o núcleo do reator ficasse totalmente descoberto e que progredisse para as fases do acidente severo, liberando o maior termo fonte possível para a contenção e testando em condição além da base de projeto, os sistemas de segurança do SMR IRIS. Além

disso, a postergação da disponibilidade operacional de alguns dos sistemas de segurança ocorreu para a verificação do desempenho destes sistemas.

Acrescenta-se, como forma de auxiliar a descrição do regime transiente, a definição da CNEN para acidente severo: “*acidente que excede as bases de projeto e que acarreta falhas em estruturas, sistemas e componentes, impedindo, dessa forma, a refrigeração do núcleo do reator, conforme projetada, levando a uma degradação significativa do mesmo.*” /10/.

4.3 Nodalização do vaso de pressão com o RELAP5 MOD 3.2

O código RELAP5 MOD3.2 foi empregado para modelar o vaso integral do SMR IRIS permitindo analisar o comportamento termo-hidráulico deste componente para o cenário acidental proposto. Além disso, o código caracterizou o efeito da depressurização na ruptura de ambas as linhas DVI para a região da cavidade do SMR IRIS e modelou o comportamento do Sistema de Depressurização Automática (ADS), por meio da atuação das descargas de vapor nos estágios do ADS-1 para o tanque de alívio e do ADS-2 para o *drywell*.

A Figura 4.3 apresenta a nodalização desenvolvida no código RELAP5 MOD 3.2. Cabe ressaltar que as linhas DVI foram representadas com uma única tubulação devido à sua característica simétrica. A Tabela 4.3 apresenta os principais parâmetros de operação do SMR IRIS que foram utilizados para implantar a nodalização, bem como, algumas das dimensões geométricas usadas.

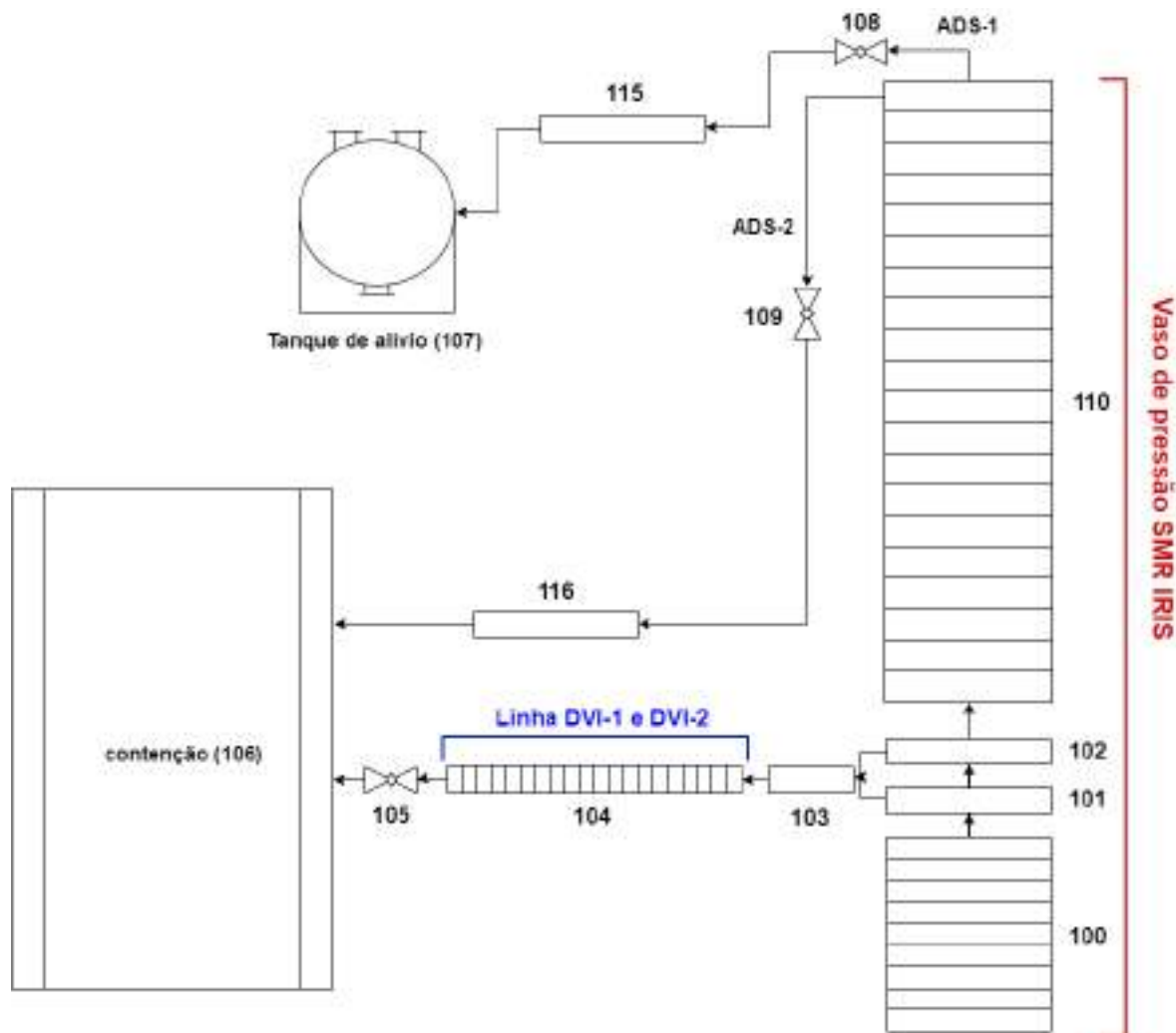


Figura 4.3: Nodalização desenvolvida com RELAP5 MOD3.2

Os componentes 101, 102, 103, 115 e 116 foram modelados usando a junção tipo “*branch*” do RELAP, que é um modelo projetado para ser uma ramificação para interligação hidrodinâmica de componentes.

Os componentes 100 e 110 são “*pipes*” verticais de grande dimensão (diâmetro $> 0,8$ m /39/) que representam as regiões remanescentes do vaso de pressão, enquanto o componente 104 é um “*pipe*” horizontal de tamanho intermediário ($0,018$ m $<$ diâmetro $<$ $0,8$ m /39/) que representa as linhas DVI.

O modelo de nodalização também possui a válvula 105, onde foi utilizada a “*trip valve*” do RELAP que permite uma abertura total abrupta da válvula. Portanto, mais apropriada para simular o efeito de ruptura instantânea das linhas DVI.

As válvulas 108 e 109 são do tipo “*motor valve*” do RELAP, pois este modelo tem a capacidade de controlar a área de fluxo da junção entre dois volumes de controle em função do tempo. Portanto, foi possível acrescentar o tempo de *delay* de atuação das linhas do ADS 1-2.

Os componentes 106 e 107 foram modelados como uma região do tipo “*tmdpvol*” que servem como um volume de contorno hidrodinâmico. Cabe acrescentar que a condição inicial (pressão e temperatura) dessas regiões foram modificadas conforme os resultados da simulação com o código COCOSYS V2.4, procedimento que será melhor detalhado no item 4.5.

Além dos componentes hidrodinâmicos que foram utilizados, o modelo de “*choked flow*” desenvolvido por Ransom e Trapp /52/ e /53/, presente no RELAP, também foi habilitado. Esse modelo é adequado para representar uma ruptura de tubulação, onde o fluido de um volume com pressão elevada se desloca com velocidade limitada apenas pela velocidade do som, situação típica em um acidente como o LOCA /54/.

Acrescenta-se a discussão da modelagem realizada, que a nodalização desenvolvida com o RELAP 5 MOD3.2 e apresentada na Figura 4.3 é relativamente simples diante da capacidade do código, pois o objetivo deste modelo era gerar uma condição de contorno adequada para o código COCOSYS V2.4, no qual os sistemas de segurança presentes na contenção foram modelados e avaliados.

Tabela 4.3: Parâmetros utilizados na nodalização com o RELAP 5 MOD3.2

Pressão de operação (bar)	155,0
Temperatura média (C°)	310,0
Altura total do vaso (m)	23,52
Volume do líquido de refrigeração (m ³)	400,0
Densidade média do líquido de refrigeração (kg/m ³)	635,0
Massa do líquido de refrigeração (kg)	254000
Área equivalente de escoamento do fluido (m ²)*	17,01
Raio equivalente do vaso (m)	2,33
Espessura do vaso (m)	0,28
Diâmetro da linha DVI (m)	0,0508
Raio da linha DVI (m)	0,0254
Área da ruptura (m ²)	0,00405
Área equivalente de descarga (m ²) – ADS-1	0,024
Área equivalente de descarga (m ²) – ADS-2	0,055

*Volume do líquido de refrigeração / altura total do vaso

4.4 Nodalização da contenção e sistemas de segurança com o COCOSYS V2.4

A nodalização da contenção do SMR IRIS e seus sistemas de segurança foram desenvolvidas com o código COCOSYS V2.4. O modelo está dividido em 5 zonas principais (*drywell*, PSS 1-2, LGMS 1-2, cavidade e tanque externo) conforme apresentado na Figura 4.4. Os tanques de injeção de boro (EBT) ficaram indisponíveis durante a evolução do cenário, por isso, não foram modelados. Além disso, os tanques LGMS foram configurados para ação por meio de suas linhas de *bypass*, isolando a ruptura das linhas DVI-1 e DVI-2, e inundando a região da cavidade.

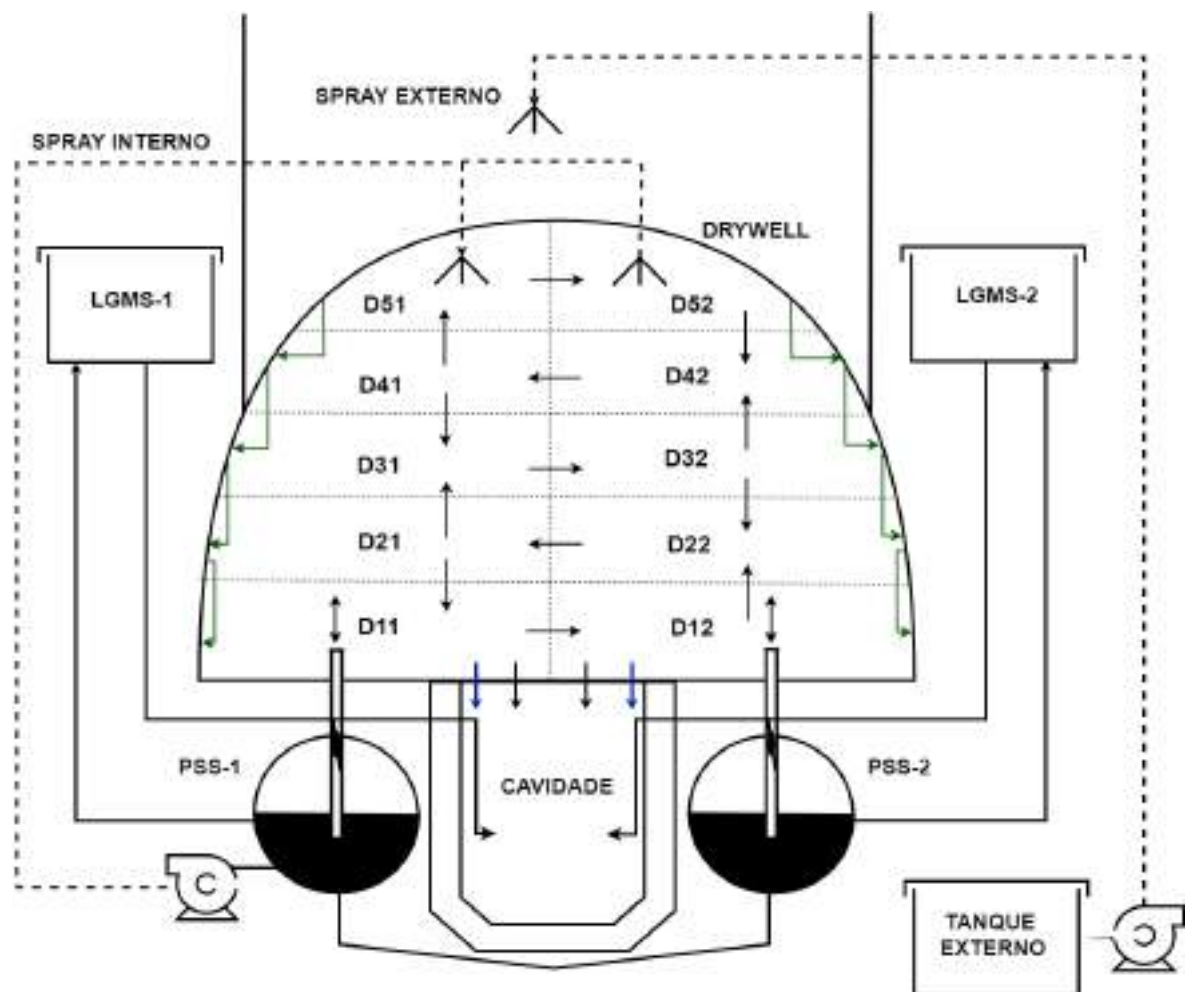


Figura 4.4: Nodalização desenvolvida com COCOSYS V2.4

A Tabela 4.4 apresenta os principais parâmetros da contenção e sistemas de segurança do SMR IRIS que foram utilizados para implantar a nodalização, bem como algumas das dimensões geométricas utilizadas.

Tabela 4.4: Principais parâmetros da Contenção e Sistemas de Segurança do SMR IRIS

Parâmetros	<i>drywell</i>	Tanque de alívio	Cavidade	PSS 1-2 (total)	LGMS 1-2 (total)
Volume livre (m ³)	3227	33,6	450	918 (300 água / 618 N ₂)	300 (200 água / 100 N ₂)
Altura total (m)	11,50	3,25	11,75	6,25	4,00
Cota do piso (m)	11,75	8,50	0,00	1,25	11,75
Temperatura inicial (°C)	48,9	48,9	48,9	48,9	48,9
Pressão (bar)	1,01	1,01	1,01	1,12	1,07
Quantidade de volumes de controle	10	1	1	2	2
Composição (%)	100 % N ₂	100 % N ₂	100 % N ₂	32,6% água e 67,4% N ₂	66,7% água e 33,3% N ₂
Superfície com exterior – aço (m ²)	926	ADI	-	ADI	ADI
Superfície com exterior – concreto (m ²)	256	ADI	141	ADI	ADI

A região do *drywell* foi subdivida em 10 volumes de controle, enquanto a cavidade foi usada como um único compartimento. Tais volumes de controle foram modelados com as zonas do tipo “não-equilíbrio” do código COCOSYS V2.4. Neste modelo, o vapor e outros gases não condensáveis são considerados como

misturados homogeneamente. Além disso, permite a presença de uma segunda fase, no caso a água (diferença para zonas em equilíbrio) /41/. Desta forma, a escolha desse modelo foi implantada para avaliar o escoamento da água na região do *drywell*, comportamento da inundação da cavidade e a remoção de aerossóis pela drenagem da água.

No COCOSYS, a simulação do fluxo de gás/vapor e o escoamento de água ocorre com rotinas separadas. Portanto, há modelos específicos para avaliar o transporte de cada componente. Sendo assim, o modelo de nodalização da Figura 4.4 usa junções virtuais (seta preta) para o balanço de massa e energia de gás/vapor. Além disso, os *loops* criados, conforme apresentado pelas setas da região do *drywell*, permitem um fluxo convectivo nessa região, atendendo as recomendações do manual /41/. As junções de dreno (seta azul) conectam o *drywell* à região da cavidade para escoamento do fluido condensado e inundação deste compartimento. As setas verdes representam o escoamento do fluido condensado nas superfícies das estruturas de calor para a estrutura imediatamente inferior, permitindo o fluxo descendente do vapor condensado /41/.

As estruturas de calor foram modeladas para a região do *drywell* e cavidade para a considerar os fenômenos de convecção natural e forçada, além da condensação do vapor. No COCOSYS, o comportamento da temperatura nas estruturas de calor é calculado resolvendo a equação de *Fourier* /41/, avaliando o balanço de energia e resolvendo a equação de condução de calor entre os nós das subcamadas das estruturas de calor.

Cabe ressaltar que foram utilizadas estruturas compostas por aço e concreto para a região do *drywell*, e somente concreto para a região da cavidade conforme o projeto dessas regiões /33/ e /34/.

Na Figura 4.4 é possível notar a representação do Sistema de Resfriamento da Contenção. O sistema atua internamente na contenção, por meio do

acoplamento dos tanques do PSS-1 e PSS-2 com os *spray* internos e pelo bombeamento de água do tanque externo que fornece água para o *spray* externo da contenção. No modelo do COCOSYS, a interação das gotas do *spray* com a atmosfera pode resultar na evaporação das gotas ou na condensação do vapor presente no volume de controle, influenciando a atmosfera da região onde os *spray* estão localizados e propagando para regiões adjacentes, por meio das junções ou estruturas de calor /41/. A ação do Sistema de Resfriamento da Contenção foi modelada por meio de funções lógicas, para a pressão na contenção igual ao valor 9 bar abs.

4.5 Metodologia de acoplamento RELAP5 MOD 3.2/COCOSYS V2.4

O cenário acidental utilizado se desenvolve a partir do rompimento total das duas linhas de injeção de emergência DVI gerando uma descarga abrupta do fluido que estava pressurizado no vaso de pressão para a região da cavidade na contenção.

A caracterização do efeito da depressurização na ruptura e ação das linhas ADS-1 e ADS-2 foram realizadas pelas curvas de massa e energia, mais precisamente, pela vazão mássica do fluido e sua entalpia no decorrer do evento.

O código RELAP 5 MOD 3.2 não possui modelos específicos para calcular a evolução da pressão e temperatura em compartimentos com volumes típicos como os de uma contenção de um reator nuclear, ainda que se trate de um reator modelar. Portanto, os dados de saída do código RELAP 5 MOD3.2 foram acoplados ao código COCOSYS V2.4 por meio de tabelas de condição de contorno. Após esse primeiro ciclo, os valores obtidos no COCOSYS V2.4 foram aplicados como uma condição de contorno na ruptura e nas linhas ADS-1 e ADS-2, simulando

o efeito da contrapressão existente no decorrer do próprio evento. Esta situação foi repetida até o momento em que se observou uma convergência dos valores.

O objetivo deste acoplamento foi criar o efeito de simulação *online* entre os códigos, representando de forma mais fidedigna os fenômenos relevantes para a análise nesta dissertação.

4.6 Metodologia de acoplamento ORIGAMI/COCOSYS V2.4

O cálculo da liberação do termo fonte para a contenção do SMR IRIS usou a abordagem do NUREG-1465 /51/. Este relatório foi elaborado a partir de uma vasta análise de diversos reatores PWR (Sequoyah, Zion, Surry, Oconee...) e BWR (Peach Bottom, LaSalle, Grand Gulf...) usando ferramentas computacionais (MELCOR, por exemplo /25/) e identificando cenários acidentais com maior probabilidade de dano ao núcleo do reator, bem como estimativas da taxa de liberação de material radioativo em cada fase de progressão do acidente severo /51/.

O NUREG 1465 concluiu que eventos postulados de perda de refrigerante no sistema primário com a falha dos sistemas de resfriamento de emergência seriam os eventos com maior probabilidade de gerar um acidente severo no menor intervalo de tempo. A partir do inventário de material radioativo existente em um núcleo de reator nuclear, o NUREG-1465 apresentou uma sugestão simplificada para avaliação do termo fonte que poderia ser liberado em caso de um acidente severo, diferenciando as frações de liberação por grupos de radionuclídeos, conforme apresentado na Tabela 4.5.

Tabela 4.5: Tempo e fração de liberação para as fases de progressão do acidente

severo				
Fases de liberação	revestimento	Interior do vaso de pressão	Exterior do vaso de pressão	Tardia no vaso de pressão
Duração da fase de liberação (h)	0,5	1,3	2,0	10,0
Elemento	Fração de liberação em casa fase			
Xe, Kr	0,05	0,95	0	0
I, Br	0,05	0,35	0,25	0,1
Cs, Rb	0,05	0,25	0,35	0,1
Te, Sb, Se,	0	0,05	0,25	0,005
Ba, Sr	0	0,02	0,1	0
Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co	0	0,0025	0,0025	0
Ce, Pu, Np	0	0,0005	0,005	0
La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am	0	0,0002	0,005	0

Anteriormente às fases de liberação, o NUREG1465 considera uma fase atividade do refrigerante que se inicia junto com o cenário acidental (LBLOCA) e termina com a falha da primeira vareta de combustível. Nesta fase, os radionuclídeos liberados para a atmosfera da contenção estão associados a quantidades muito pequenas, que são basicamente, os elementos que já estavam

dissolvidos no próprio refrigerante. No relatório técnico supracitado, a duração total dessa fase corresponde a um intervalo entre 10 s e 30 s.

Para eventos postulados do tipo SBLOCA, a duração da fase de atividade do refrigerante pode ser ampliada para um intervalo de até 10 minutos. Pelo projeto do SMR IRIS, espera-se um acidente do tipo SBLOCA, entretanto, como foi considerada a ruptura de ambas as linhas DVI (DVI 1-2), o tempo considerado para essa fase foi de 30 s, ou seja, os elementos radioativos começaram a ser liberados para a contenção no tempo de 1030 s seguindo as 4 fases de liberação de material radioativo da Tabela 4.5 que estão apresentadas de forma resumida nos próximos itens.

4.7.1 Fase de liberação do revestimento

Começa com a falha do revestimento da primeira vareta combustível e termina no momento em que os produtos de fissão não podem ficar retidos na estrutura cristalina do combustível. No começo desta fase, já há liberação de uma pequena parcela dos materiais mais voláteis como gases nobres, iodo e césio que estavam contidos no *gap* /51/.

4.7.2 Fase de liberação na parte interna do vaso de pressão

Nesta fase, a temperatura no núcleo do reator é tão alta que sua geometria não é mantida, o combustível e outros materiais estruturais começam a se fundir e se alocam no fundo do reator, atrapalhando o fluxo de refrigeração.

Durante essa fase, uma alta quantidade dos nuclídeos voláteis, e alguns dos menos voláteis, são liberados na contenção, através da falha gerada pela

ruptura no sistema de refrigeração do reator. Essa fase termina quando o tempo inferior do vaso de pressão do reator falha, permitindo que os detritos do núcleo fundido possam migrar para a região da cavidade do reator.

É válido ressaltar que essa fase tem bastante influência da composição do núcleo, do material estrutural do vaso de pressão, da sequência de eventos que ocorreram na progressão do acidente e da densidade de potência com a qual o reator opera /51/.

4.7.3 Fase de liberação na parte externa do vaso de pressão

Começa quando os detritos do núcleo derretido saem do vaso de pressão do reator e termina quando estes se resfriaram até que significativas quantidades de produtos de fissão não são mais liberadas, embora haja, por exemplo, liberações da interação do núcleo fundido com o concreto da cavidade /51/.

4.7.4 Liberação tardia no vaso de pressão do reator

Começa com a ruptura do vaso de pressão e ocorre simultaneamente com a fase de liberação na parte exterior. Todavia, a duração das fases não é a mesma. Nessa etapa, alguns dos nuclídeos voláteis provenientes da fusão do núcleo, e que foram depositados no sistema de refrigeração do reator, voltam a se volatilizar e podem ser liberados na contenção /51/.

5 RESULTADOS E DISCUSSÃO

5.1 Resultados referentes ao cálculo do termo fonte para o SMR IRIS

A região do núcleo de um reator nuclear é composta basicamente pelo combustível nuclear, o revestimento e o material estrutural do elemento combustível. A fissão do combustível é responsável por introduzir uma série de novos elementos químicos dentro do núcleo, tais como /11/:

- I. Óxidos dissolvidos, como estrôncio (Sr), ítrio (Y), zircônio (Zr), lantânio (La), cério (Ce) e neodímio (Nd);
- II. Óxidos precipitados, como bário (Ba) e nióbio (Nb);
- III. Precipitados metálicos, como molibdênio (Mo), tecnécio (Tc), rutênio (Ru), ródio (Rh) e paládio (Pd);
- IV. Produtos de fissão voláteis, como bromo (Br), rubídio (Rb), telúrio (Te), iodo (I) e cério (Cs).
- V. Gases de fissão acumulados na matriz granular, como xenônio (Xe) e criptônio (Kr).

