



Universidade Federal
do Rio de Janeiro

Escola Politécnica

Estudo da Pressurização da Contenção de Uma Usina PWR em Acidentes de
Perda de Refrigerante

Amanda Cardozo Barbosa

Projeto de Graduação apresentado ao
Curso de Engenharia Nuclear da Escola
Politécnica, Universidade Federal do Rio
de Janeiro, como parte dos requisitos ne-
cessários à obtenção do título de Engenheiro.

Orientador: Su Jian

Rio de Janeiro
Setembro de 2019

Estudo da Pressurização da Contenção de Uma Usina PWR em Acidentes de
Perda de Refrigerante

Amanda Cardozo Barbosa

PROJETO DE GRADUAÇÃO SUBMETIDA AO CORPO DOCENTE DO
CURSO DE ENGENHARIA NUCLEAR DA ESCOLA POLITÉCNICA DA UNI-
VERSIDADE FEDERAL DO RIO DE JANEIRO COMO PARTE DOS REQUI-
SITOS NECESSÁRIOS PARA A OBTENÇÃO DO GRAU DE ENGENHEIRO
NUCLEAR

Examinado por:

Prof. Su Jian, D.Sc.

Profa. Andressa dos Santos Nicolau, D.Sc.

Prof. Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo, D.Sc.

RIO DE JANEIRO, RJ - BRASIL

Setembro de 2019

Barbosa, Amanda Cardozo

Estudo da pressurização da contenção de uma usina PWR em acidentes de perda de refrigerante/ Amanda Cardozo Barbosa - Rio de Janeiro: UFRJ/ ESCOLA POLITÉCNICA, 2019.

XIII, 32 p.: il.; 29,7 cm.

Orientador: Su Jian

Projeto de Graduação – UFRJ/ POLI/ Engenharia Nuclear, 2019.

Referências Bibliográficas: p. 28-29.

1. Pressurização. 2. Contenção. 3. Primeira Lei da Termodinâmica 4. Mathematica 5. Modelo Analítico. I. Jian, Su. II. Universidade Federal do Rio de Janeiro, Escola Politécnica, Curso de Engenharia Nuclear. III. Estudo da pressurização da contenção de uma usina PWR em acidentes de perda de refrigerante

Aos meus pais, Rosinéa e Sérgio

Agradecimentos

Ao Professor Su Jian, orientador dessa dissertação, por todo o suporte e apoio para que eu conseguisse defender este trabalho. Realizando esforços muito além do escopo de orientador, sem ele essa defesa seria impossível.

A toda a equipe do Laboratório de Termo Hidráulica Experimental do Instituto de Engenharia Nuclear – IEN, especialmente ao meu orientador Jose Luis Horácio Faccini, que proporcionou diversos estudos na área nuclear além de aconselhamento de vida, que permitiram meu desenvolvimento não só na carreira profissional mas possibilitou meu crescimento como pessoa.

Aos meus amigos e companheiros de curso, sem eles seria impossível atravessar essa jornada de engenharia na UFRJ, aqui eu tive apoio, compreensão e suporte mesmo nos momentos em que eu acreditava que não seria possível.

Aos meus pais e toda a minha família, que realizaram inúmeros esforços para me manter na universidade, pela compreensão por muitos momentos de ausência e por me apoiarem a cada dia na realização dos meus sonhos.

Resumo do Projeto de Graduação apresentado à Escola Politécnica/ UFRJ como parte dos requisitos necessários para a obtenção do grau de Engenheiro Nuclear.

Estudo da Pressurização da Contenção de Uma Usina PWR em Acidentes de
Perda de Refrigerante

Amanda Cardozo Barbosa

Setembro/2019

Orientador: Su Jian

Curso: Engenharia Nuclear

Os acidentes nucleares são objetos contínuos de estudo no setor nuclear, compreendê-los é necessário para desenvolvimento e otimização da implementação de medidas de segurança. Este trabalho tem como objetivo a análise da pressurização do prédio de contenção do reator à água pressurizada (PWR) em cenários de acidentes por perda de refrigerante (LOCA). O prédio de contenção é considerado um volume de controle com condições iniciais especificadas. O modelo matemático consiste em equações diferenciais ordinárias de conservação de massa e de energia, conjunto com a equação de estado do gás perfeito para ar e a tabela de valor para a água. A solução numérica do modelo matemático foi implementada utilizando-se o software simbólico-numérico *Mathematica*. Foi analisada a pressurização do prédio de contenção de um PWR típico durante um acidente de base de projeto com perda de líquido de refrigerante com pequena e grande ruptura (SBLOCA) e (LBLOCA).