Dentre os elementos supracitados, a composição, distribuição, tempo de meia-vida e tipo de radiação emitida dos produtos de fissão geram os impactos mais relevantes para a avaliação de consequências radiológicas. A geração do calor residual proveniente do decaimento destes elementos também é outro aspecto relevante durante a progressão do acidente severo, pois pode reduzir o tempo de falha do vaso de pressão e da contenção pelo aumento da pressão e temperatura

nestes compartimentos. Cabe acrescentar que os produtos de fissão possuem comportamento dinâmico durante a progressão do acidente, podendo mudar de estado químico dependendo da temperatura do combustível, do teor de oxigênio no combustível e da taxa de queima do combustível.

Diante do exposto, esta seção apresenta os resultados referentes ao cálculo do termo fonte do SMR IRIS por meio da aplicação dos parâmetros da Tabela 4.1, usando os códigos ORIGEN/ORIGAMI.

A Tabela 5.1 apresenta o inventário de material radioativo calculado até o momento anterior à fase acidental proposta. Os resultados foram divididos em duas colunas, a primeira composta pelos elementos de composição do núcleo, como os oriundos do combustível e revestimento, enquanto, a segunda coluna apresenta os produtos de fissão e produtos de transmutação, ambos em ordem crescente de composição.

Tabela 5.1: Termo fonte do SMS IRIS Queima = 62000
MWd/tU

Elemento de composição do Núcleo (kg)		Produtos de fissão / transmutação (kg)	
U	44676	Pu	641
Zr	25348	Xe	486
O	6523	Nd	342
Sn	413	Zr	316
Fe	306	Mo	305
Mo	305	Cs	252
Cr	163	Ce	241
Ni	115	Ru	225
Gd	14	Ba	134
Cd	10	Pd	127
Mn	7	La	110
Ag	7	Pr	98
		Sr	78
		Tc	68
		Sm	61
		Np	49
		Te	44
		Y	41
		Rh	35
		Kr	32
		Rb	30
		I	18
		Am	17
		Eu	14
		Pm	12
		Cm	11
		Se	5
		Nb	2
		Sb	2
		Br	2
		Co	1

Após o cálculo do inventário de material radioativo no núcleo do SMR IRIS, foram aplicadas as frações de liberação do NUREG-1465 (Tabela 4.5), como forma de avaliar os radionuclídeos que poderiam ser liberados para a contenção, como consequência da progressão do acidente severo. Os resultados estão apresentados nas Figuras 5.1 e 5.2 (o gráfico apresenta a massa até o valor 32 kg, como forma de melhorar a visualização dos elementos de menor massa).

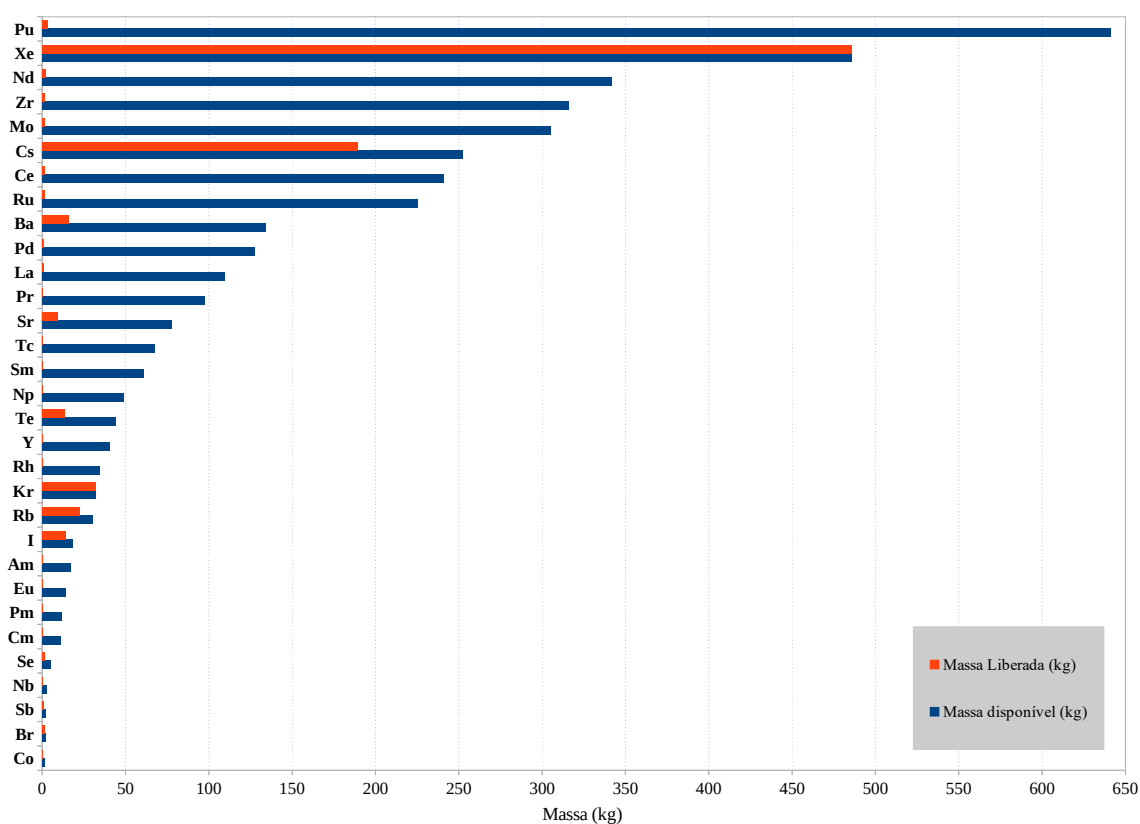


Figura 5.1: Massa disponível no núcleo e fração liberada para a contenção

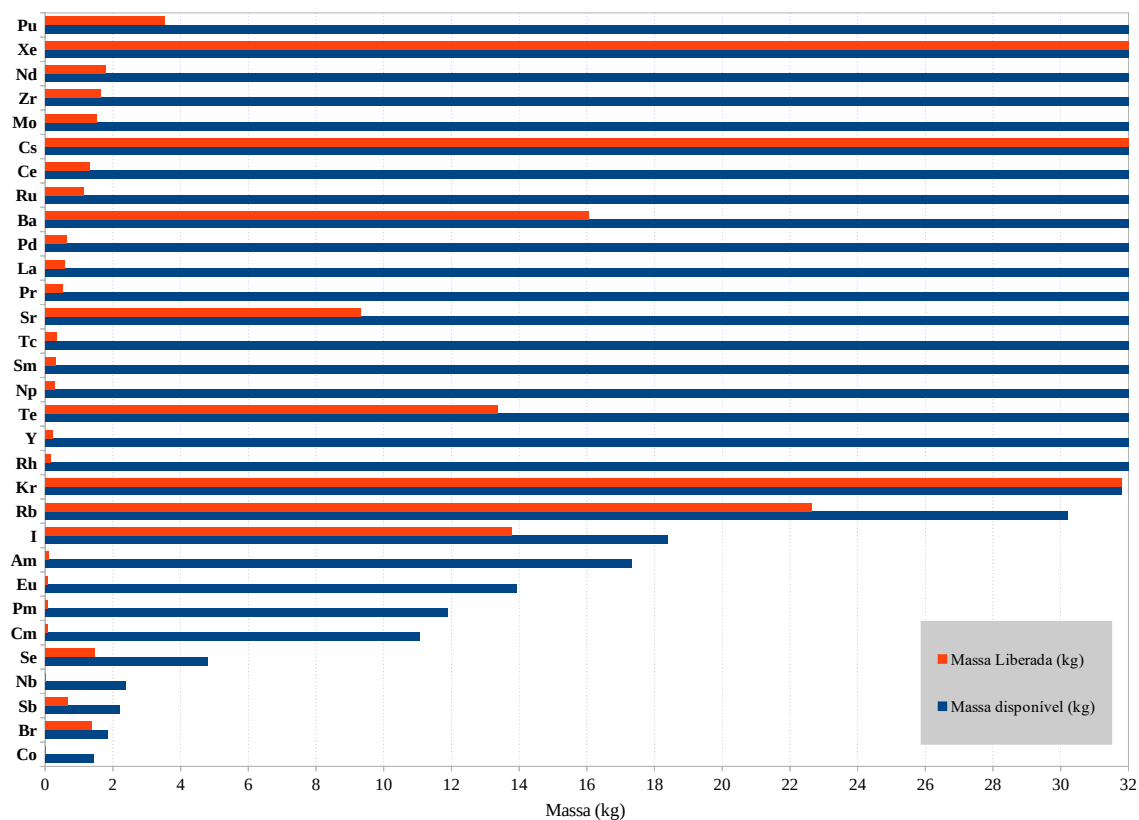


Figura 5.2: Massa disponível no núcleo e fração liberada (até 32 kg)

5.2 Resultados obtidos com o código RELAP 5 MOD3.2

A Figura 5.3 apresenta a curva de pressão no vaso que demonstra inicialmente, o regime estacionário do SMR IRIS com pressão no valor nominal de 155 bar. Após o período de regime estacionário (1000 s), inicia-se o regime transiente com a ruptura das linhas DVI 1-2 (Figura 5.4), no qual se verifica a primeira queda abrupta de pressão. A diferença de pressão entre o vaso de pressão do reator e a cavidade é de 154 bar, tal fato explica a rápida depressurização do reator.

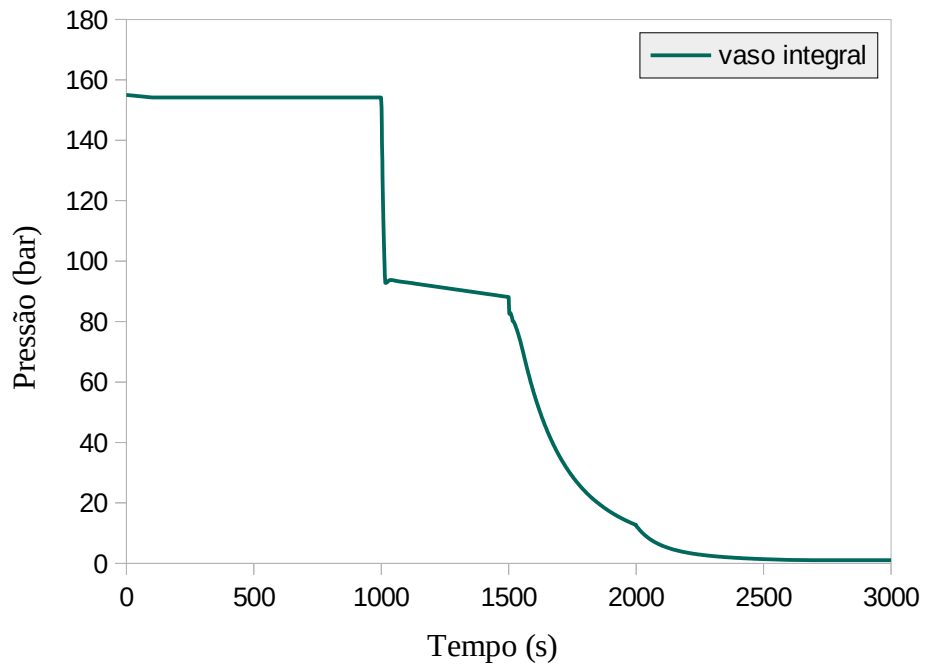


Figura 5.3: Pressão no vaso integral do SMR-IRIS

A vazão na ruptura foi modelada por uma única válvula com abertura instantânea simulando o efeito da ruptura das linhas DVI. A vazão na ruptura atinge o valor máximo 1 s após o início do acidente com uma vazão de 310 kg/s (Figura 5.4) em seguida, a vazão na ruptura apresenta comportamento descendente como consequência da redução da pressão no vaso do reator, efeito da contrapressão na contenção e atuação das linhas ADS-1 e ADS-2.

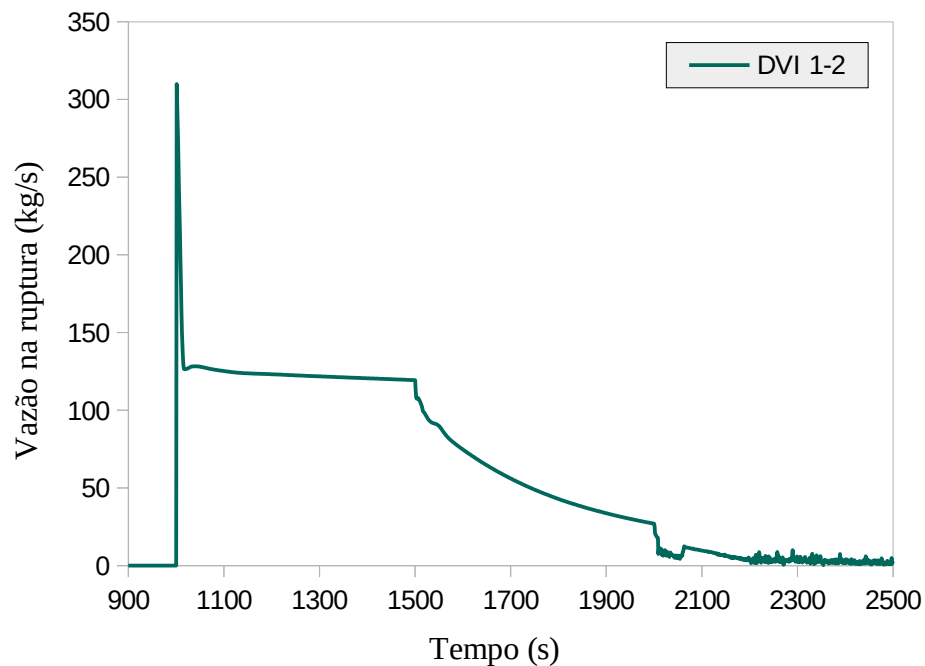


Figura 5.4: Vazão na ruptura das linhas DVI 1-2

Como mencionado, as linhas do ADS compõem o Sistema Automático de Despressurização, a atuação das linhas do ADS-1 conecta a região do pressurizador com o tanque de alívio, e é responsável por reduzir de forma considerável a pressão como observado na Figura 5.5, sendo assim, um sistema importante dentro das funções de emergência no SMR IRIS. A atuação desta linha também foi modelada com a atuação de uma válvula com abertura definida no tempo de 1500 s. A princípio, este tanque já estaria disponível no começo do acidente, entretanto, este atraso ajudou a avaliar o comportamento individual deste sistema. A transferência de massa ocorre até o momento em que a pressão se iguala nestes compartimentos (2400 s), interrompendo o fluxo (Figura 5.5).

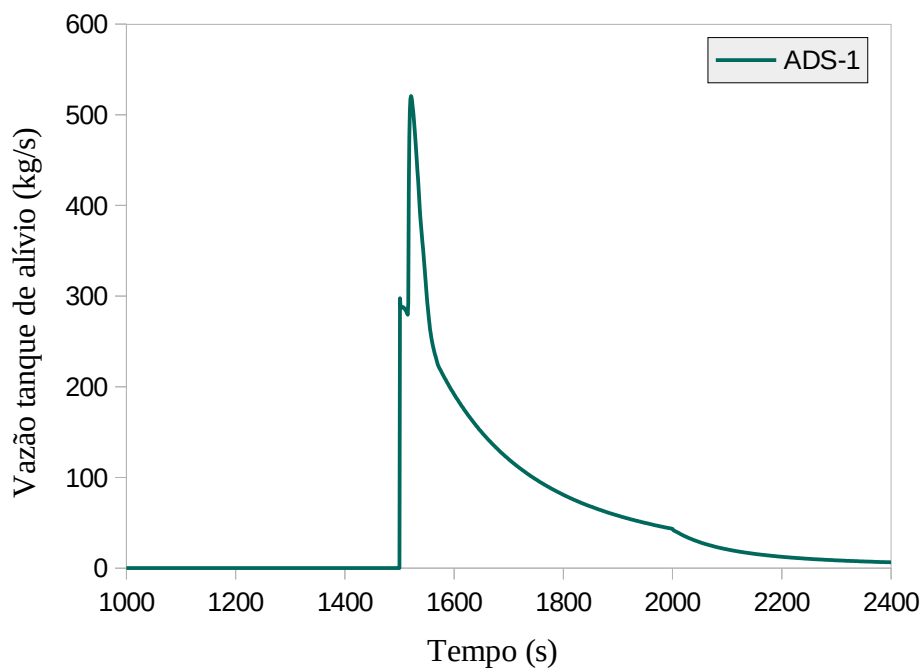


Figura 5.5: Vazão da linha do ADS-1

A linha do ADS-2 também atuou de forma postergada no tempo de 2000 s, direcionando o fluxo mássico do vaso de pressão do reator diretamente para a região da contenção (*drywell*), como forma de diminuir a diferença de pressão entre os compartimentos do vaso de pressão e da contenção (Figura 5.6). Entretanto, como o reator já está numa pressão menor neste intervalo, o efeito de atuação desta linha é menos perceptível se comparada à atuação do ADS-1.

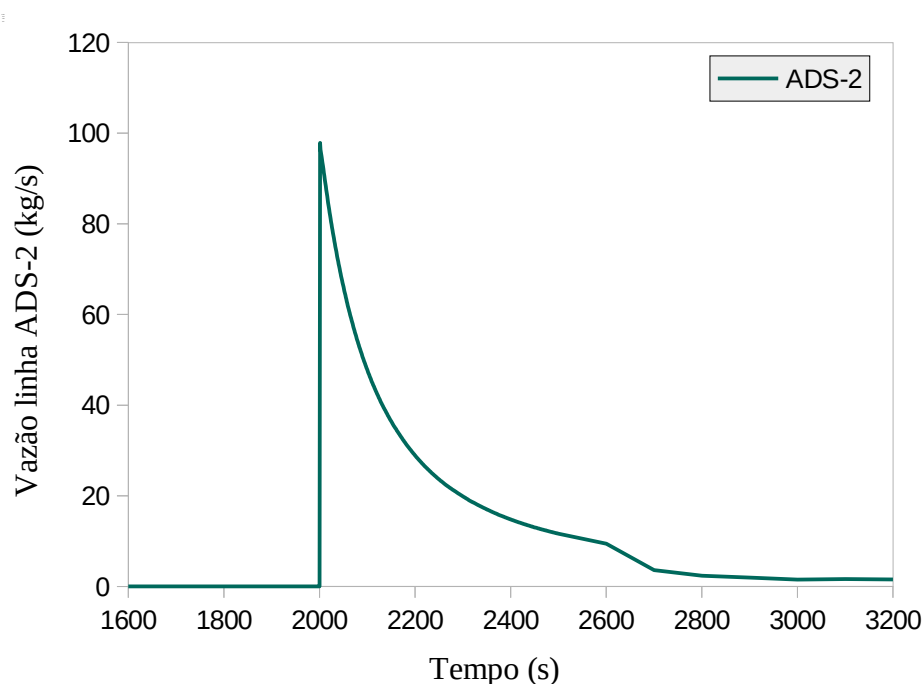


Figura 5.6: Vazão da linha do ADS-2

A redução da pressão na região do vaso de pressão do SMR IRIS é parte da estratégia do SMR IRIS como parte de prevenção da falha deste componente em situações de acidente. Além disso, possibilita a ação do Sistema de Remoção de Calor Residual (EHRS) de forma mais rápida (considerado como indisponível para o cenário proposto). A redução da pressão também ajuda a evitar a possível falha da contenção pelo fenômeno do *Direct Containment Heating (DCH)*, que está relacionada com injeção de *corium* (elementos do núcleo que fundiram) em alta pressão do vaso de pressão para a contenção /11/.

O ADS também garante que a pressão no vaso do reator SMR IRIS e na contenção se igualem em tempo hábil, limitando a perda de refrigerante e, assim, evitando que o núcleo fique descoberto após eventos com perda de refrigerante.

As curvas de vazão de massa e energia foram os parâmetros que serviram como condição de contorno para o modelo da contenção do SMR IRIS simulando o efeito da ruptura e descargas das linhas ADS-1 e ADS-2.

A temperatura na região do vaso de pressão do SMR IRIS também é outro parâmetro que demonstra o regime estacionário deste reator (Figura 5.7). No regime transiente, a queda na temperatura também ocorre em virtude da depressurização do reator.

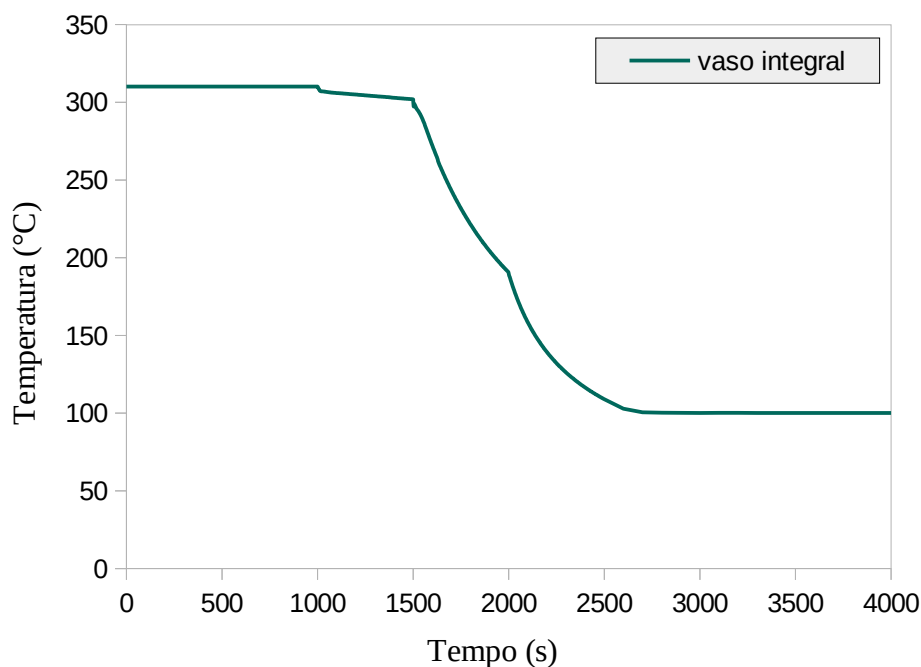


Figura 5.7: Temperatura no vaso integral do SMR IRIS

Cabe ressaltar que durante a progressão de um acidente severo, a transferência de calor das varetas combustíveis para o refrigerante pode ser limitada. Portanto, é esperado que as estruturas internas do núcleo aumentem a sua energia interna e temperatura até o ponto de fusão, o que liberaria parte relevante do material radioativo contido nos internos do vaso de pressão para a região da contenção. Como mencionado, toda essa fenomenologia foi aplicada com o uso das frações de liberação do NUREG-1465 (Tabela 4.5) aos resultados obtidos com o

cálculo do termo fonte (Tabela 5.1). Sendo assim, a temperatura na região do vaso de pressão do SMR IRIS contempla somente o efeito termo-hidráulico gerado pela depressurização.

A curva da massa integral liberada na ruptura para a contenção do SMR IRIS demonstra que cerca de 35% do inventário inicial (90000 kg) de refrigerante presente no vaso de pressão foi descarregada para a região da contenção (Figura 5.8) como efeito das rupturas linhas DVI 1-2.

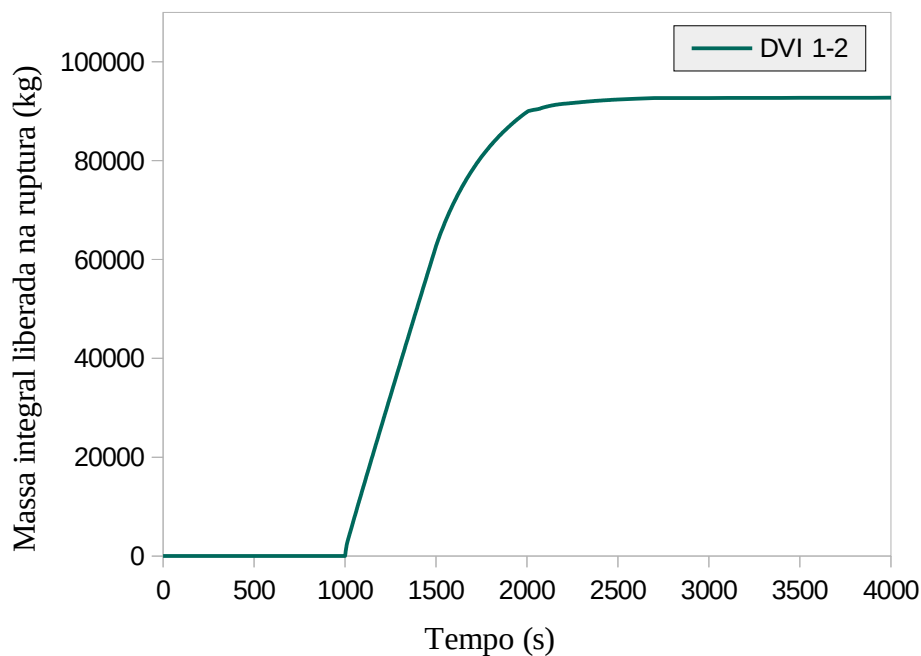


Figura 5.8: Massa integral na ruptura (vaso integral para a cavidade)

5.3 Resultados obtidos com os códigos COCOSYS V2.4

5.3.1 Variáveis termo-hidráulicas

A Figura 5.9 apresenta a distribuição da pressão nos principais compartimentos da contenção do SMR IRIS; cabe ressaltar que, apesar do compartimento *drywell* ter sido nodalizado com 10 divisões, a curva de pressão está apresentada como o valor médio, pois, de forma geral, a evolução da pressão nesta região se comportou de forma bastante homogênea durante a simulação.

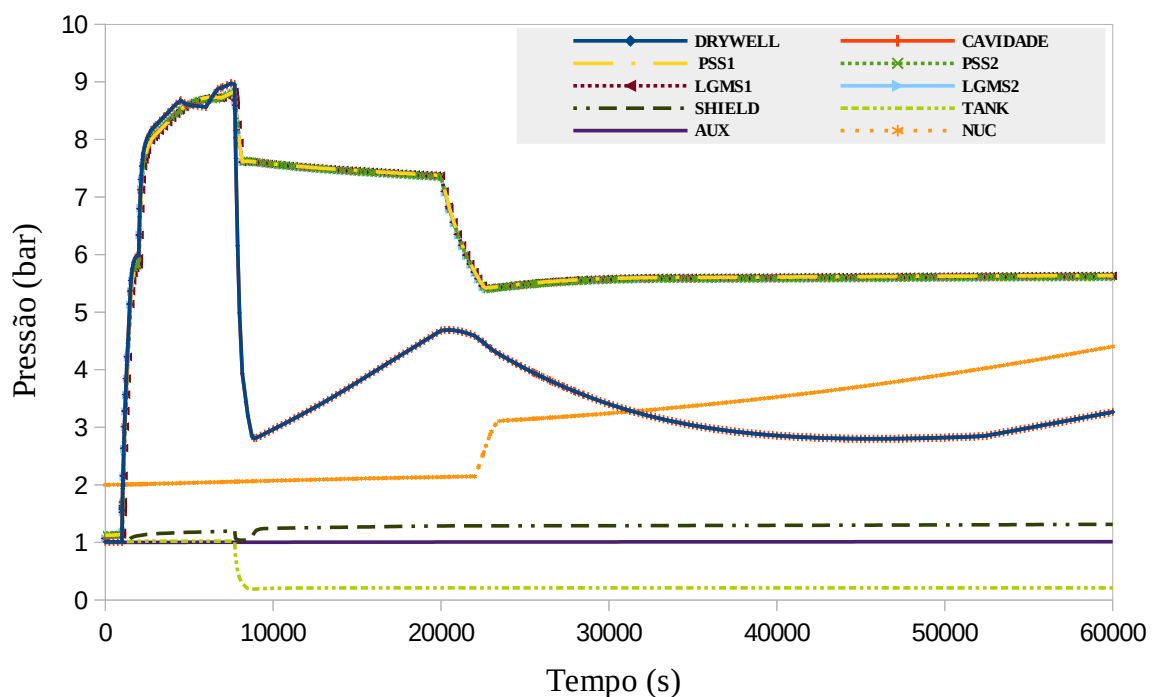


Figura 5.9: Pressão nos compartimentos da contenção do SMR IRIS

A variável *SHIELD* representa a contenção externa (barreira física) que abriga toda a contenção do SMR IRIS /33/. A variável *AUX* representa o edifício do reator e abriga toda a região da contenção externa (*SHIELD*), sala de controle e prédio do combustível /33/. Ambas as regiões foram modeladas como condições de contorno para toda a região da contenção, evitando assumir hipóteses conservadoras, como por exemplo, de condições adiabáticas na troca de calor. A variável *TANK* representa o tanque externo (Figura 4.4) com água para atuação do

spray na parte externa da contenção, como parte de atuação do Sistema de Resfriamento da Contenção. O parâmetro NUC representa a região do vaso de pressão do SMR IRIS, e foi modelada como um único volume de controle como forma de verificar a reposição de água nesta região, por meio da inundação da cavidade e atuação das válvulas de *bypass* entre essas regiões.

A evolução da pressão e temperatura nos principais componentes do SMR IRIS (Figura 5.9, 5.10 e 5.11) também segue, de forma geral, as principais fases da evolução do cenário acidental e reflete a atuação dos componentes de segurança. Inicialmente, no instante 1000 s, o aumento da temperatura e pressão na cavidade, *drywell*, PSS 1-2 e LGMS 1-2 se dá como consequência da ruptura das linhas DVI 1-2 e atuação do ADS-2. Em seguida, esses sistemas de segurança são afetados, principalmente, pela atuação do Sistema de Resfriamento da Contenção quando a pressão na região do *drywell* atinge o valor de 9 bar abs (aprox. 7500 s). Percebe-se ainda que a pressão e temperatura nestes compartimentos volta a aumentar, o que se dá pela injeção dos produtos de fissão gerados no núcleo do reator, na região da cavidade por meio das frações de liberação (Figuras 5.1 e 5.2), e também pelo calor de decaimento associado a esses produtos. Tal fenomenologia será melhor abordada na seção 5.3.2.

Na Figura 5.9 também é notado que os PSS 1-2 seguem a mesma distribuição de pressão do *drywell*, pois estão conectados a essas regiões por meio de tubos de ventilação, mais precisamente nos volumes de controle D11 e D12. Os LGMS 1-2 também seguem a mesma distribuição, pois estão conectados, por sua vez, aos PSS 1-2. Cabe também acrescentar o fato dos LGMS 1-2 e PSS 1-2 continuarem pressurizados mesmo após a atuação do Sistema de Resfriamento da Contenção, isso ocorre porque estes sistemas foram dimensionados justamente para acomodar as variações de pressão do *drywell* e, por consequência, possuem uma alta perda de carga para um eventual fluxo reverso.

A distribuição da temperatura e concentração de vapor apresentaram comportamento diferente nos volumes de controle, principalmente no início do transiente (Figuras 5.10, 5.11, 5.12 e 5.13).

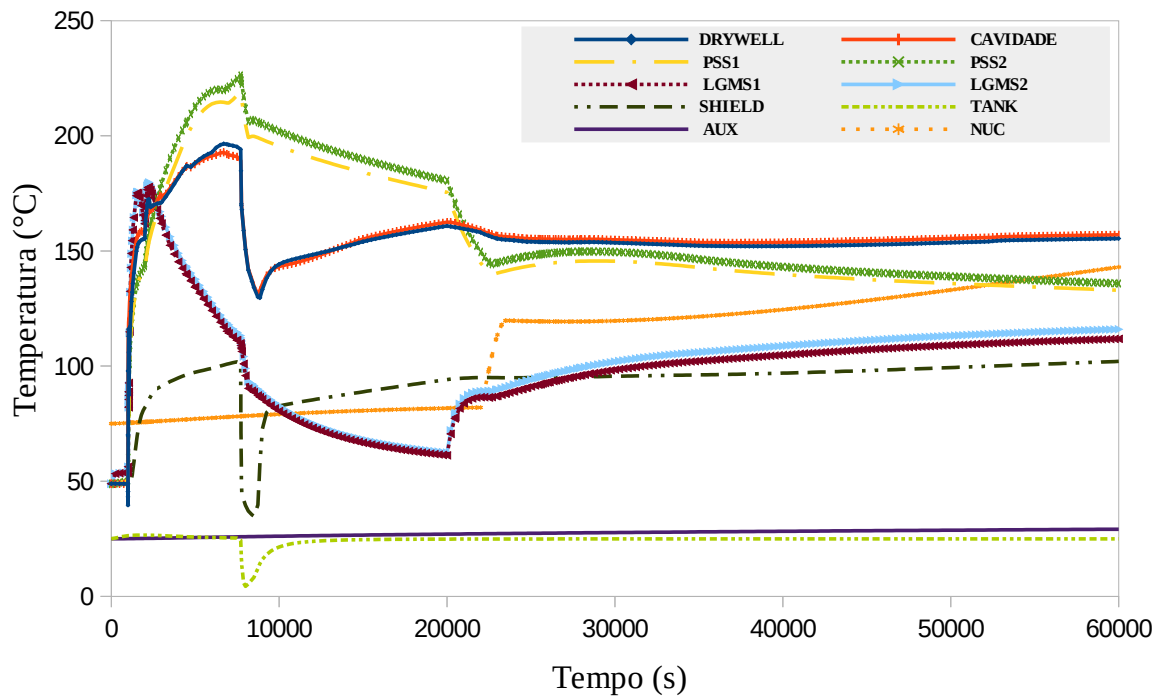


Figura 5.10: Temperatura nos compartimentos da contenção do SMR IRIS

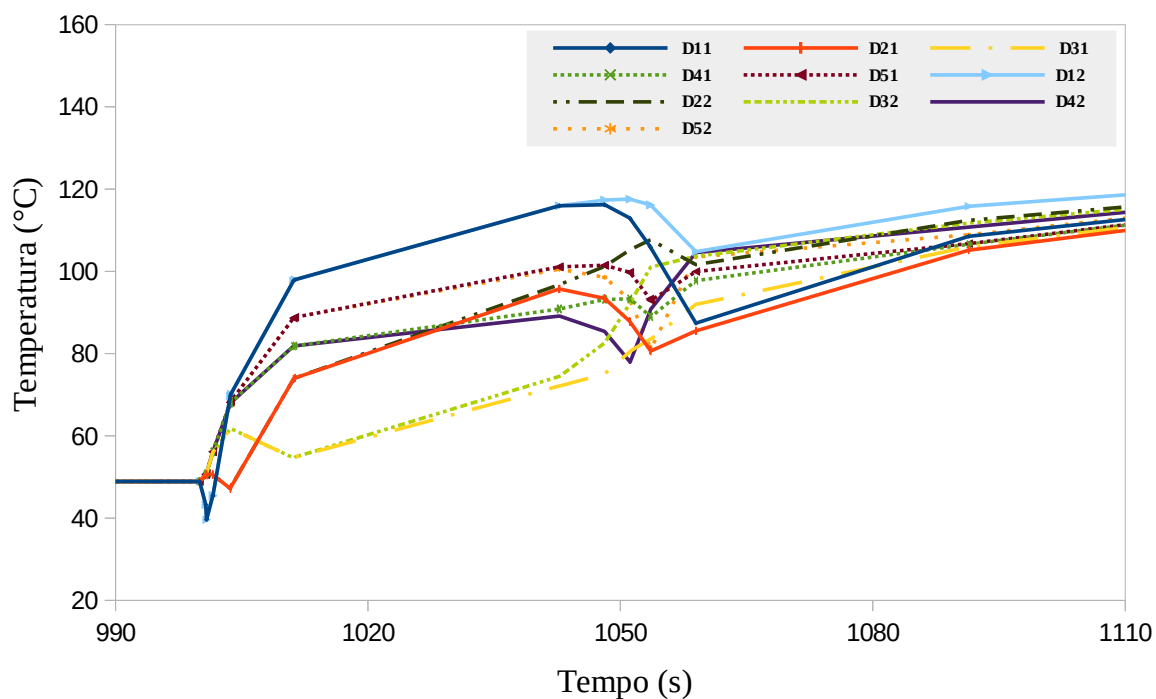


Figura 5.11: Temperatura no *drywell* no início do acidente

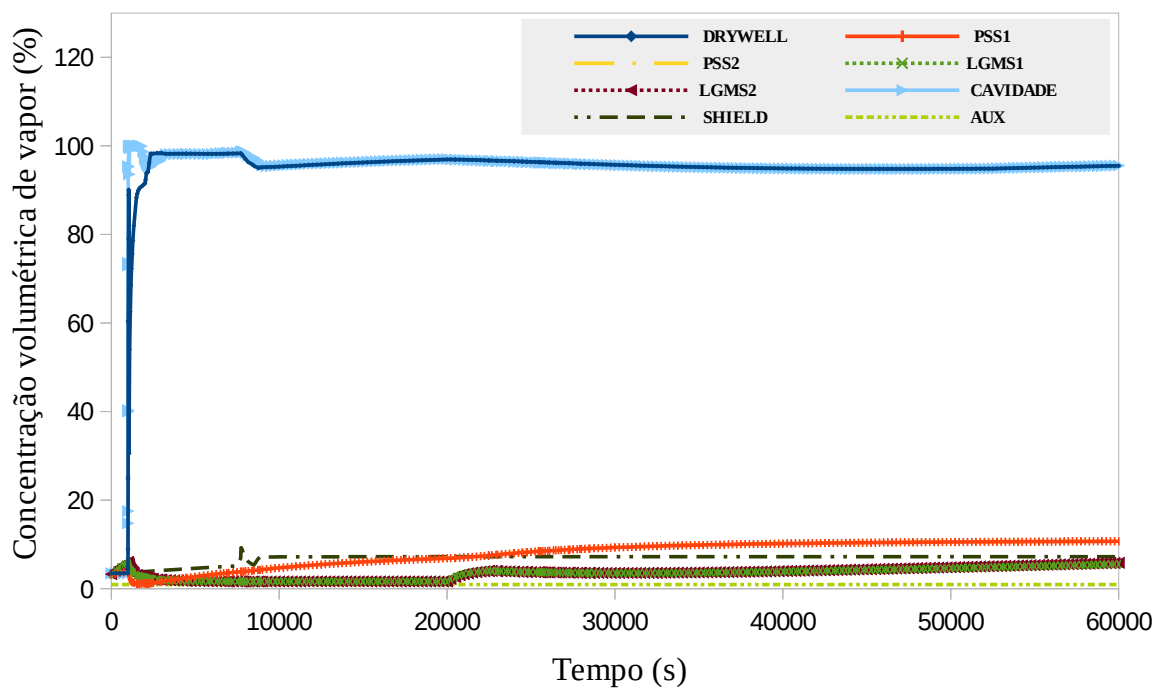


Figura 5.12: Concentração de vapor nos principais compartimentos da contenção do SMR IRIS

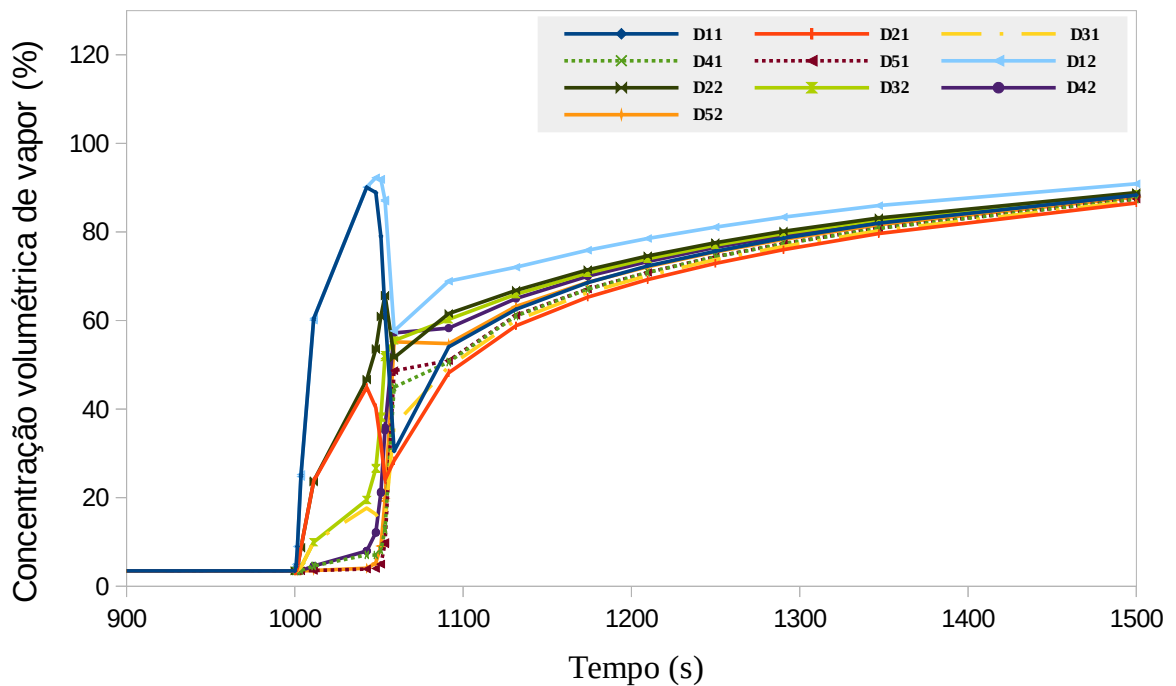


Figura 5.13: Concentração de vapor no início do acidente

Com relação à Figura 5.14, é possível perceber que a cavidade possui 3 momentos de aumento de nível de água. O primeiro aumento ocorre em virtude da condensação do vapor liberado na região do *drywell* (1000 s), que como parte do *design* do SMR IRIS, direciona o vapor condensado para a região da cavidade. Após, pela atuação do *spray* interno na região do *drywell* (7500 s), que aumenta a quantidade de água nessa região e que também se deposita na região da cavidade. Por último, a atuação dos LGMS 1-2 por meio do *bypass* (20000 s).

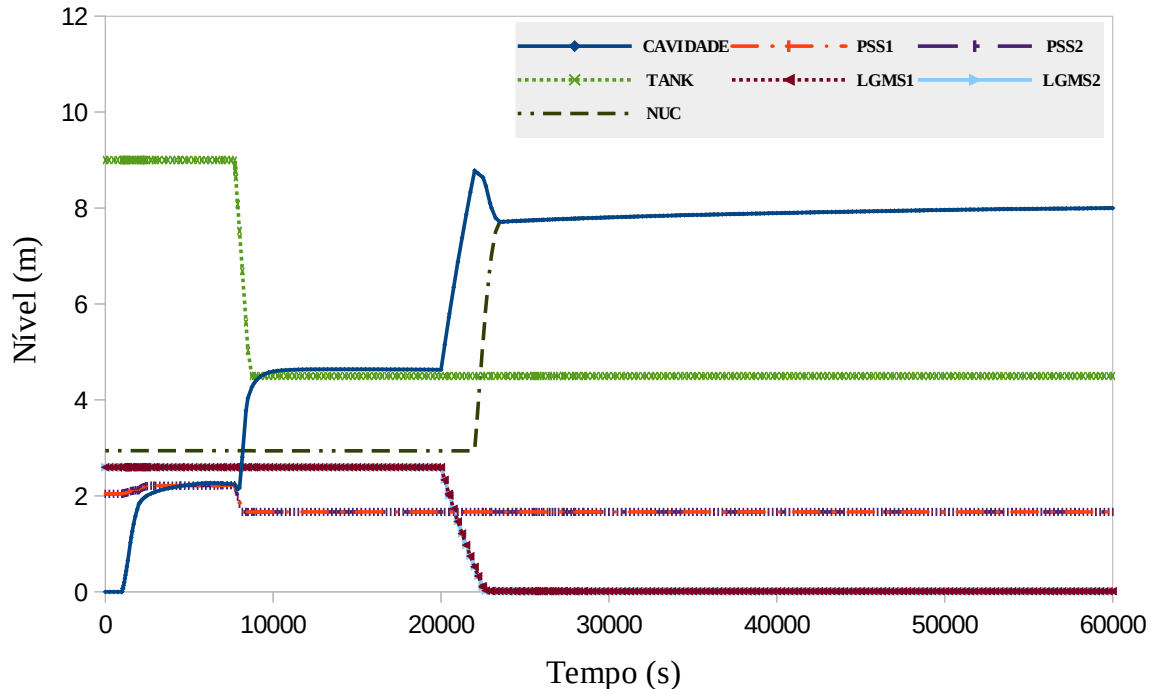


Figura 5.14: Nível de água nos compartimentos do SMR IRIS

A Figura 5.15 representa a distribuição de temperatura em algumas das estruturas de calor (Exemplo: SC-LD51, SC-LD51r, SC-LD32 e SC-LD32r) que conectam os volumes de controle na região do *drywell* (D51 e D32) ao *SHIELD*, a variável que termina com a letra “r” representa a parte externa (lado *SHIELD*), enquanto, a variável sem a letra “r” indica o lado interno da estrutura (lado *drywell*).

Cabe analisar da Figura 5.15, a equalização da temperatura na parte interna e externa das estruturas de calor na região do *drywell*. As estruturas de calor feitas de aço possuem alta condutividade térmica, o que auxilia a remoção de calor destes compartimentos. A estrutura de calor da cavidade (CC-LCV11) é feita de concreto e representa a troca de calor com a região externa (*SHIELD*). A queda de temperatura na parte externa da SC-LD51r ocorre como consequência da ação do *spray* externo, que atua exatamente na parte superior externa do *drywell*.

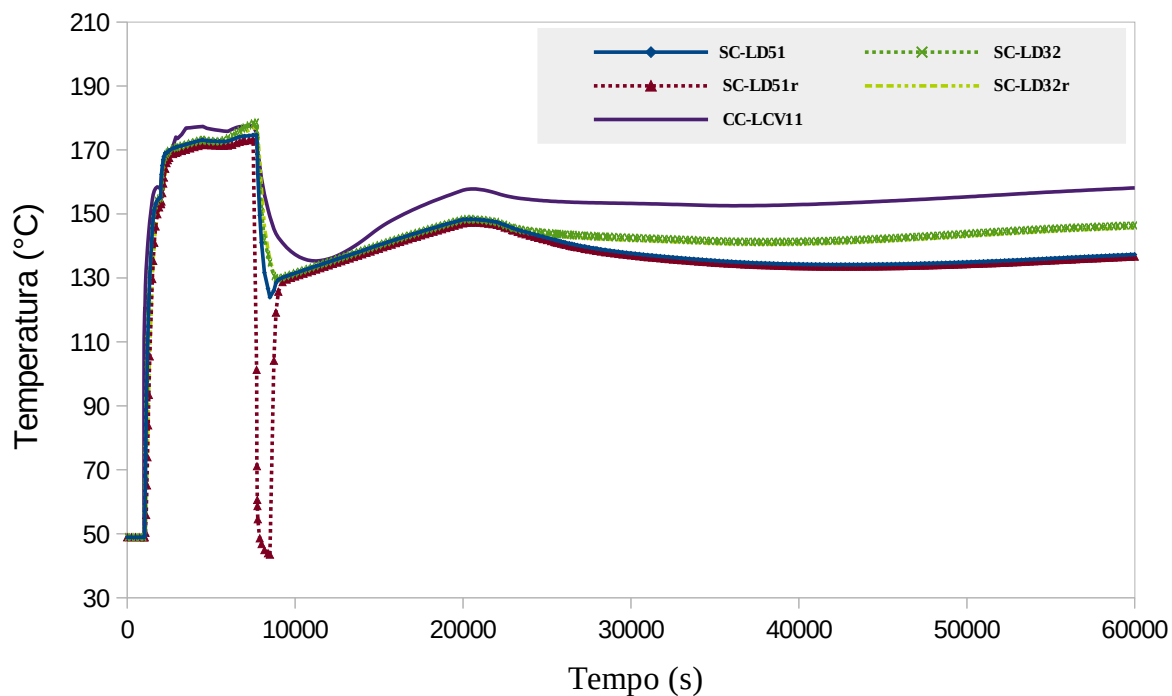


Figura 5.15: Temperatura de estruturas de calor do *drywell* e cavidade

A Figura 5.16 apresenta o fluxo de calor total da região das estruturas de calor do *drywell* para a região do *SHIELD*, e demonstra a remoção de calor, principalmente, na fase inicial do acidente (1000 s), mas que também aumenta no momento da atuação da linha do ADS-2 (2000 s), que descarrega o vapor do vaso de pressão na região do *drywell*.