Palavras-chave: 1. Pressurização 2. Contenção 3. Primeira Lei da Termodinâmica 4. Mathematica 5. Modelo Analítico

Abstract of Undergraduate Project presented to POLI/UFRJ as a partial fulfillment of the requirements for the degree of Nuclear Engineer.

Containment pressurization study of a PWR plant in a loss of coolant accidents.

Amanda Cardozo Barbosa

September/2019

Advisor: Su Jian

Course: Nuclear Engineering

Nuclear accidents are continuous objects of study in the nuclear industry, understanding them is necessary for the development and optimization of the implementation of safety measures. This work aims to analyze the pressurization of the reactor containment building of pressurized water reactor (PWR) in loss of coolant accident (LOCA). The containment building is considered as a control volume with specified initial conditions. The mathematical model is consisted of ordinary differential equations of mass and energy conservation, together with the ideal gas equation of state for the air and steam tables for the water. The numerical solution of the mathematical model was implemented using the symbolic-numerical software *Mathematica*. The pressurization of a typical PWR containment building with small and large break loss of coolant accidents (SBLOCA and LBLOCA) was analyzed.

Keywords: 1. Pressurization. 2. Containment. 3. First Law of Thermodynamics . 4. Mathematica. 5. Analytical Model.

Sumário

Dedicatória	iv
Agradecimento	v
Resumo	vi
Abstract	vii
Índice	viii
Índice de Figuras	x
Índice de Tabelas	xi
Lista de Símbolos	xii
1 Introdução	1
1.1 Objetivo	2
1.2 Organização do Trabalho	2
2 Conceitos Básicos	3
2.1 Funcionamento de um reator de água pressurizada	3
2.2 Estados da planta	5
2.2.1 Operações normais	6
2.2.2 Ocorrências Operacionais Antecipadas	6
2.2.3 Acidentes de Base de Projeto	7
2.2.4 Acidentes além da base de projeto	7

2.3	Definição de LOCA	7
3	Revisão Bibliográfica	8
4	Modelo Matemático	13
4.1	O problema físico	13
4.2	As equações governantes	13
4.3	Integração temporal das equações governantes	15
4.4	Estrutura do Código	17
5	Resultados e Discussões	19
6	Conclusões e Sugestões	26
	Referências Bibliográficas	28

Lista de Figuras

2.1	Esquema simplificado de uma usina PWR.	4
2.2	Containment building of a PWR.	5
3.1	O sistema de <i>spray</i> de resfriamento passivo (PCCSS) proposto[1]. . .	11
3.2	Volumes de controle em prédio de contenção [2].	12
4.1	Pressurização da contenção por acidente de perda de refrigerante [3].	14
5.1	Pressão LOCA: 30 polegadas	21
5.2	Pressão LOCA: 6 polegadas	22
5.3	Temperatura da contenção LOCA: 30 polegadas	22
5.4	Temperatura da contenção LOCA: 6 polegadas	23
5.5	Massa de água na contenção LOCA: 30 polegadas	23
5.6	Massa de água na contenção LOCA: 6 polegadas	24
5.7	Massa de água no sistema primário LOCA: 30 polegadas	24
5.8	Massa de água no sistema primário LOCA: 6 polegadas	25
6.1	Energias internas específicas de líquido saturado (u_f), de vapor saturado (u_g), e de evaporação(u_{fg}) em função de temperatura.	30
6.2	Energias internas específicas de líquido saturado (u_f), de vapor saturado (u_g), e de evaporação e de evaporação(u_{fg}) em função de pressão.	31
6.3	Entalpias específicas de líquido saturado (h_f), de vapor saturado (h_g), e de evaporação (h_{fg}) em função de pressão.	31
6.4	Volume específico de evaporação (v_{fg}) em função de pressão.	32
6.5	Calor específico de líquido saturado ($c_{p,f}$) em função de pressão.	32

Lista de Tabelas

5.1	Propriedades Iniciais da planta.	19
-----	--	----

Lista de Símbolos

A	Área transversal total do escoamento
d_t	Diferencial temporal
$C_{v a}$	Calor específico a volume constante
G_{er}	Velocidade mássica
h_{fg}	Entalpia específica
m_a	Massa de ar na contenção
m_{c1a}	Massa vapor d'água na contenção
$m_{w p}$	Massa d'água inicialmente no sistema primário
Q	Transferência de calor
T	Temperatura
u_a	Energia interna do ar na contenção
u_{wc1}	Energia interna da água na contenção
u_{wpd}	Energia interna do líquido refrigerante descarregado do sistema primário
u_{wpr}	Energia interna do líquido refrigerante restante no sistema primário
u_T	Volume total
V_a	Volume de ar na contenção