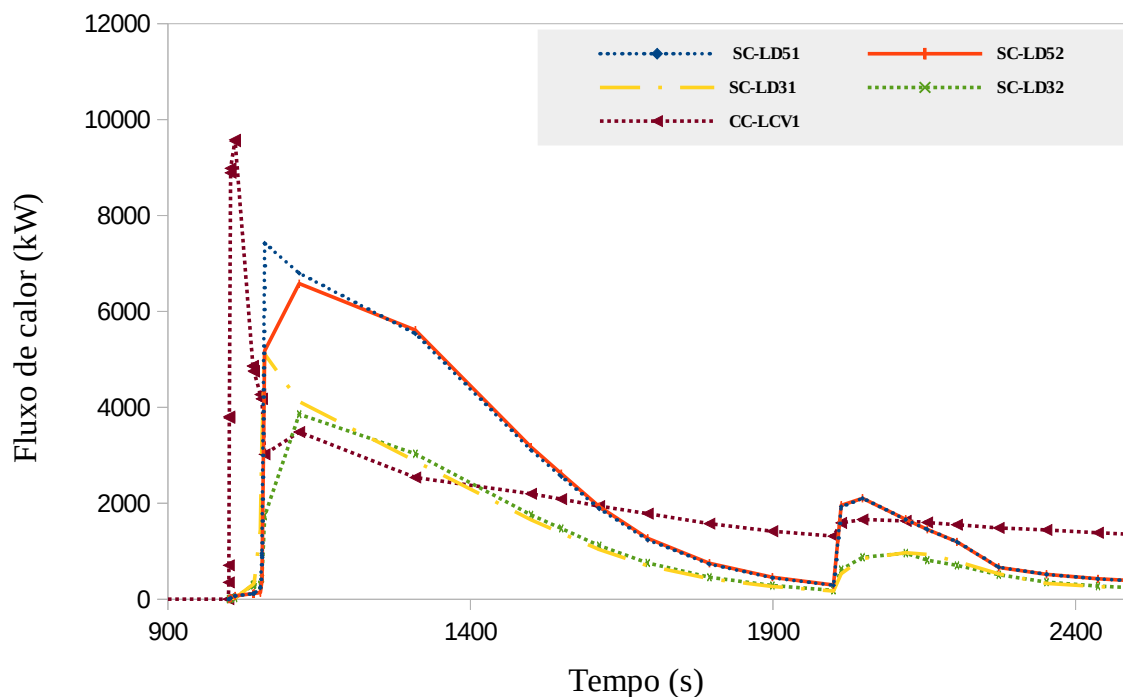


Figura 5.16: Coeficiente de transferência de calor de estruturas de calor do *drywell* e cavidade

A formação do filme de água (Figura 5.17) nas estruturas de calor na região do *drywell* ocorre como consequência da condensação do vapor, e também exemplifica a relevância das estruturas de calor do *drywell* como dissipador de calor nesta região. Também é possível analisar nessa Figura 5.17, o impacto da atuação dos *spray* internos no instante próximo dos 7500 s de simulação. O fluxo mássico dos *spray* interno é direcionado tanto para a região livre do *drywell*, quanto diretamente para as estruturas de calor, o que atua como dissipador de calor.

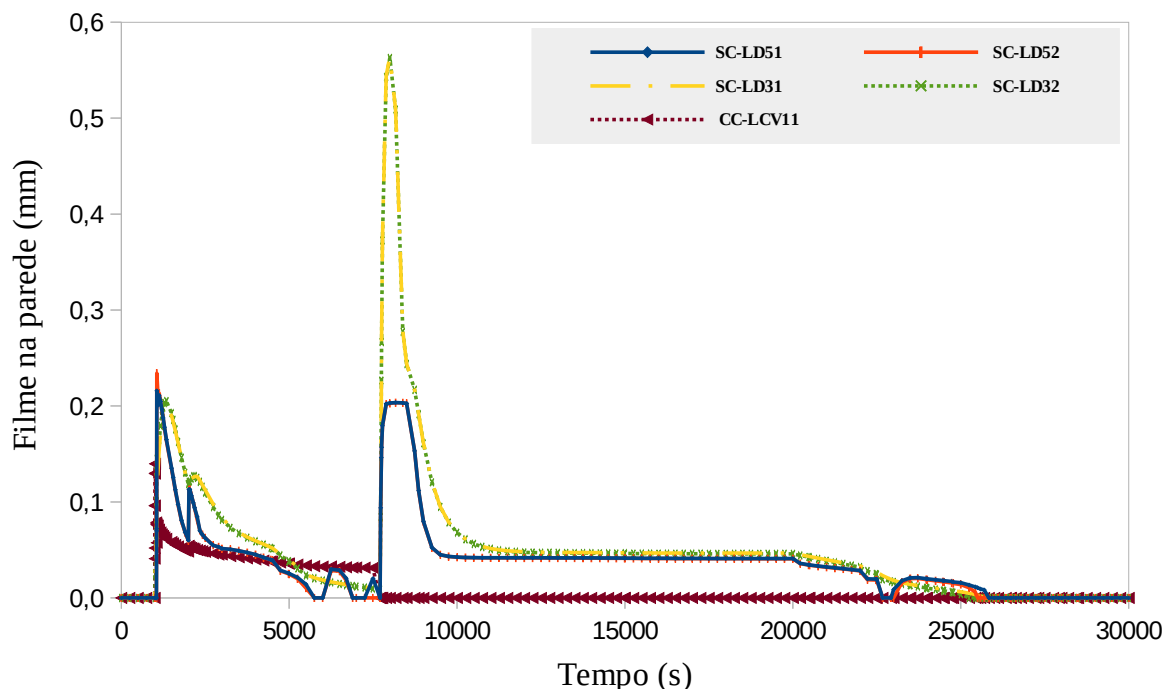


Figura 5.17: Camada de filme em estruturas de calor do *drywell* e cavidade

Com a evolução do acidente, a pressão na contenção aumenta até o valor de 9 bar, nesse momento, ocorre a atuação do Sistema de Resfriamento da Contenção (Figura 5.18 e 5.19) que libera a atuação dos *spray* internos da contenção (JSPRY e JSRAC), que leva água dos PSS 1-2 até os *spray* nos volumes de controle D51 e D52 e também pela atuação externa, levando água do tanque externo (TANK), por meio das bombas (EXTANK) diretamente para as estruturas de calor dos volumes de controle D51, D52, D41 e D42 que estão em contato com a região externa da contenção (*SHIELD*). A atuação dos *spray* internos ocorre até o momento em que a pressão na contenção atinge o valor de 4 bar em 8200 s, enquanto o *spray* externo atuou até a redução no valor de 3 bar, em um instante próximo do 8700 s, terminando sua operação (Figura 5.18 e 5.19).

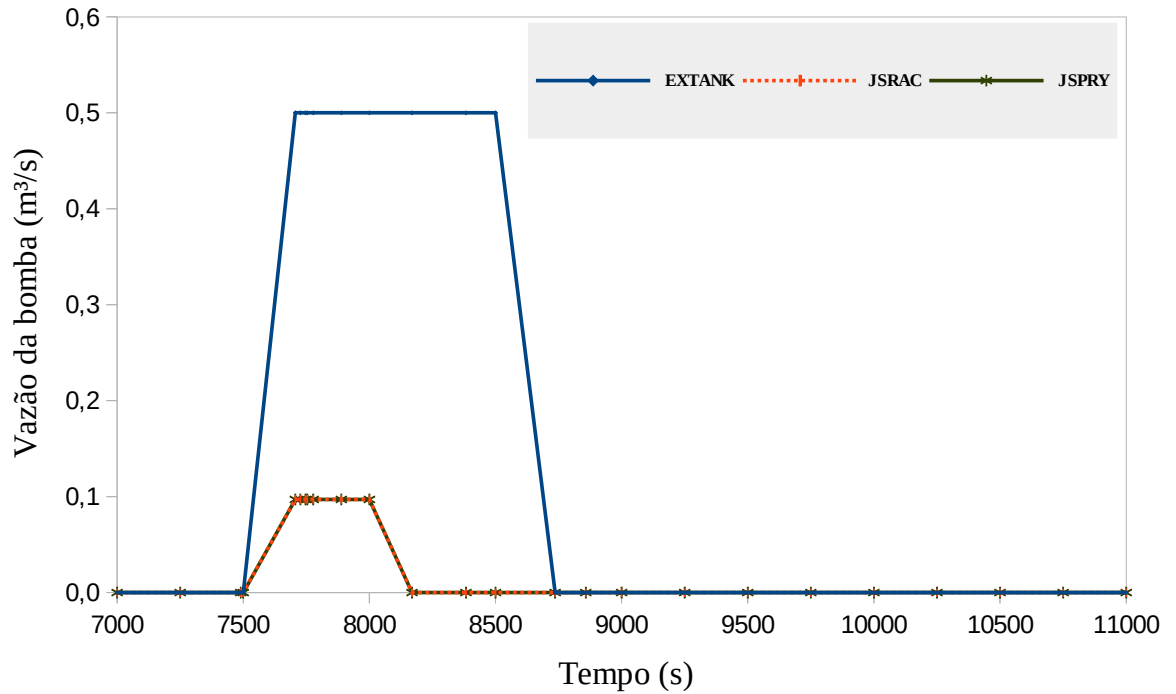


Figura 5.18: Vazão das bombas do Sistema de Resfriamento da Contenção

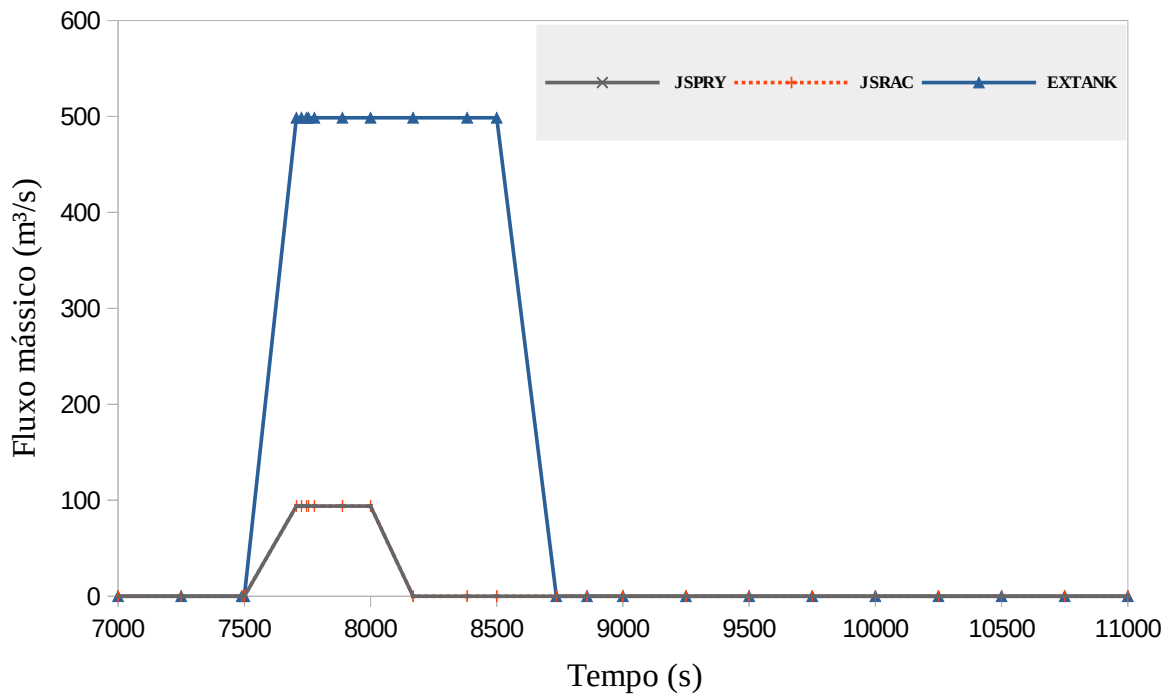


Figura 5.19: Fluxo mássico nas linhas do Sistema de Resfriamento da Contenção

A Figura 5.20 apresenta a atuação dos outros sistemas de segurança do SMR IRIS, as variáveis: DDC 1 e 2 representam o fluxo mássico existente entre o *drywell* e a cavidade e as variáveis DRY-PSS 1 e 2 representam as conexões dos PSS 1-2 com a região do *drywell*. Nos intervalo de 1000 s a 3000 s, ocorre a transferência do vapor e água do *drywell* para essas regiões, como consequência da ruptura das tubulações do DVI 1-2 e das descargas das linhas do ADS 1-2. Após esse período, a nova transferência de massa para a região da cavidade ocorre como consequência dos *spray* internos no Sistema de Resfriamento da Contenção (7500 s).

No instante de 20000 s ocorre também a liberação da atuação para ação dos LGMS 1-2 (Figura 5.20 variáveis: LGCAV1 e LGCAV2) que, a princípio, poderiam atuar na reposição de refrigerante no núcleo por meio das linhas DVI 1-2. Entretanto, como as linhas estão rompidas, esse mesmo sistema possui linhas de *bypass* que atuam na cavidade, inundando esse compartimento (Figura 5.14, variáveis: Cavidade, LGMS1 e LGMS2), o qual também auxilia na remoção de calor da região do núcleo, evitando uma possível falha deste componente pelo aquecimento excessivo.

Outro ponto de análise é a liberação das linhas de *bypass* da cavidade para a região do núcleo no projeto do SMR IRIS, a variável “V1” da Figura 5.20 representa o fluxo mássico entre a região da cavidade e o núcleo e também demonstra essa possibilidade de reposição de refrigerante na região do núcleo, que também pode ser verificada pelo aumento do nível na região do núcleo (NUC) até o momento em que essas regiões ficam com os níveis equalizados (Figura 5.14).

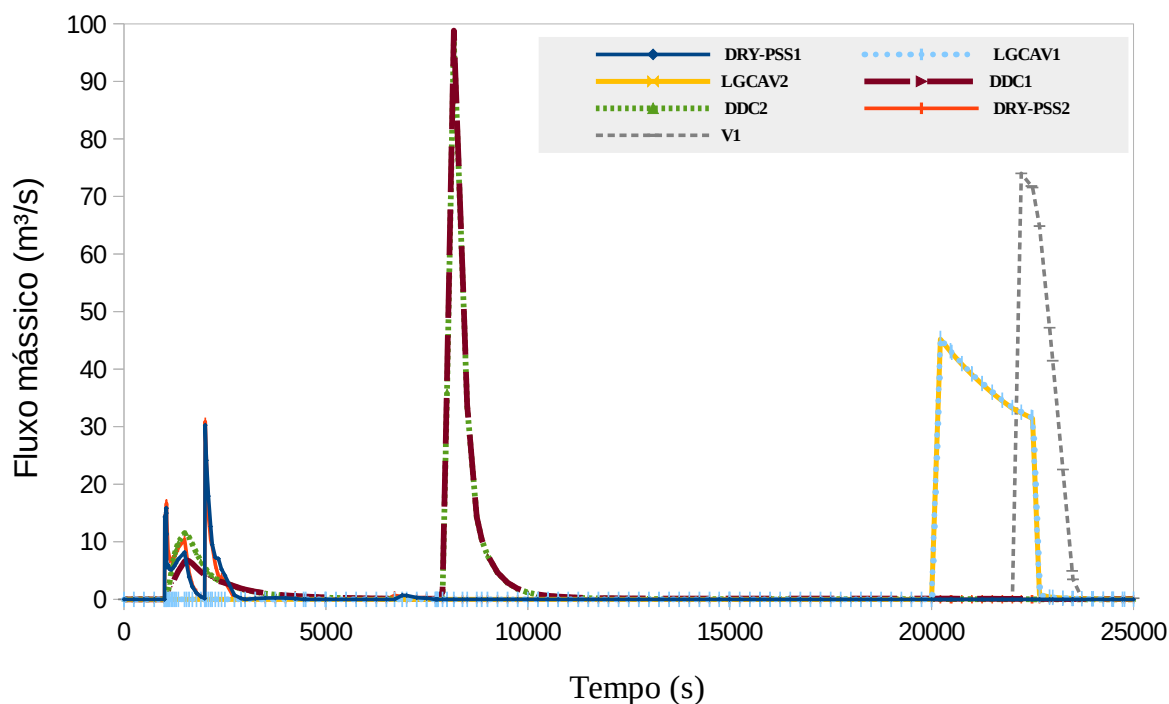


Figura 5.20: Fluxo mássico dos sistemas de segurança do SMR IRIS

5.3.2 Variáveis relacionadas aos produtos de fissão

Após a determinação do inventário de material radioativo máximo acumulado durante a operação em estado estacionário do SMR IRIS, as frações de liberação do NUREG-1465 na Tabela 4.5 foram aplicadas no intuito de estimar a quantidade de material radioativo liberada na contenção durante a progressão do acidente severo.

A Figura 5.21 apresenta o calor de decaimento associado aos produtos de fissão acumulados inicialmente no vaso de pressão. Após o início do transiente, estes produtos são liberados para o compartimento da cavidade e para o *drywell* de forma mais significativa. A energia dos produtos de fissão, principalmente pela

emissão gama, é liberada nesses compartimentos (Figura 5.22), aumentando também a temperatura nessas regiões (Figura 5.10).

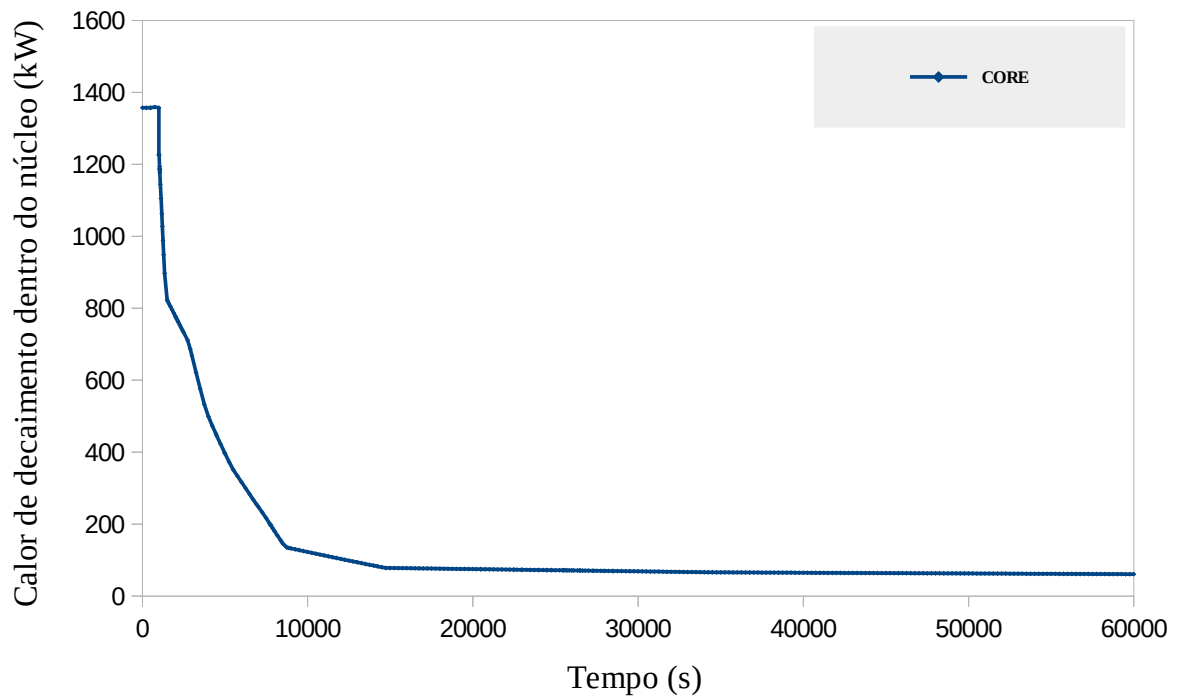


Figura 5.21: Calor de decaimento dos produtos de fissão

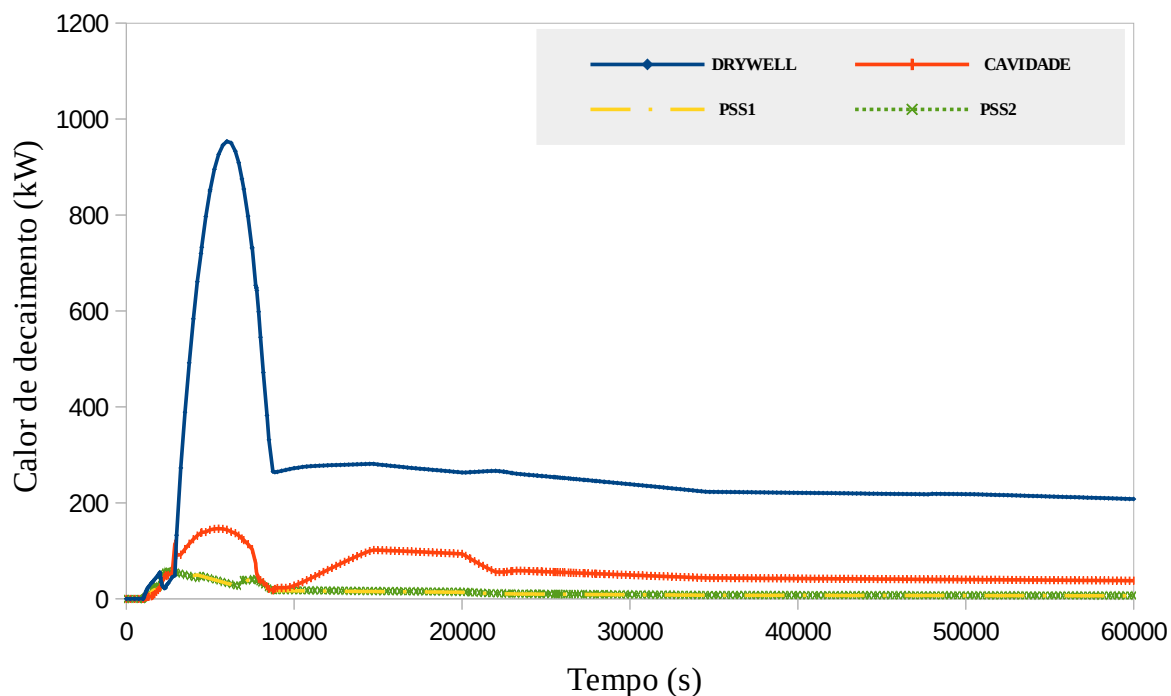


Figura 5.22: Calor de decaimentos nos compartimentos da contenção

Na contenção, a cinética dos aerossóis depende de diferentes processos de deposição, processos de aglomeração e das condições termo-hidráulicas do sistema. Por exemplo, no início do acidente, a concentração de vapor é alta (até 100%, Figuras 5.12 e 5.13), e com a condensação e a atuação dos *spray* internos, ocorre um aumento na massa das partículas aerossóis e a aceleração da deposição desse elementos (Figura 5.23). A fração de aerossol que não se deposita permanece em suspensão, principalmente, na região do *drywell* e da cavidade (Figura 5.24).

O COCOSYS V2.4 também considera a deposição adicional via difusioforese (devido à diferença de concentração) e a termoforese (devido à diferença de temperatura), que também podem contribuir para a redução da massa suspensa de aerossóis.

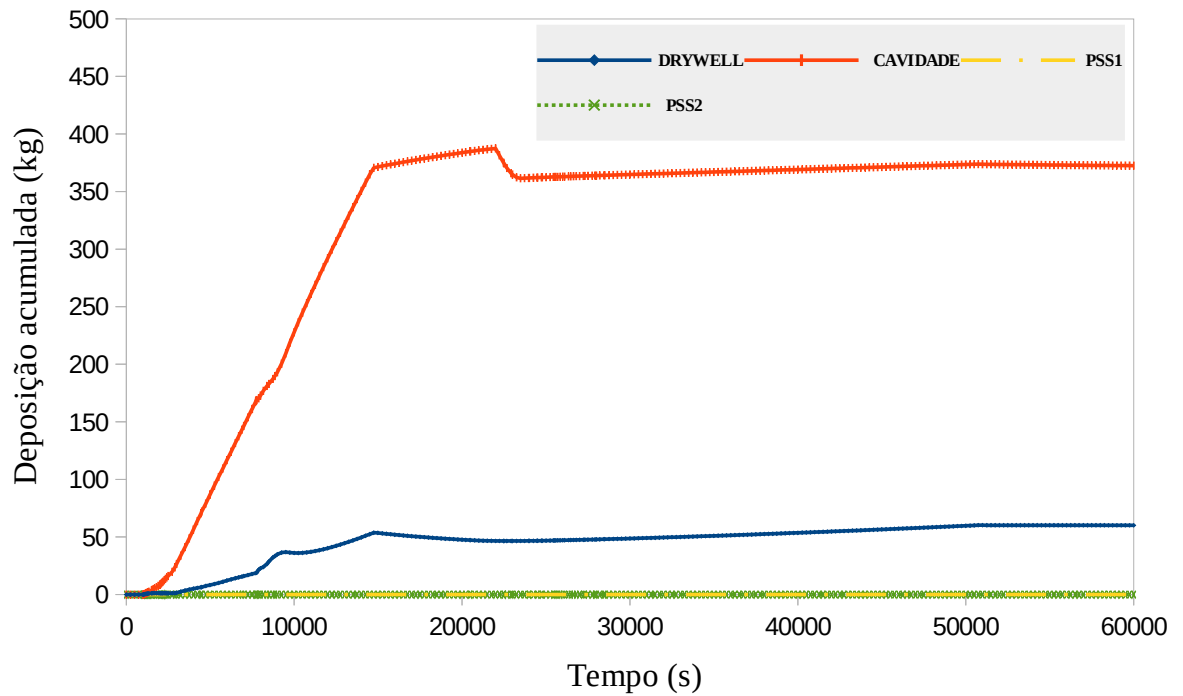


Figura 5.23: Deposição dos aerossóis na contenção

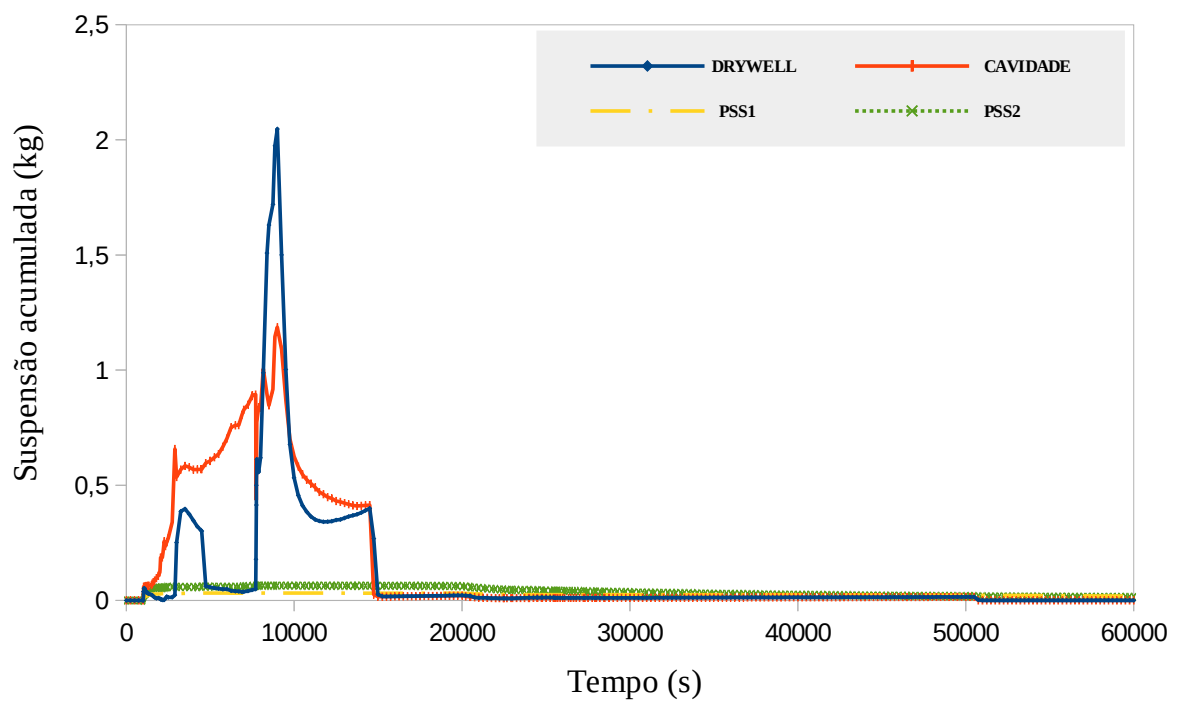


Figura 5.24: Aerossóis em suspensão na contenção

O COCOSYS V2.4 modela o transporte dos produtos de fissão dentro do módulo FIHOST, que usa os gases, os aerossóis ou a água como os meios de propagação destes produtos. Além disso, o módulo FIHOST também permite o acúmulo dos produtos de fissão em gases ou em água que estejam em ambientes estagnados /41/.

O comportamento dos produtos da fissão na contenção de um reator nuclear está associado a duas classes de comportamento bem distintas, a de gases não condensáveis como o xenônio (Xe) e criptônio (Kr) (Figura 5.25 e 5.26) e os demais produtos, com comportamento associado a aerossóis (Figuras 5.26, 5.27, 5.28, 5.29, 5.31, 5.30, 5.32 e 5.33). Cabe acrescentar, que as figuras de 5.25 a 5.33 representam a massa do aerossol em suspensão dentro do volume de controle apresentado, ou seja, a redução da massa desses elementos não representa uma remoção dos mesmos, e sim a deposição dos elementos nos pisos dos compartimentos (Figura 5.23).

Analisando as Figuras 5.23 e 5.24, percebe-se que a maior parte da massa dos produtos de fissão associada a aerossóis foram depositadas, enquanto, uma pequena parcela se manteve suspensa nos compartimentos da contenção (Figura 5.24). Além disso, é relevante notar a diferença no comportamento de gases e aerossóis: os gases não condensáveis se acumulam no compartimento da contenção e permanecem em suspensão (Figura 5.25 e 5.26), pois não seguem os mecanismos de deposição dos aerossóis, sendo elementos importantes para a análise de consequência radiológica, pois estão em condições de serem liberados de forma imediata, contribuindo para o cálculo da Alta Frequência de Liberação Antecipada (LERF) /11/. Os altos valores da massa associado ao xenônio e criptônio são derivados da própria aplicação do NUREG 1465, como observado (Tabela 4.5) são os únicos elementos que são totalmente liberados nas fases de progressão do acidente. Tal fato ocorre porque esses elementos radioativos estão presentes na matriz do combustível nuclear na forma de átomos dissolvidos ou bolhas de gás

intergranulares, acumulando nos contornos de grão do combustível e sendo mais facilmente liberados em situações de acidente /11/.

Cabe acrescentar a atuação do Sistema de Resfriamento da Contenção no instante próximo dos 7500 s por meio da ação do *spray* interno que auxilia de forma significativa na deposição dos aerossóis, reduzindo a massa suspensa conforme apresentado nas Figuras 5.27, 5.28, 5.29, 5.31, 5.30, 5.32 e 5.33. Assim, esse sistema demonstrou ser importante como forma de mitigar fenômenos que poderiam levar à falha da contenção, pois limita a pressão máxima nessa região e, além disso, reduz o termo fonte que poderia ser liberado para a região externa do reator.

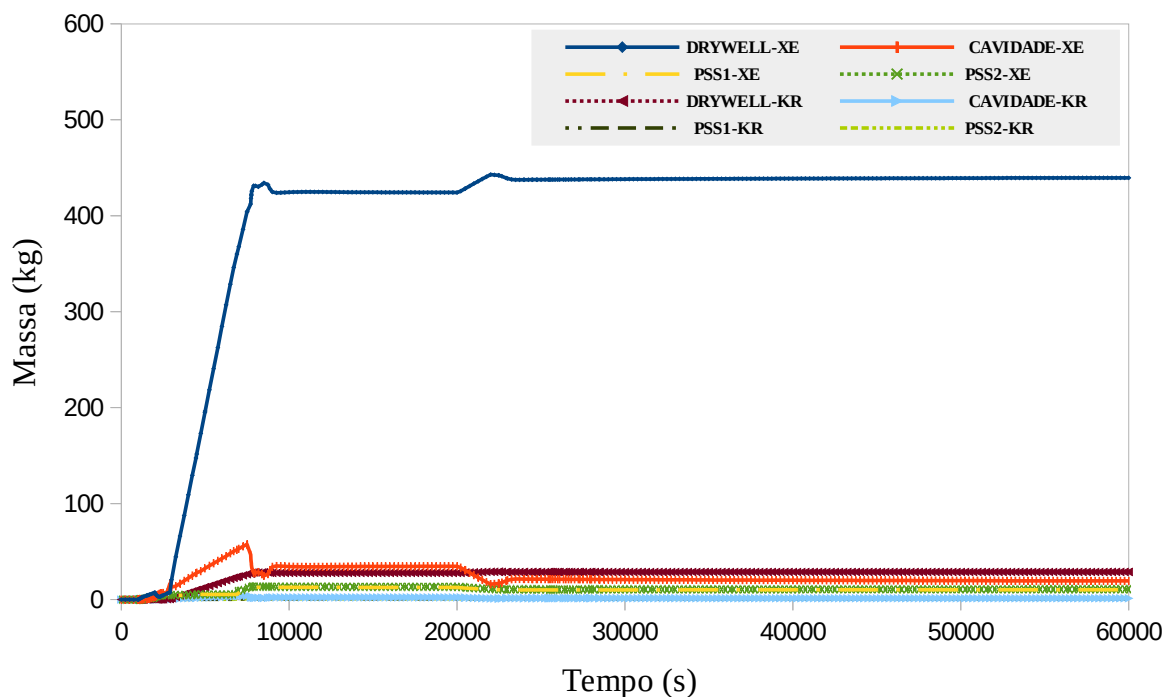
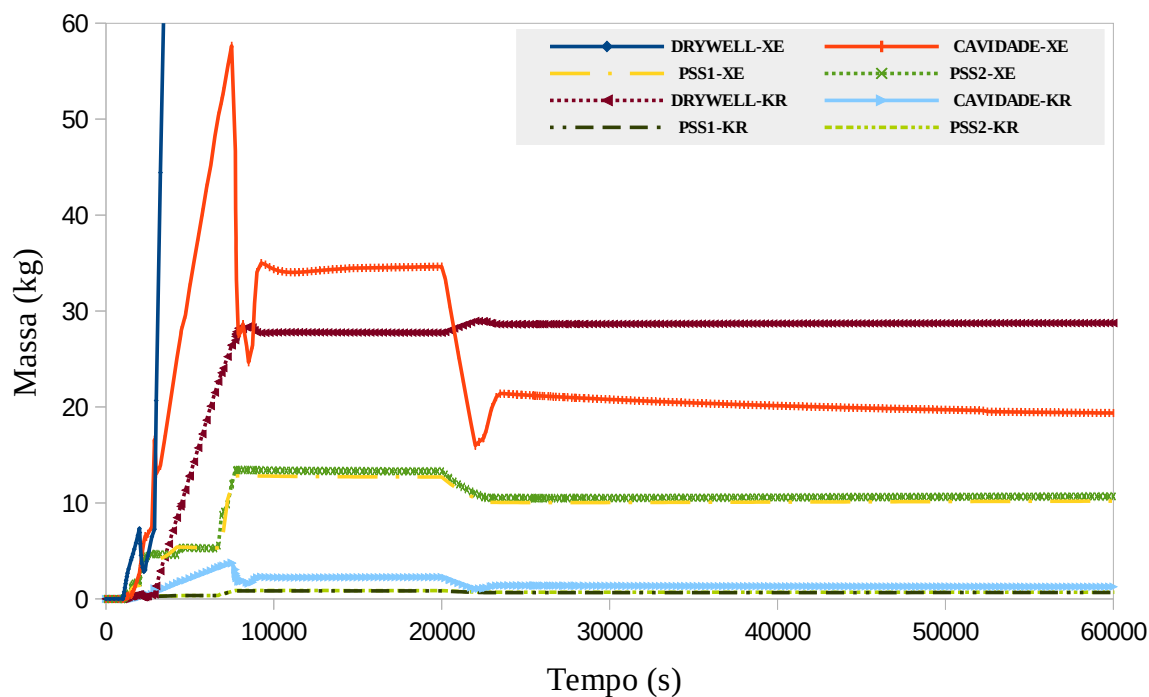
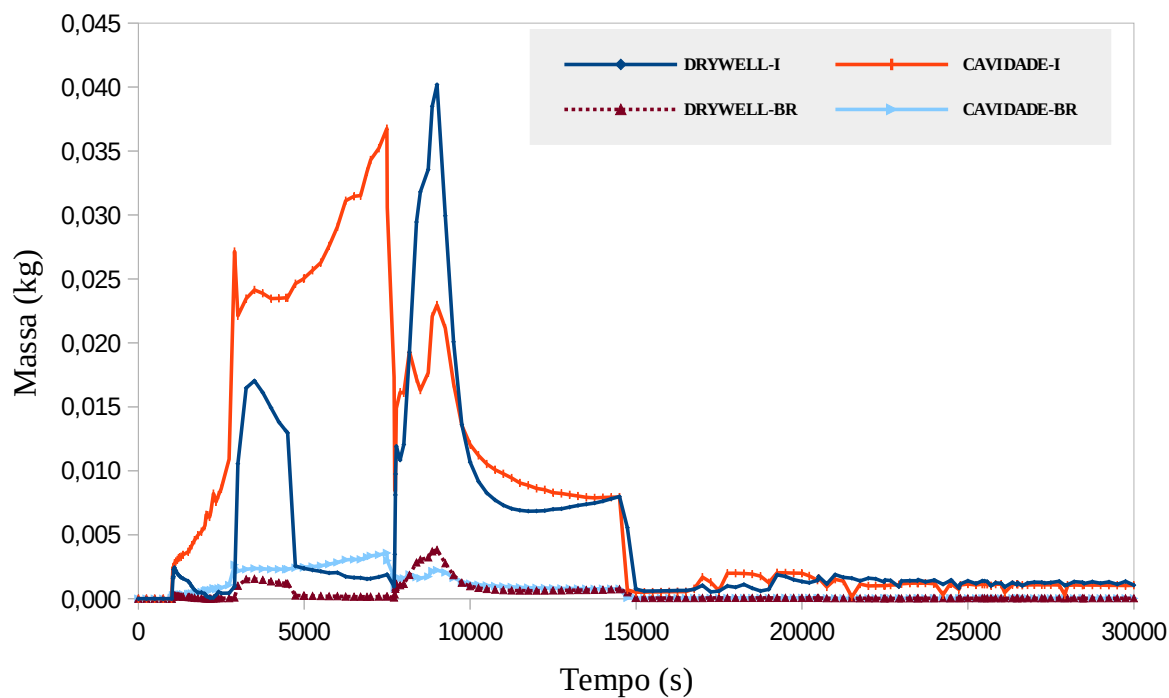
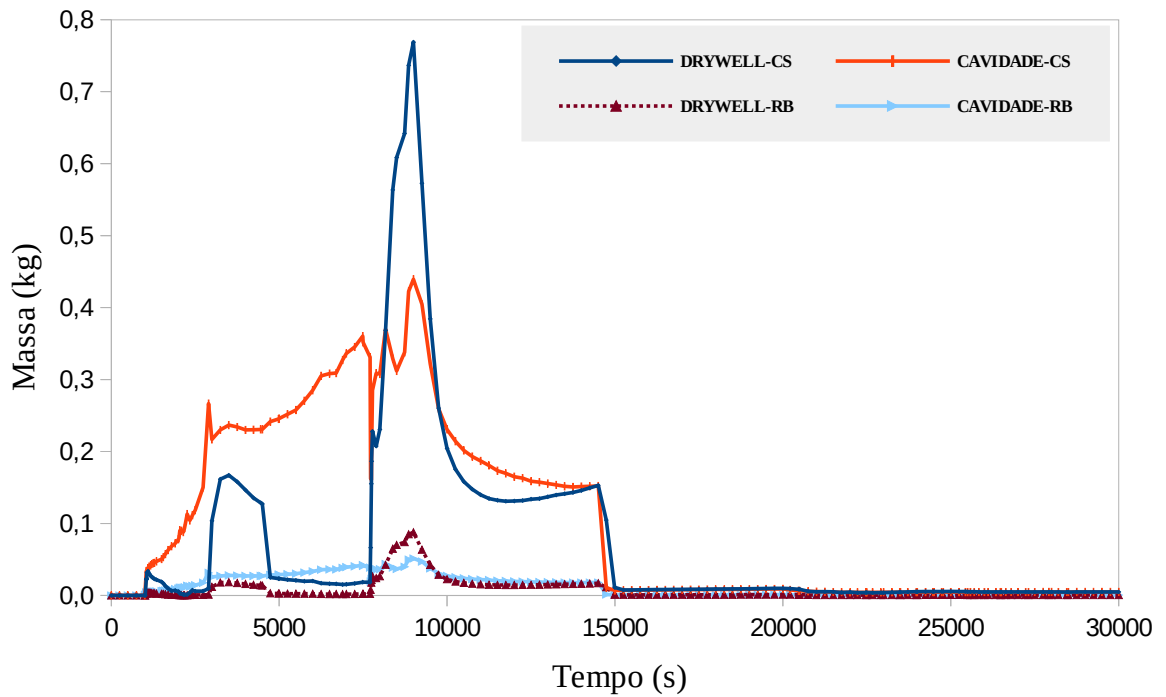
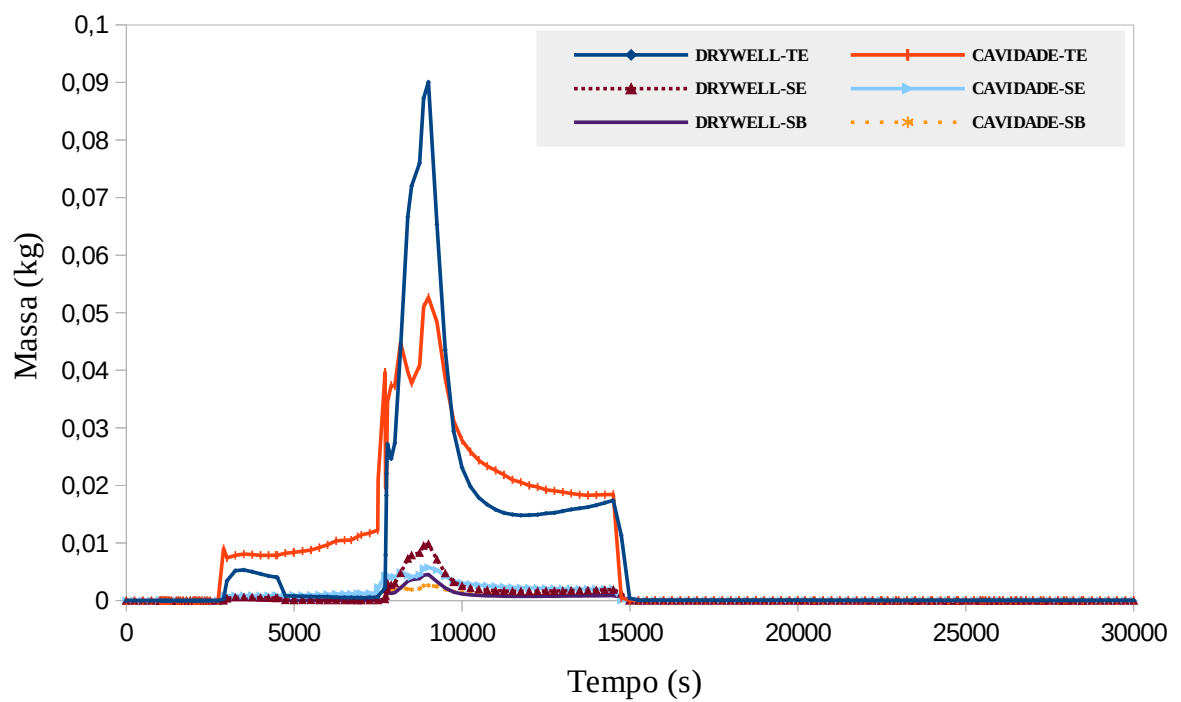
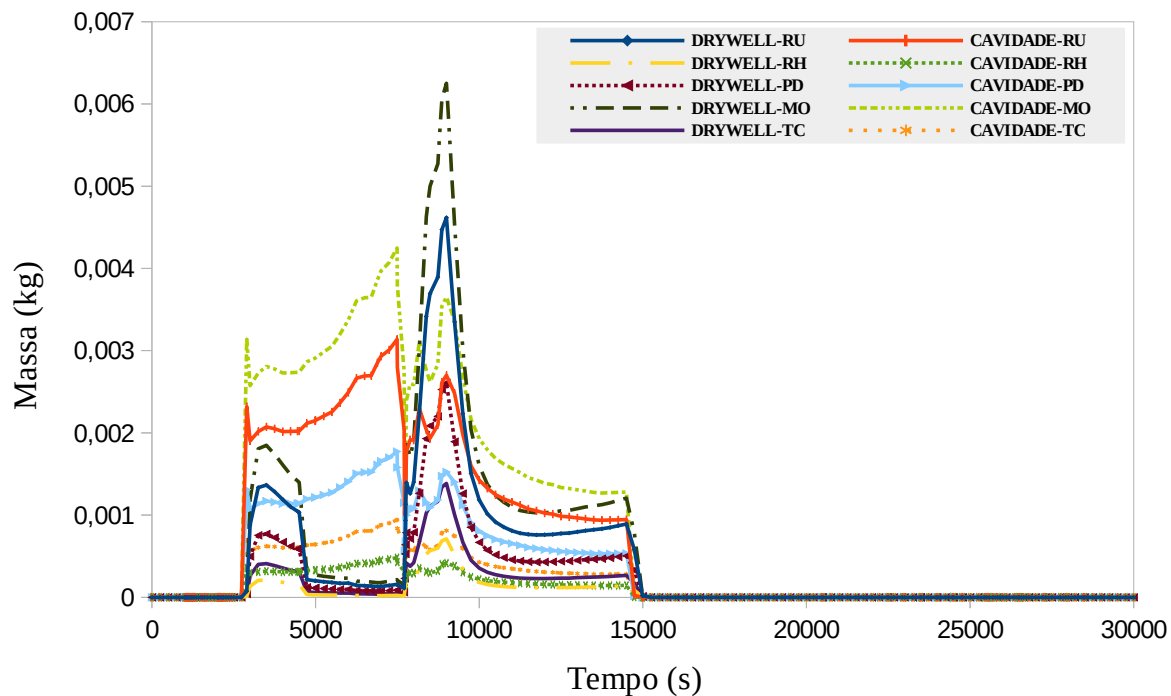
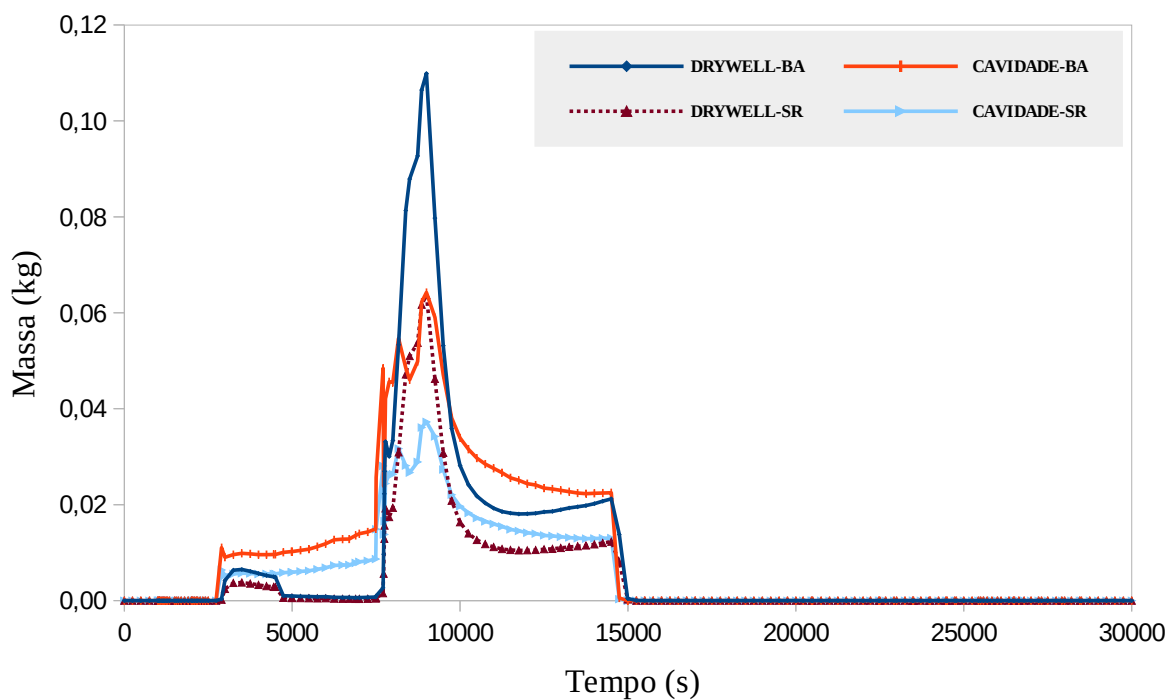


Figura 5.25: Distribuição de Xe e Kr no *drywell* e cavidade

Figura 5.26: Distribuição de Xe e Kr no *drywell* e cavidade (até 60 kg)Figura 5.27: distribuição de I e Br no *drywell* e cavidade

Figura 5.28: Distribuição de Cs e Rb no *drywell* e cavidadeFigura 5.29: Distribuição de Te, Se e Sb no *drywell* e cavidade

Figura 5.30: Distribuição de Ru, Rh, Pd, Mo e Tc no *drywell* e cavidadeFigura 5.31: Distribuição de Ba e Sr no *drywell* e cavidade

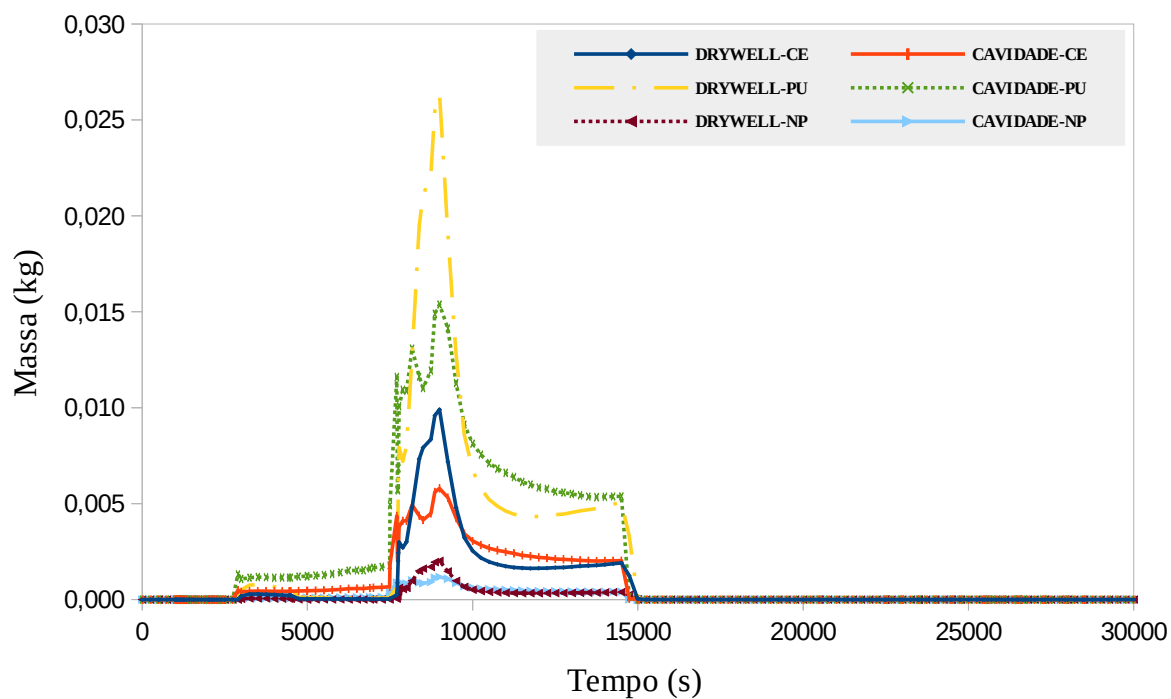


Figura 5.32: Distribuição de Ce, Pu e Np no *drywell* e cavidade

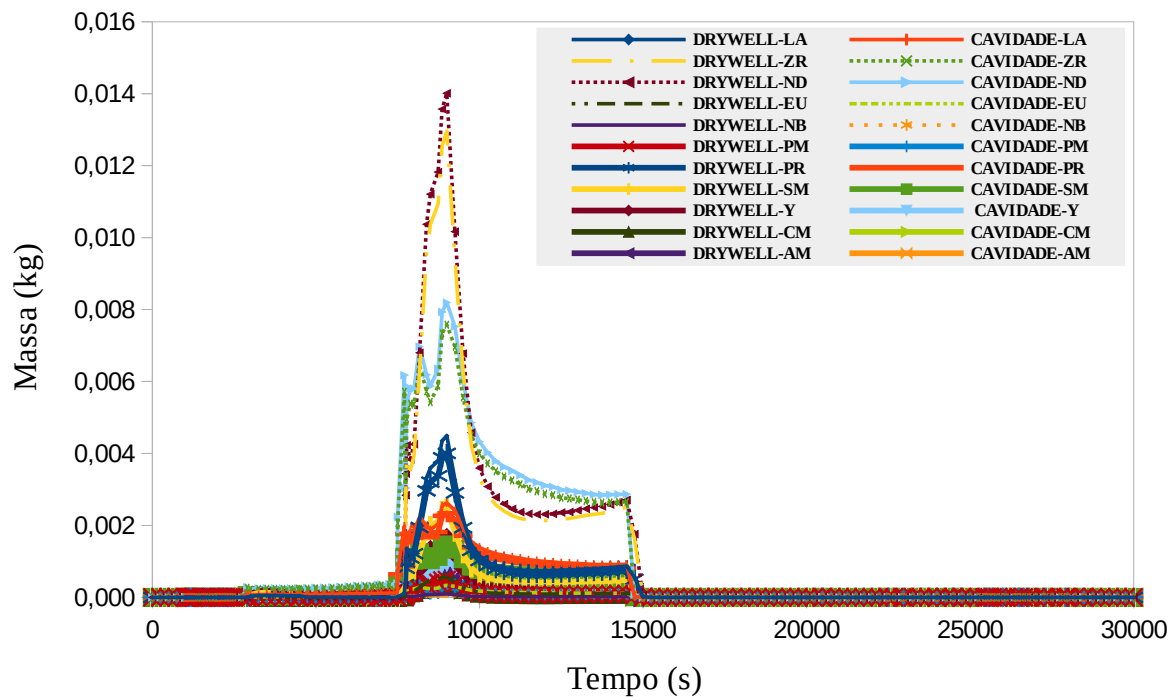


Figura 5.33: Distribuição de La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm e Am no *drywell* e cavidade

6 CONCLUSÃO

De acordo com os objetivos determinados, foi desenvolvida e aplicada uma metodologia para a avaliação de desempenho da contenção e dos sistemas de segurança para reatores nucleares modulares (*Small Modular Reactor*) em cenários de acidente severo. Esse tipo de evento foi escolhido por representar os cenários mais desafiadores para uma planta nuclear, implicando por exemplo, na perda da capacidade de refrigeração do núcleo do reator, fusão dos elementos combustíveis e a liberação de material radioativo.

A partir da revisão bibliográfica, foi definido que a metodologia utilizada seria baseada no acoplamento entre 3 códigos considerando a interação entre os mesmos. O reator modular selecionado para o estudo foi o SMR IRIS, pois tal modelo apresenta uma grande quantidade de referências sobre seu projeto. Além disso, a escolha se deve também pela colaboração de comunidades científicas brasileiras no desenvolvimento de parte da solução técnica de projeto do reator.

A simulação realizada neste trabalho contou com dois regimes de operação do SMR IRIS. Inicialmente, a fase estacionária que foi utilizada para a verificação da estabilidade dos parâmetros termo-hidráulicos e para o cálculo do inventário de material radioativo acumulado. Logo após, foram introduzidas as condições iniciais e de contorno que representavam o cenário acidental proposto.

A resposta termo-hidráulica do vaso integral e da contenção do SMR IRIS foram simulados com os códigos RELAP5 MOD3.2 e COCOSYS V2.4, respectivamente, enquanto, o cálculo do termo fonte foi realizado com o código SCALE 6.2, mais precisamente os códigos internos ORIGEN/ORIGAMI.

Após a análise gráfica e das figuras de mérito selecionadas para a avaliação dos dados obtidos, verificou-se que o modelo apresentou resposta dentro do que se esperava com relação à atuação dos sistemas de segurança e desempenho da contenção. O comportamento do vaso integral foi coerente com o efeito da despressurização nas regiões das rupturas (DVI) e na atuação das linhas de despressurização (ADS-1 e ADS-2), gerando condição de contorno adequada para o código COCOSYS V2.4.

O cálculo do termo fonte foi realizado para a queima máxima autorizada pela NRC (62000 MWd/TU), maximizando o inventário de material radioativo e consequentemente, as quantidades liberadas para a contenção.

A resposta da contenção foi considerada satisfatória, pois conseguiu mitigar os efeitos da evolução do cenário acidental, seja pela atuação do Sistema de Resfriamento da Contenção que limitou a pressão no valor máximo de 9 bar abs e também pela transferência de calor efetiva da região do *drywell*, que ajudou a remover parte do calor de decaimento dos produtos de fissão. A rápida inundação da cavidade também foi outro ponto relevante da análise, o SMR IRIS adota uma estratégia de reposição de água no núcleo baseada no enchimento deste compartimento. Os tanques LGMS-1 e LGMS-2 também apresentaram resposta adequada atuando de forma que permitiu a rápida reposição de água no núcleo pela inundação da cavidade.

Também é válido concluir que a metodologia utilizada para o acoplamento entre os códigos SCALE 6.2, RELAP 5 MOD3.2 e COCOSYS V2.4 foi capaz de fornecer uma análise integrada para a verificação do desempenho dos sistemas de segurança do reator nuclear utilizado como referência. Além disso, a integração entres os códigos permitiu analisar as fenomenologias do acidente severo considerando a especificidade e aplicabilidade de cada código.

Como possíveis trabalhos futuros a serem desenvolvidos estão: a avaliação da dispersão de elementos radioativos por falha da contenção considerando o limite de exclusão, implantação de um modelo mais complexo para o vaso integral, considerando os efeitos neutrônicos e a simulação do circuito secundário para o SMR IRIS, a análise detalhada do comportamento do núcleo do SMR IRIS para a evolução de um acidente severo, e a avaliação de formas de mitigação do acidente severo, por meio da aplicação combinada na análise probabilística nível dois (APS-2) e a análise determinística.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- /1/ SUBKI, M. H. Advances in Small Modular Reactor Technology Developments for Near Term Deployment Prospects and Challenge. International Atomic Energy Agency, September 2020.
- /2/ CARLESSA, T. S.; GRIFFINA, W. M.; FISCHBECKA, P. S. The Environmental Competitiveness of Small Modular Reactors: A Life Cycle Study. Energy, v.114, p.84-99, 2016.
- /3/ INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Small Modular Reactors: A new nuclear energy paradigm, September 2022. Disponível em: https://nucleus.iaea.org/sites/smr/Shared%20Documents/SM%20Booklet_22-9-22.pdf. Acesso em: 6 jan. 2023.
- /4/ CARELLI, M. D.; INGERSOLL, D. T. Woodhead Publishing Series in Energy: Number 64. Handbook of Small Modular Nuclear Reactors. Edited by, 2015.
- /5/ WATSON, N.; MORELOVA, N. Repurposing Fossil Fuel Power Plant Sites with SMRs to Ease Clean Energy Transition. International Atomic Energy Agency. Disponível em: <https://www.iaea.org/newscenter/news/repurposing-fossil-fuel-power-plant-sites-with-smrs-to-ease-clean-energy-transition>. Acesso em: 19 de janeiro de 2023.

- /6/ COOPERATION IN REACTOR DESIGN EVALUATION AND LICENSING (CORDEL) WORKING GROUP. Facilitating International Licensing of Small Modular Reactors. World Nuclear Association, August 2015.
- /7/ KALIATKA, A. Issues related to the safety assessment of the SMR concepts Laboratory of Nuclear Installations Safety, Lithuanian Energy Institute. Disponível em:
<https://gnssn.iaea.org/NSNI/SMRP/Shared%20Documents/TM%204%20-%208%20September%202017/Issues%20related%20to%20the%20Safety%20Assessment%20of%20the%20SMR%20Concepts.pdf>. Acesso em: 19 de janeiro de 2023.
- /8/ COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR (CNEN). Norma CNEN NN 1.04, Resolução CNEN 15/02 – Licenciamento de Instalação Nucleares, dezembro de 2002.
- /9/ NUREG-0800. Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants: LWR Edition. Washington, DC: U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1987.
- /10/ COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR (CNEN). Norma CNEN NN 1.14, Resolução CNEN 16/01 – RELATÓRIOS DE OPERAÇÃO DE USINAS NUCLEOELÉTRICAS, janeiro de 2002.
- /11/ JACQUEMAIN, D. Nuclear power reator core melt accidents. Institut de Radioprotection et sûreté nucléaire.

- /12/ NUSCALE POWER. Disponível em: <https://www.nuscalepower.com/en>. Acesso em: 19 de janeiro de 2023.
- /13/ UNITED STATES REGULATORY COMMISSION. NuScale US600 Safety Evaluations. Disponível em: <https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/smr/licensing-activities/nuscale/ser-open-items.html>. Acesso em: 19 de janeiro de 2023.
- /14/ UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION (USAEC). Summary report of Reactor Safeguards Committee, 1950.
- /15/ INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES (IPEN). Modelagem e simulação do termo-fonte radioativo de produtos de fissão em reatores nucleares do tipo PWR – Rogilson Nazaré da Silva Porfírio, 1996.
- /16/ UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Reactor safety study: an assessment of accident risks in U.S. commercial nuclear power plants. Appendices VII, VIII, IX and X. Washington, DC, USA, October 1975.
- /17/ UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. 1979 annual report (NUREG-0690). Washington, DC, USA, 1979.
- /18/ UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. “Three Mile Island – A report to the Commissioners and to the Public.” Washington, DC, USA, 1980.
- /19/ AD HOC INTERAGENCY DOSE ASSESSMENT GROUP. Population dose and health impact of the accident at the Three Mile Island nuclear

station, preliminary estimates prepared by the Ad Hoc Interagency Dose Assessment Group (NUREG-0658).

/20/ "Report of the Radiation Health Effects Task Group to the President's Commission on the Accident at Three Mile Island." Washington, DC, USA, 1979.

/21/ OFFSHORE POWER SYSTEMS. Nuclear Regulatory Commission Issuances 194,209-10 (1978) for a discussion of "Class 9" accidents.

/22/ UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Statement of policy: further Commission guidance for power reactor operating licenses. 12 Nuclear Reg. Comm'n Issuances 654, 650-61 (1980).

/23/ INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Status and evaluation of severe accident simulation codes for water-cooled reactors. Vienna: IAEA; 2019. IAEA-TECDOC-1872.

/24/ NUCLEAR ENERGY AGENCY. Chernobyl: assessment of radiological and health impacts. Paris: OECD Publishing; 2002.

/25/ SANDIA National Laboratories. MELCOR computer code [Internet]. [place unknown]: SANDIA. Disponível em: <https://melcor.sandia.gov/about.html> Acesso em: 09 de maio de 2023.

/26/ IRSN (Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire). ASTEC software package [Internet]. [place unknown]: IRSN; Disponível em: <https://en.irsn.fr/en/research/scientific-tools/computer-codes/pages/the-astec-software-package-2949.aspx> Acesso em: 09 de maio de 2023.

- /27/ GRS (Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit). Code package AC2 [Internet]. [place unknown]: GRS; Disponível em: <https://www.grs.de/en/research-and-assessment/reactor-safety/code-package-ac2> Acesso em: 09 de maio de 2023.
- /28/ UJITA, Hirochi et al. PWR and BWR plant analyses by severe accident analysis code SAMPSON for IMPACT project. In: GENES4/ANP2003, Kyoto, Japan, September 15-19, pp. 15-19,1074, 2003.
- /29/ KIEFFER, M. B. et al. Inherently safe small modular reactors. La Grange Park, Illinois: American Nuclear Society, 2014. 80 p. ISBN 978-0-89448-190-4.
- /30/ NUCLEAR ENERGY INSTITUTE. Small modular reactors: safety and security advances. Washington, DC: Nuclear Energy Institute, 2018. 36 p. ISBN 978-1-939491-55-7
- /31/ INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Advances in Small Modular Reactor Technology Developments. A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS). Vienna: IAEA, 2018.
- /32/ CARELLI, M.D. et al. The design and safety features of the IRIS reactor. Nuclear Engineering and Design, v.230, p.151–167, 2004.
- /33/ WESTINGHOUSE ELECTRIC COMPANY. IRIS – International Reactor Innovative and Secure. Final Technical Progress Report. November 3, 2003.
- /34/ DI GIULI, Mirco. Severe Accident Simulation in Small Modular Reactor. 2015. 220 p. Tese (Doutorado em engenharia de energia, nuclear e de controle ambiental) - Università di Bologna.

-
- /35/ KHATRY, Jivan; AYDOGAN, Fatih. Design Basis Accident Analysis Of A Small Modular Reactor. *Journal of Thermal Engineering*, v. 3, n. 3, p. 1241-1258, 2017.
- /36/ CONWAY, L.E. et al. Generator of the International Reactor Innovative and Secure. In: *Proceedings of the 10th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE10-22570)*. Arlington, VA, April 14-18, 2002.
- /37/ DI GIULI, Mirco; SUMINI, Marco; BANDINI, Giacomino; CHAILAN, Lionel. Exploratory Studies of Small Modular Reactors Using the ASTEC Code. In: *Proceedings of the International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP)*. Nice, France, May 03-06, 2015. Paper 15064.
- /38/ OAK RIDGE NATIONAL LABORATORY. SCALE Code System Version 6.2.2. February 2017. REARDEN, Bradley T.; JESSEE, Matthew A. (Eds.).
- /39/ GENERAL ATOMICS. SCDAP/RELAP5/MOD 3.2 Code Manual. User's Guide and Input Manual. 1998.
- /40/ INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Nuclear Energy Series: Nuclear Power Plant Design Characteristics: Structure of Nuclear Power Plant Design Characteristics in the IAEA Power Reactor Information System (PRIS). Vienna, Austria: IAEA, 2014.
- /41/ GESELLSHAFT FÜR ANLAGEN-UND REAKTORSICHERHEIT (GRS) MBH. *COCOSYS V2.4 User's Manual*. Revision 1. May 2016.
- /42/ GESELLSHAFT FÜR ANLAGEN-UND REAKTORSICHERHEIT (GRS) MBH. *Regression testing for COCOSYS V2.4v4*. Revision 1. June 2016.

- /43/ WESTINGHOUSE ELECTRIC COMPANY. AP1000 Design Control Document. Appendix 15A. *Evaluation Models and Parameters for Analysis of Radiological Consequences of Accidents*. Revisão 19, 2011.
- /44/ Nguyen, D.L. and Winkler, W. CSN report no. 65. Comparison Report On OECD-CSNI Containment Standard Problem N° 2 "Water Line Rupture in a Branched Compartment Chain II. May 1982. Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS), Munich, Germany.
- /45/ UNITED STATE NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (USNRC). Glossary "Source term", Disponível em: <https://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/glossary/source-term.html>. Acesso em: 15 de janeiro de 2023.
- /46/ DE AGUIAR, A. S. Avaliação do Impacto de um Acidente Severo Na Usina De Angra Dos Reis Com Liberação Dos Radionuclídeos Para a Atmosfera, 2015. 158 p. Tese (Doutorado em Engenharia Nuclear). Universidade Federal Do Rio De Janeiro (UFRJ), Rio de Janeiro.
- /47/ JOHNSON, Duderstadt James; HAMILTON, J., Louis. Nuclear reactor analysis. New Jersey, USA: John Wiley & Sons, 1976.
- /48/ Tahuata, L., Salati, I., Di Prinzio, R., & Di Prinzio, A. R. (2013). Radioproteção e dosimetria: fundamentos (9ª ed.). Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN).
- /49/ Albiac, Luís Antônio. Terremoto. Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN). Fundamentos de Tecnologia Nuclear de Reatores, 2004.

- /50/ UNITED STATES REGULATORY COMMISSION. “Higher Burnup definition” Disponível em: <https://www.nrc.gov/reactors/atf/burnup.html> . Acesso em: 22 de janeiro de 2023.
- /51/ UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (USNRC). *Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants*. NUREG-1465, 1995.
- /52/ RANSOM, V. H.; TRAPP, J. A. The RELAP5 Choked Flow Model and Application to a Large Scale Flow Test. In: Proceedings of the ANS/ASME/NRC International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics. Saratoga Springs, New York, 1980. p. 799-819.
- /53/ TRAPP, J. A.; RANSOM, V. H. A Choked-Flow Calculation Criterion for Nonhomogeneous, Nonequilibrium Two-Phase Flows. *International Journal of Multiphase Flow*, v. 8, n. 6, p. 669-681, 1982.
- /54/ Lewis, B.J.; Nihan, E. *Fundamentals of Nuclear Engineering*. Boca Raton: CRC Press, 2016.
- /55/ WESTINGHOUSE. *AP1000 Design Control Document. 4.3 Nuclear Design*. Revisão 19, 2011.
- /56/ MATTHIAS HEITSCH, DANIELE BARALDI, HEINZ WILKENING, *Validation of CFD for Containment jet flows including condensation*. 2008.
- /57/ J. ROHDE, W. KLEIN-HEBLING AND A.K. CHAKRABORTY. *Development and Validation of a Catalytic Recombiner Model for the Containment code RALOC mod4.0*, aecl-11762 – nea/csni/r(96).

APÊNDICE A – Cálculo do termo fonte do reator AP1000

O objetivo da presente simulação foi reproduzir o mesmo cálculo de termo fonte da referência /43/, como parte dos documentos de controle de projeto do reator AP1000, da fabricante *Westinghouse*. Além disso, os resultados obtidos foram comparados com os valores da referência como forma de garantir uma aplicabilidade correta dos códigos ORIGAMI/ORIGEN, e para o posterior desenvolvimento do cálculo do termo fonte para o reator IRIS.

O cálculo realizado para o reator AP1000 foi feito para a análise do termo fonte existente ao final do ciclo de operação (*end of life*), com operação constante na potência nuclear de 3468 MWt (mais 2% de margem de incerteza na potência nominal) e também a situação de equilíbrio entre as 3 zonas de enriquecimento do núcleo /43/ (Figura A.1).

O padrão de carregamento do núcleo do Reator AP1000, bem como o ciclo inicial do projeto, está previsto para operar aproximadamente 18 meses entre o reabastecimento, acumulando uma queima de ciclo de aproximadamente 21000 MWD/MTU /55/.

As Tabelas A.1 e A.2 apresentam os principais parâmetros do reator AP1000 utilizados como condição inicial para o cálculo do termo fonte /43/.

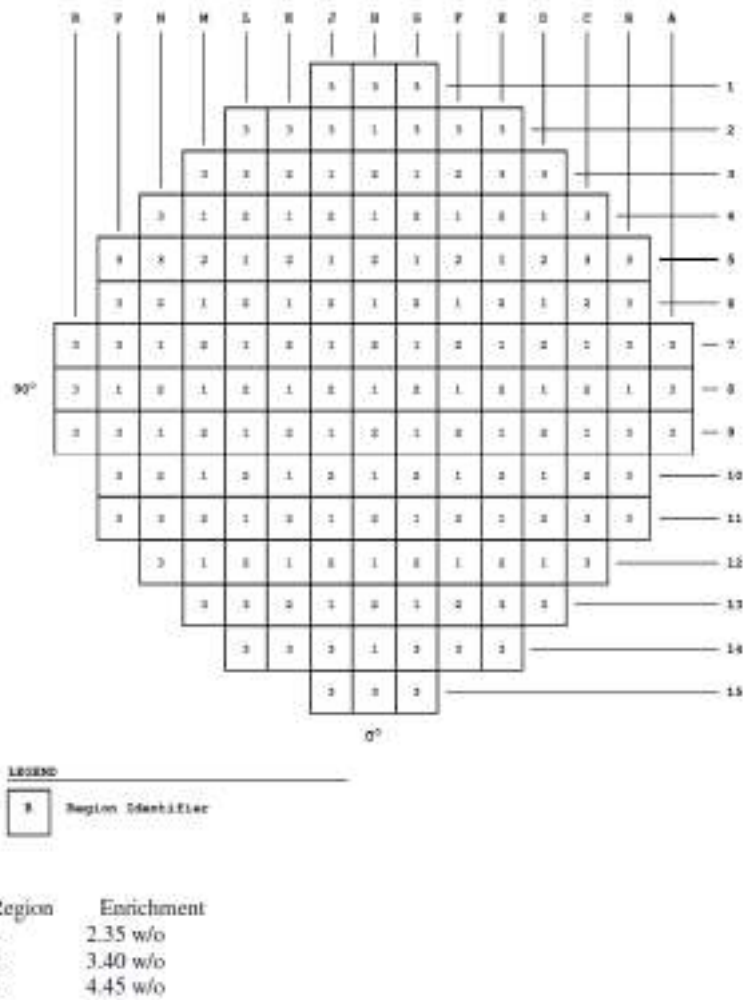


Figura A.1: Distribuição das zonas de enriquecimento para uma configuração inicial do núcleo do Reator AP1000 /55/

Tabela A.1: Principais parâmetros do reator AP 1000 utilizados nos códigos ORIGAMI/ORIGEN

Potência Nuclear (Mwt)	3468
Fator de Incerteza na Potência (%)	2%
Tempo de Operação (dias)	540
Queima (Mwd/MTU)	21000
Massa de UO ₂ por EC (kg)	538
Altura do EC (m)	4,267
Densidade do Moderador (g/cm ³)	0,711

Tabela A.2: Zonas de Enriquecimento Reator AP1000

Zona de Enriquecimento	Número de Elementos	Enriquecimento (% de U-235)
1	53	2,35
2	52	3,40
3	52	4,45

Com os parâmetros das Tabelas A.1 e A.2 foi possível executar os códigos ORIGAMI/ORIGEN gerando um mapa simplificado do termo fonte associado ao núcleo do reator AP1000, para efeito comparativo, a Tabela A.3 apresenta os valores da simulação feita pelo fabricante (*Westinghouse*) do AP1000 / 43/ e os que foram obtidos neste trabalho. Além disso, a Tabela A.3 também apresenta o “desvio relativo (%)” que permite avaliar que a simulação é consistente principalmente ao se considerar a quantidade de elementos que foram simulados, a ordem de grandeza dos valores e também pela limitação da informação apresentada nas referências /43/ e /55/. Os desvios mais relevantes (maior que 20%) podem ser justificados por diferenças nas bibliotecas de dados utilizadas nas diferentes versões do código SCALE. Diante do exposto, considera-se que a presente simulação cumpriu o objetivo inicialmente proposto, como exercício de *benchmarking*, e

ajudou na qualificação inicial do usuário dos códigos, o qual agregou, de forma considerável, a implantação do modelo do SMR IRIS nos códigos ORIGAMI/ORIGEN.

Tabela A.3: Comparação do termo fonte AP1000

	Nuclídeo	Valores Ref. Westinghouse (Ci)	Valores Simulação ORIGAMI/ORIGEN (Ci)	Desvio Relativo (%)
Grupo do Iodo	I-130	3,66E+06	9,58E+05	73,8%
	I-131	9,63E+07	8,78E+07	8,8%
	I-132	1,40E+08	1,29E+08	8,1%
	I-133	1,99E+08	1,82E+08	8,3%
	I-134	2,18E+08	2,05E+08	5,9%
	I-135	1,86E+08	1,73E+08	6,8%
Grupo de Césio	Cs-134	1,94E+07	5,91E+06	69,5%
	Cs-136	5,53E+06	2,37E+06	57,2%
	Cs-137	1,13E+07	5,77E+06	49,0%
	Cs-138	1,82E+08	1,70E+08	6,6%
	Rb-86	2,29E+05	1,04E+05	54,5%
Grupo do telúrio	Te-127m	1,32E+06	5,65E+05	57,2%
	Te-127	1,02E+07	7,22E+06	29,2%
	Te-129m	4,50E+06	3,93E+06	12,7%
	Te-129	3,04E+07	2,30E+07	24,3%
	Te-131m	1,40E+07	1,69E+07	20,4%
	Te-132	1,38E+08	1,26E+08	8,9%
	Sb-127	1,03E+07	8,11E+06	21,3%
	Sb-129	3,10E+07	2,44E+07	21,2%
Grupo do Rubídio	Ru-103	1,45E+08	1,31E+08	9,6%
	Ru-105	9,83E+07	8,71E+07	11,4%
	Ru-106	4,77E+07	2,98E+07	37,6%
	Rh-105	9,00E+07	8,01E+07	11,0%
	Mo-99	1,84E+08	1,65E+08	10,1%
	Tc-99m	1,61E+08	1,46E+08	9,4%
Grupo do Cério	Ce-141	1,63E+08	1,48E+08	8,9%
	Ce-143	1,52E+08	1,40E+08	8,0%
	Ce-144	1,23E+08	9,83E+07	20,1%
	Pu-238	3,83E+05	6,71E+04	82,5%
	Pu-239	3,37E+04	2,62E+04	22,3%
	Pu-240	4,94E+04	2,73E+04	44,8%
	Pu-241	1,11E+07	6,90E+06	37,8%
	Np-239	1,93E+09	1,75E+09	9,3%

continuação da tabela A.3

Grupo dos gases nobres	Kr-85m	2,63E+07	2,51E+07	4,5%
	Kr-85	1,06E+06	5,89E+05	44,4%
	Kr-87	5,07E+07	4,83E+07	4,8%
	Kr-88	7,14E+07	6,53E+07	8,5%
	Xe-131m	1,06E+06	1,02E+06	4,0%
	Xe-133m	5,84E+06	5,58E+06	4,4%
	Xe-133	1,90E+08	1,75E+08	7,8%
	Xe-135m	3,87E+07	3,83E+07	1,0%
	Xe-135	4,84E+07	4,54E+07	6,1%
	Xe-138	1,65E+08	1,56E+08	5,4%

Grupo do Estrôncio e do Bário	Sr-89	9,66E+07	9,19E+07	4,8%
	Sr-90	8,31E+06	4,48E+06	46,1%
	Sr-91	1,20E+08	1,13E+08	5,8%
	Sr-92	1,29E+08	1,21E+08	6,6%
	Ba-139	1,78E+08	1,62E+08	8,7%
	Ba-140	1,71E+08	1,57E+08	8,0%

Grupo do Lantânio	Y-90	8,66E+06	4,82E+06	44,3%
	Y-91	1,24E+08	1,18E+08	4,6%
	Y-92	1,30E+08	1,22E+08	6,2%
	Y-93	1,49E+08	1,36E+08	8,5%
	Nb-95	1,67E+08	1,64E+08	2,1%
	Zr-95	1,66E+08	1,63E+08	2,0%
	Zr-97	1,64E+08	1,63E+08	0,5%
	La-140	1,82E+08	1,65E+08	9,1%
	La-141	1,62E+08	1,48E+08	8,5%
	La-142	1,57E+08	1,43E+08	8,8%
	Pr-143	1,46E+08	1,36E+08	7,2%
	Nd-147	6,48E+07	5,79E+07	10,6%
	Am-241	1,25E+04	3,96E+03	68,4%
	Cm-242	2,95E+06	9,90E+05	66,4%
	Cm-244	3,62E+05	2,15E+04	94,1%

APÊNDICE B – Estudo prévio para análise da metodologia de acoplamento entre os códigos RELAP 5 MOD3.2/COCOSYS V2.4

O presente estudo teve como objetivo reproduzir o experimento CASP2 realizado na instalação de testes do *Battelle Containment Model* /44/, por meio da simulação computacional com os códigos RELAP5 MOD3.2 /39/ e COCOSYS V2.4 /41/, e verificando a consistência da metodologia apresentada no item 4.5.

B.1 Descrição da Instalação de Testes

O BCM é uma instalação de testes localizada na Alemanha, onde foram realizados experimentos para investigar os mais diversos fenômenos que podem ocorrer em uma contenção de um reator nuclear (Figuras B.1, B.2 e B.3). A quantidade de análises realizadas nesta instalação forma uma base para diversos estudos de qualificação de códigos usados principalmente na área nuclear. O experimento base usado como referência neste trabalho foi o CASP2.

O experimento CASP2 consiste no acoplamento da contenção do BCM a um vaso de pressão, preenchido com água sub-resfriada a 141 bar de pressão, condição inicial similar à de operação de um circuito primário de um reator nuclear do tipo PWR. O acionamento de válvulas presentes na tubulação, que acopla a contenção ao vaso de pressão, gera uma despressurização similar aos efeitos gerados pelo acidente postulado do tipo LBLOCA, no sistema da contenção /44/.

A Contenção do BCM é composta principalmente por concreto e aço, e tem um volume livre total de 641,90 m³, subdividido em 6 compartimentos: R4, R5, R6, R7, R8 e R9, que são conectados por junções que podem estar abertas ou fechadas de acordo com o experimento a ser realizado /44/.



Figura B.1: Ilustração da instalação de testes BCM /56/

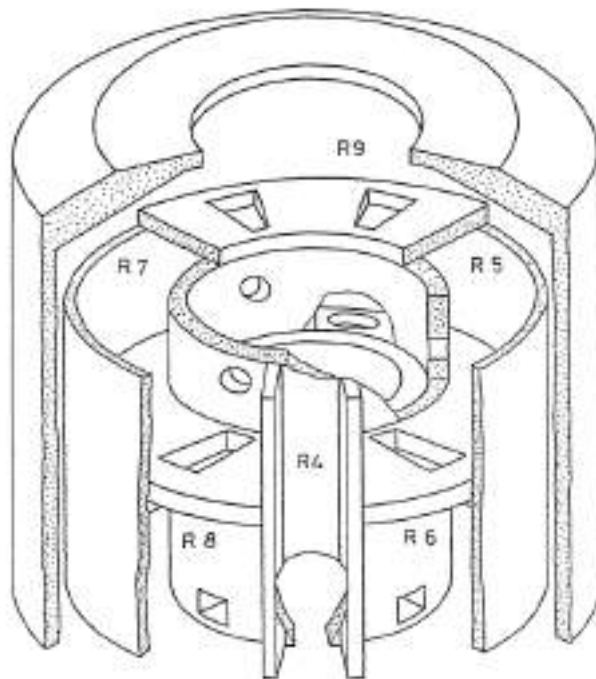


Figura B.2: Representação espacial do BCM /57/

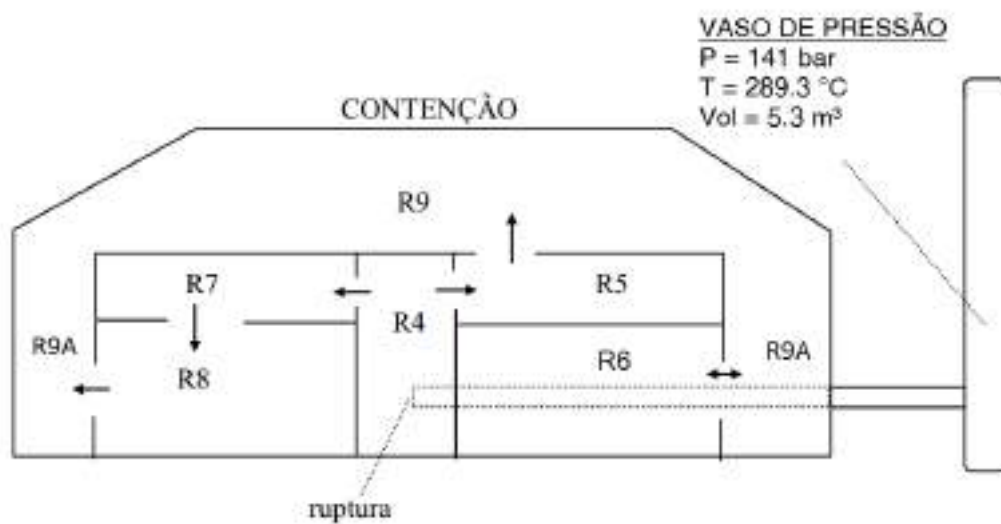


Figura B.3: Representação do experimento CASP2 (Acoplamento do vaso de pressão com a contenção do BCM) /44/

B.2 Condições Iniciais do Experimento

As informações geométricas e condição inicial da contenção e do vaso de pressão do experimento CASP2 são apresentadas na Tabela B.1.

Tabela B.1: Condições iniciais do experimento CASP 2 /44/

Item	CASP2	
a) Interligação entre compartimentos		
b) Local onde ocorre a despressurização	Compartimento R4	
c) Condições iniciais no vaso de pressão	Líquido comprimido Massa de líquido = 4310 kg (3995 kg no vaso de pressão e 315 kg na tubulação) Temperatura = 289,3 C Pressão = 141 bar	
d) Área de troca de calor dos compartimentos (m ²)	Concreto	Aço
R4	38,63	8,83
R5	76,08	17,23
R6	90,12	9,58
R7	76,63	15,41
R8	92,00	6,17
R9	645,82	57,30
Área total	1019,28	114,52
e) Volume dos compartimentos (m ³)		
R4	13,66	
R5	41,05	
R6	41,26	
R7	40,40	
R8	40,53	
R9	465,00	
Volume total	641,90	
f) Temperatura nos compartimentos (°C)		
R4	23,5	
R5	23,0	
R6	26,0	
R7	24,0	
R8	24,5	
R9 (centro e topo)	30,5	
R9 (anular)	25,0	
g) Umidade relativa na contenção (%)	100	
h) Pressão inicial na contenção (bar)	1	

As áreas da seção transversal das conexões entre os compartimentos do BCM, são apresentadas na Tabela B.2.

Tabela B.2: Área das conexões /44/

Conexão dos Compartimentos	Área da seção transversal circular das conexões
R4 – R5	0.442 m ²
R4 – R7	0.442 m ²
R5 – R9	0.238 m ²
R7 – R8	0.238 m ²
R8 – R9	1.993 m ²
R9 – R6	2.109 m ²

B.3 Nodalização Implantada no RELAP 5 MOD3.2

O vaso de pressão e a tubulação de conexão com a contenção do BCM foram modelados com o RELAP5 MOD3.2, pois é o código adequado para representar uma despressurização da ordem da realizada no experimento CASP2, simulando fenômenos como o *choked flow* /39/.

A Figura B.4 apresenta a nodalização para o vaso de pressão. O Elemento 105 representa a válvula a jusante da contenção responsável por permitir a despressurização da tubulação e do vaso de pressão na contenção do BCM.

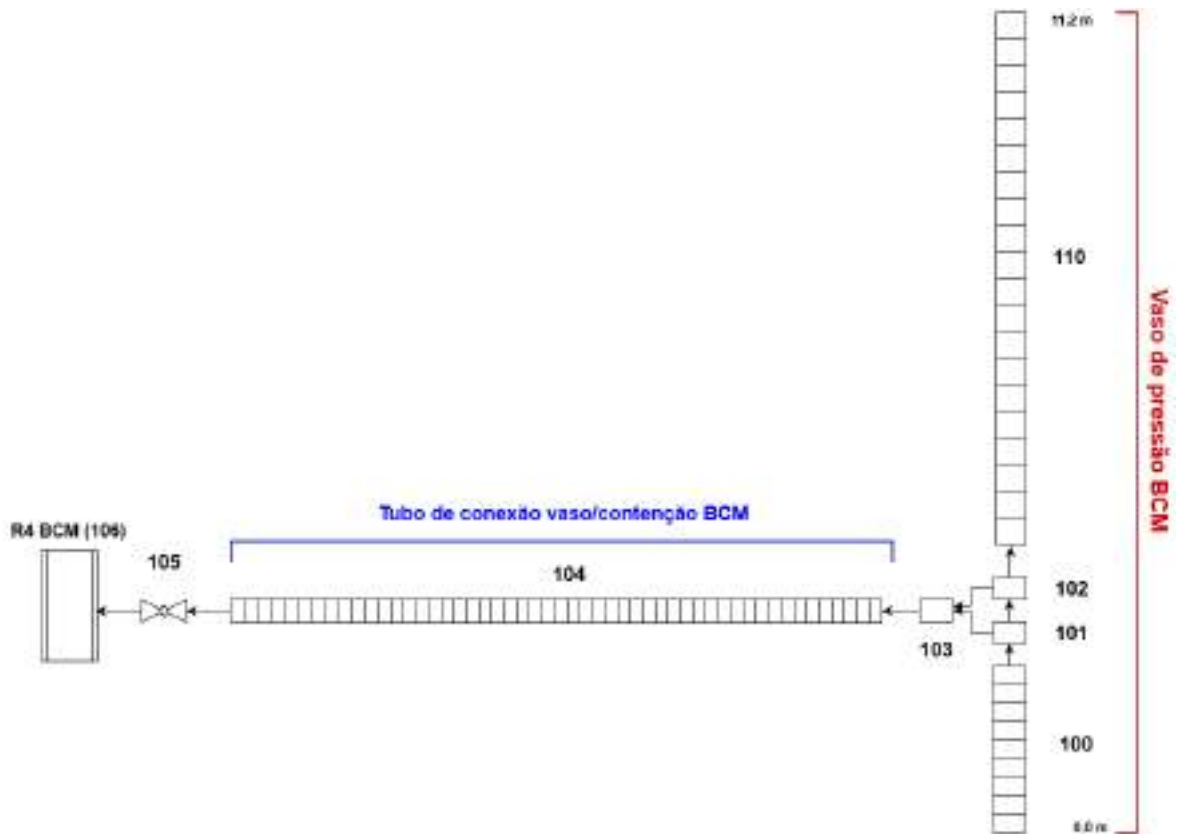


Figura B.4: Nodalização da tubulação de conexão e vaso de pressão do BCM

B.4 Nodalização Implantada para o BCM no COCOSYS V2.4

A Figura B.5 apresenta a nodalização para o experimento em questão (CASP2) no código COCOSYS V2.4. O compartimento R9 foi dividido em três partes: R9 Central, R9 Anular e R9 Topo, a fim de melhorar a discretização espacial do modelo.

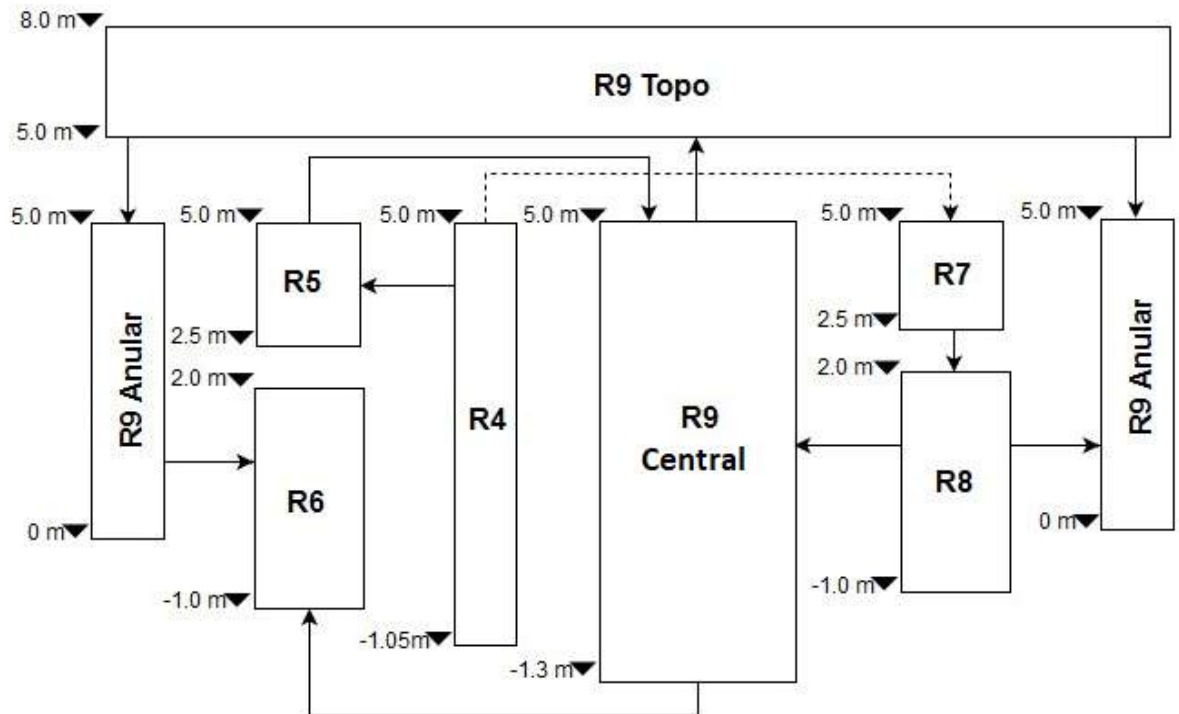


Figura B.5: Nodalização implantada no COCOSYS V 2.4

B.5 Resultados da Simulação

B.5.1 RELAP 5 MOD3.2

As informações que caracterizaram o estado termodinâmico do líquido liberado para a contenção do BCM foram as vazões mássica e energética (variação da entalpia), ambas as informações forneceram a condição de contorno adequada para a avaliação do desempenho da contenção do BCM para esta depressurização. As Figuras B.6 e B.7 representam o comportamento termodinâmico do fluido durante a realização do experimento, bem como as curvas obtidas pela simulação.

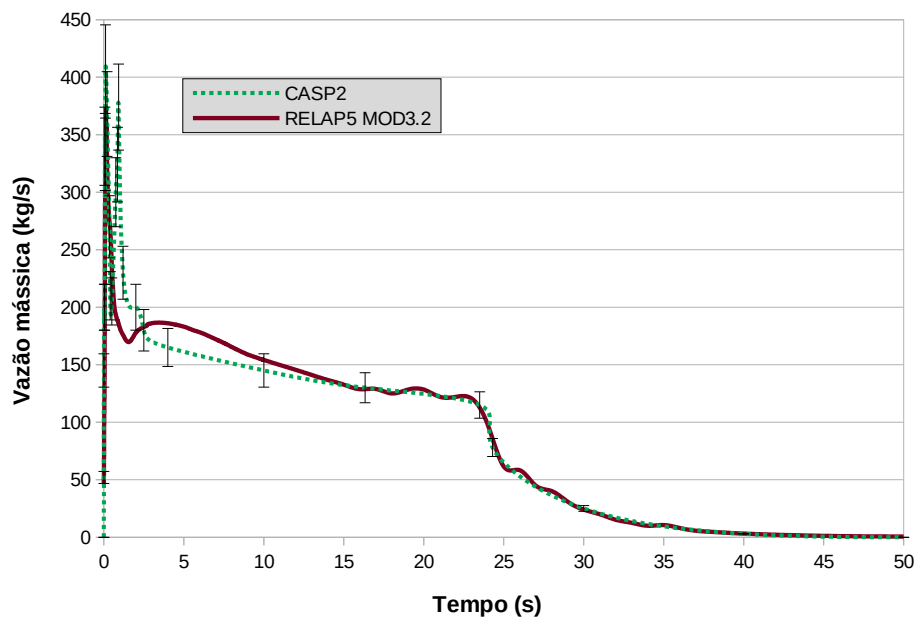


Figura B.6: Vazão mássica calculada e experimental (CASP 2)

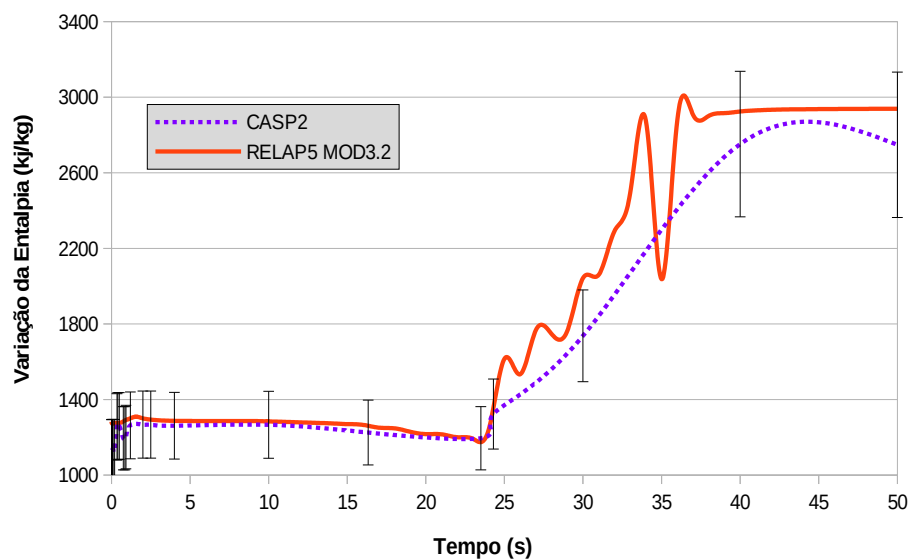


Figura B.7: Variação da entalpia calculada e experimental (CASP 2)

As bandas de erro experimental ficaram em torno de 10%, conforme mencionado no relatório do experimento /44/, e permitiu avaliar que a simulação reproduziu as características do líquido despressurizado do experimento CASP 2.

B.5.2 COCOSYS V2.4

Os resultados experimentais para a análise do comportamento da contenção foram divididos em 3 intervalos de tempo. O primeiro de 0 a 2,5 segundos, cujo objetivo era mostrar o efeito gerado pela rápida pressurização do compartimento R4 e a posterior distribuição da pressão. De 0 a 50 segundos, com o propósito de identificar os picos de pressão e de temperatura atingidos. Por fim, o intervalo de 0 a 1000 segundos, que revelava de maneira geral o comportamento termo-hidráulico da contenção. As curvas originais do CASP2 podem ser consultadas em /44/.

B.5.2.1 Resultados para o Intervalo de 0 a 2,5 segundos

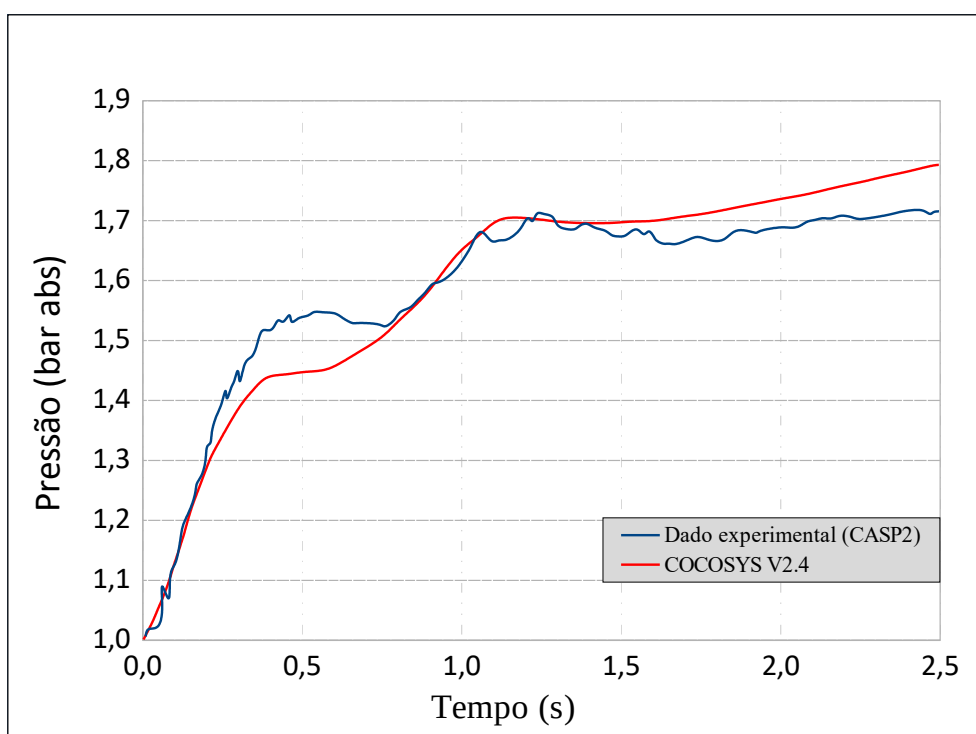


Figura B.9: Distribuição de pressão no compartimento R5

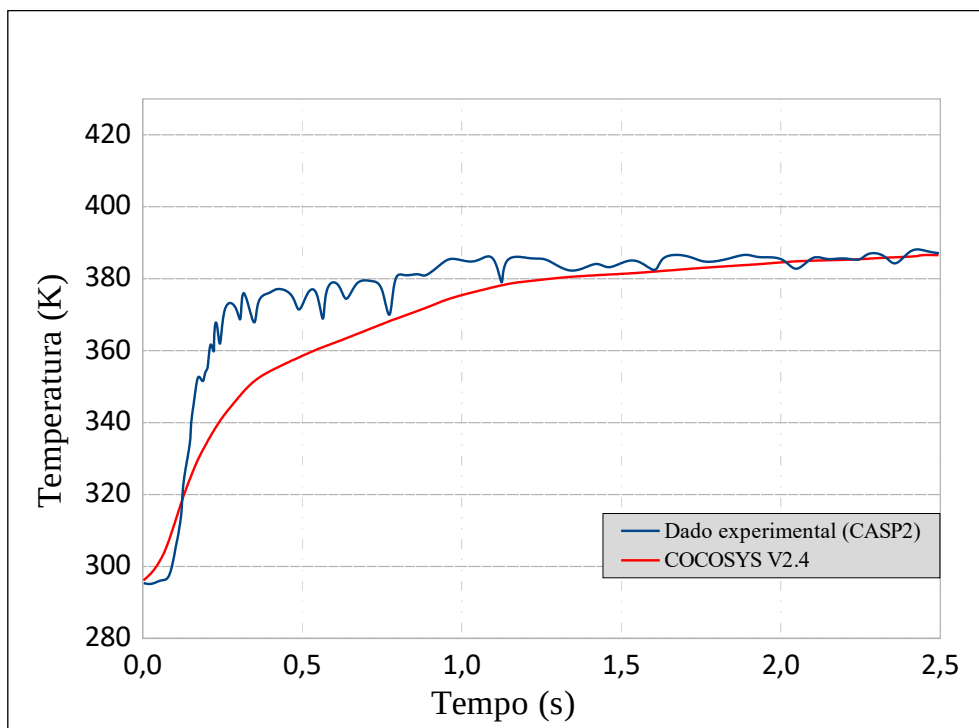


Figura B.10: Distribuição da temperatura no compartimento R5

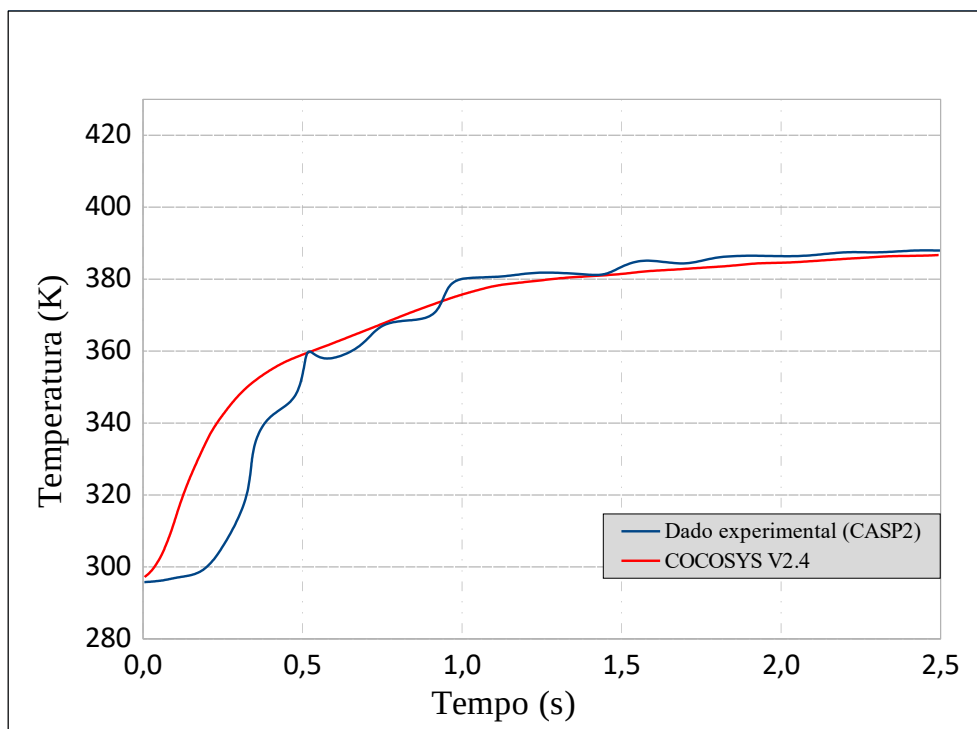


Figura B.11: Distribuição da temperatura no compartimento R7

B.5.2.2 Resultados para o Intervalo de 0 a 50 segundos

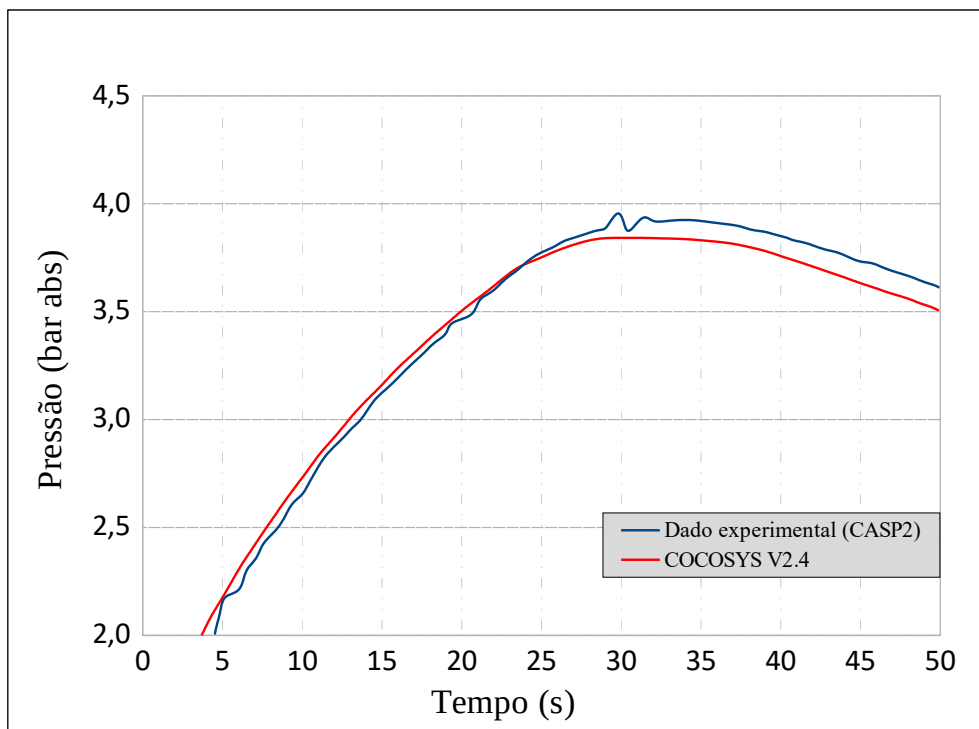


Figura B.12: Distribuição de pressão no compartimento R4

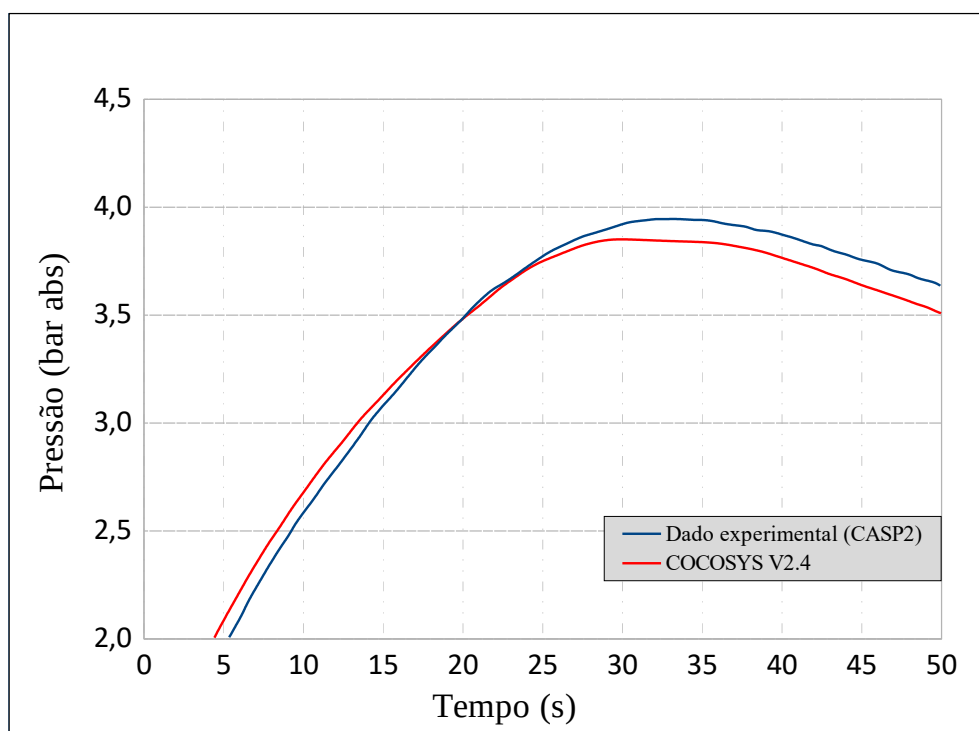


Figura B.13: Distribuição de pressão no compartimento R9 central

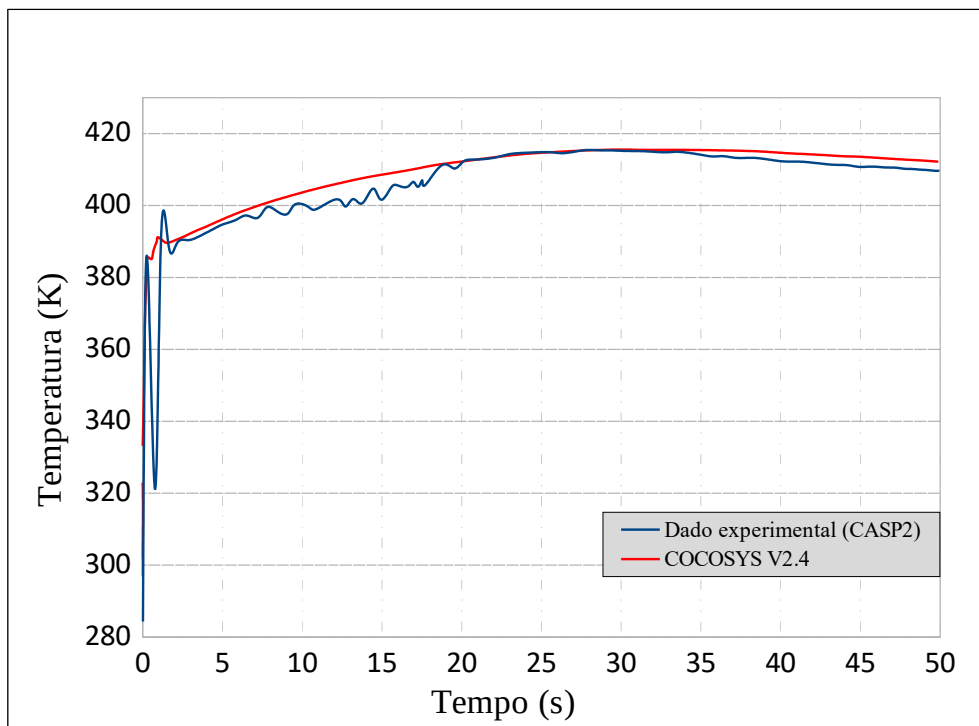


Figura B.14: Distribuição da temperatura no compartimento R4

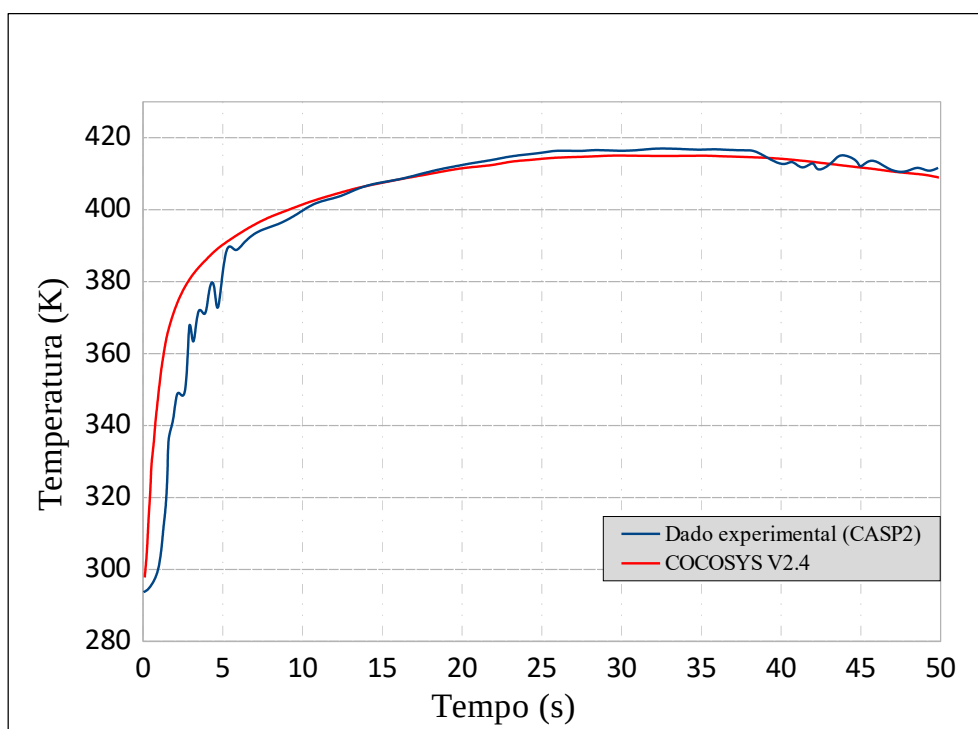


Figura B.15: Distribuição da temperatura no compartimento R8

B.5.2.3 Resultados para o Intervalo de 0 a 1000 segundos

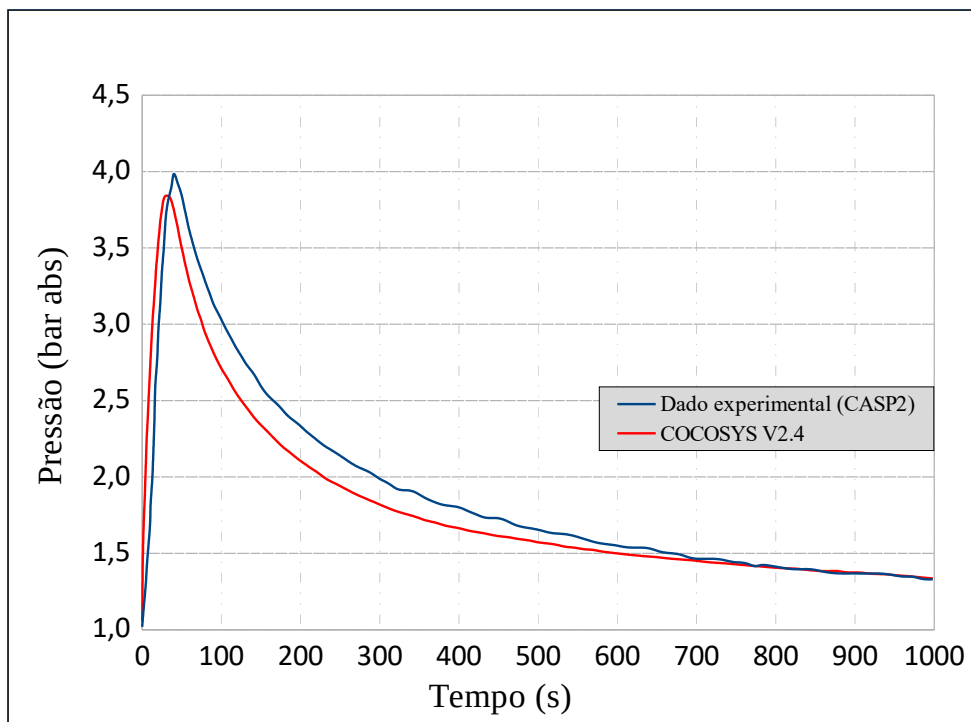


Figura B.16: Distribuição de pressão (Geral)

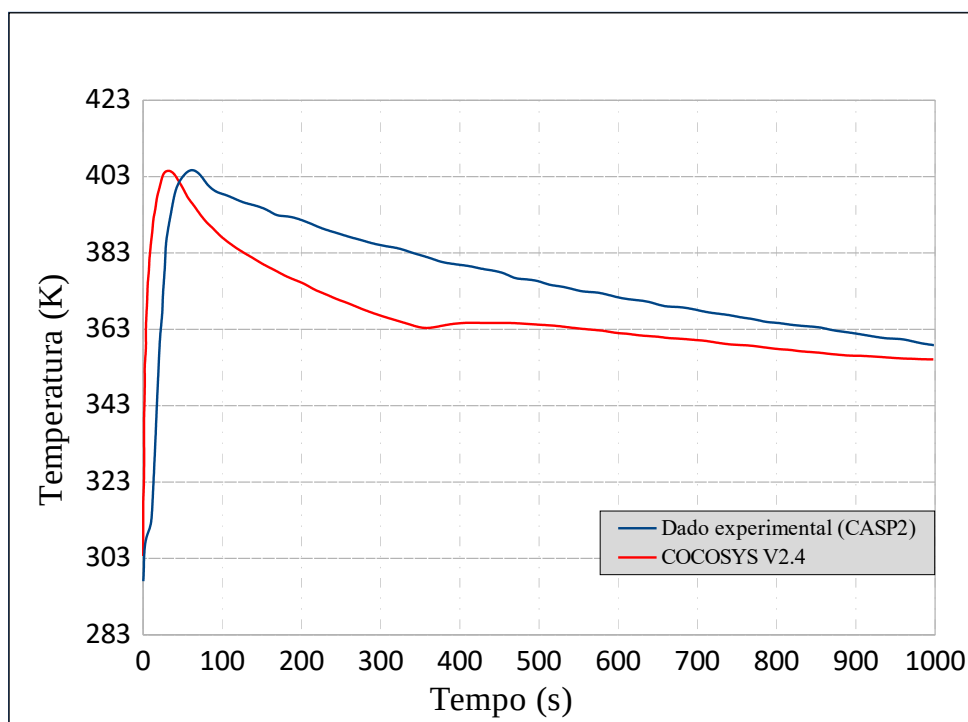


Figura B.17: Distribuição da temperatura no compartimento R9 topo

Analisando qualitativamente todas as curvas obtidas (Figuras B.8, B.9, B.10, B.11, B.12, B.13, B.14, B.15, B.16, B.1 e B.17) foi possível concluir que o modelo desenvolvido para representar a contenção do BMC para o experimento CASP 2 foi coerente e reproduziu o comportamento termo-hidráulico, concluindo que a metodologia para acoplamento entre códigos RELAP 5 MOD3.2 e COCOSYS V2.4 é capaz de fornecer uma resposta adequada para a análise de segurança de reatores nucleares. Além disso, o estudo apresentado nesse Apêndice ajudou a ampliar o nível de conhecimento dos códigos propostos, e esse conhecimento foi importante no desenvolvimento do modelo do SMR IRIS.

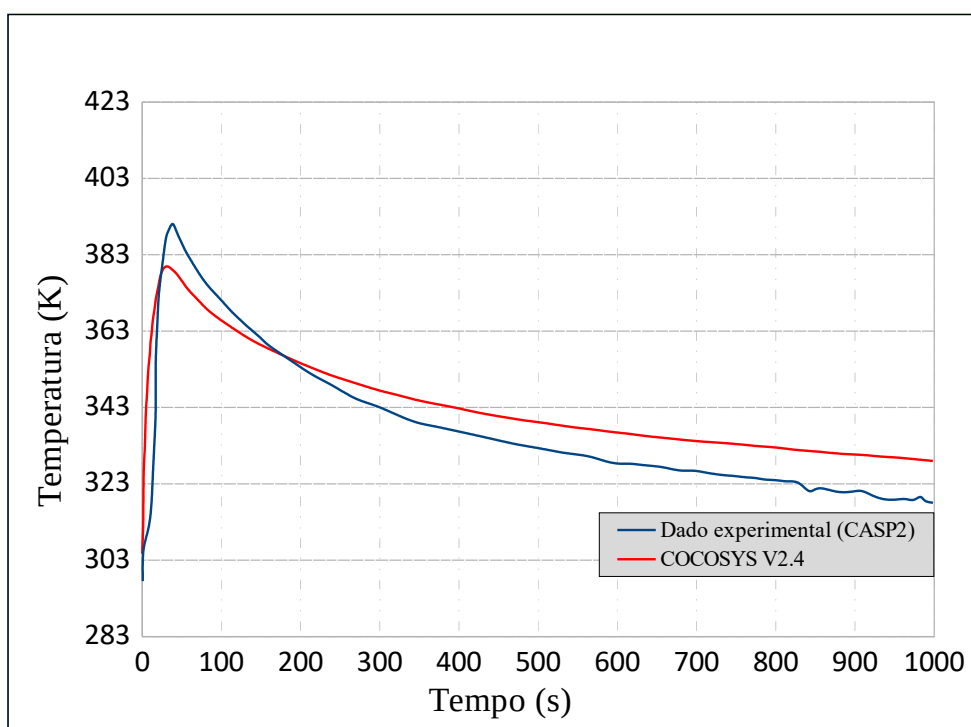


Figura B.1: Distribuição da temperatura no compartimento R9 central

INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
Diretoria de Pesquisa, Desenvolvimento e Ensino
Av. Prof. Lineu Prestes, 2242 – Cidade Universitária CEP: 05508-000
Fone/Fax(0XX11) 3133-8908
SÃO PAULO – São Paulo – Brasil
<http://www.ipen.br>

O IPEN é uma Autarquia vinculada à Secretaria de Desenvolvimento, associada à Universidade de São Paulo e gerida técnica e administrativamente pela Comissão Nacional de Energia Nuclear, órgão do Ministério da Ciência, Tecnologia, Inovações e Comunicações.