V_{wc1}	Volume de água na contenção
V_{wpd}	Volume de líquido refrigerante descarregado do sistema primário
V_{wpr}	Volume de líquido refrigerante restante no sistema primário
p_T	Pressão total da contenção
x_{st}	Título

Capítulo 1

Introdução

O aumento da demanda energética nos mostra uma relação direta com os indicadores econômicos do país. Isso implica em crescimento nos diversos setores como comércio, indústria e serviços. É inquestionável a necessidade de um planejamento energético para dar continuidade a esse crescimento, que reflete na melhora da qualidade de vida da população.

A matriz energética de base do Brasil é hidráulica, chegando a 66,6%, enquanto a nuclear representa 2,5% [4]. No mundo há 451 reatores nucleares em funcionamento com capacidade de produção de 400310 MW. No Brasil há dois reatores do tipo água pressurizada (Pressurized Water Reactors – PWR's) em funcionamento, Angra I e Angra 2, com capacidade de 1990 MW e a construção Angra 3, que está previsto para gerar 1405 MW. De acordo com o sistema elétrico interligado essas usinas abastecem mais de 30% do estado do Rio de Janeiro. [Eletronuclear.aspx](#)

Além disso, há quatro reatores de pesquisa no Brasil, dois deles localizados no Instituto de Pesquisas Energéticas Nucleares (IPEN), em São Paulo, um no Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN), em Minas Gerais, e o Reator Argonauta do Instituto de Engenharia Nuclear (IEN), no Rio de Janeiro. E ainda, dois projetos em desenvolvimento, o Reator Multipropósito Brasileiro que ampliará o acesso da população à medicina nuclear, com produção de radioisótopos para mais de 30 diferentes tipos de radiofármacos e o protótipo do reator do submarino nuclear brasileiro, localizado no Laboratório de Geração de Energia Núcleo-Elétrica.

Em toda história nuclear houve três grandes acidentes em reatores de grande

magnitude, TMI, Chernobil e Fukushima. Esses acidentes causaram um grande impacto negativo em todo o setor nuclear, em contrapartida, diversas normas regulatórias foram criadas pela Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA) afim de evitar e mitigar esses acidentes.

Desse modo, é de extrema importância estudos aprofundados sobre acidentes severos para de modo a fortalecer ainda mais os critérios de segurança no desenvolvimento de medidas preventivas e instalações seguras no setor.

1.1 Objetivo

O objetivo desse trabalho concentra-se em um estudo da pressurização do prédio de contenção após um LOCA em um reator do tipo água pressurizada (Pressurized Water Pressurized, PWR). O prédio de contenção é considerado um volume de controle com condições iniciais especificadas. O modelo matemático consiste em equações diferenciais ordinárias de conservação de massa e de energia, conjunto com a equação de estado do gás perfeito para ar e a tabela de valor para a água. A solução numérica do modelo matemático foi implementado utilizando-se o software simbólico-numérico *Mathematica*. É analisada a pressurização do prédio de contenção de um PWR típico, durante um acidente de base de projeto com perda de líquido de refrigerante com pequena e grande ruptura (SBLOCA) e (LBLOCA).

1.2 Organização do Trabalho

O trabalho foi organizado da seguinte forma: no Capítulo 2, serão mostrados os conceitos básicos necessários para a compreensão do trabalho desenvolvido. No Capítulo 3, foi realizada uma revisão da literatura sobre o estudo da pressurização no prédio de contenção do reator do tipo PWR. O Capítulo 4 apresenta o desenvolvimento do modelo numérico utilizado para a análise da pressurização no prédio da contenção do reator. Finalmente, nos Capítulos 5 e 6, serão apresentados os resultados obtidos pelos métodos propostos, e as discussões destes resultados, explicando seus comportamentos.

Capítulo 2

Conceitos Básicos

Este capítulo apresenta os conceitos básicos sobre reatores de água pressurizada, nele encontramos a descrição sobre o funcionamento do reator, estados da planta e os tipos de acidentes e a descrição LOCA e como ocorre a pressurização do prédio de contenção após esse acidente, explicitando os fenômenos e os equipamentos envolvidos.

2.1 Funcionamento de um reator de água pressurizada

A água que passa pelo núcleo do reator é aquecida a 320°C e pressurizada à 157 bar. Após isso, ela é encaminhada para o gerador de vapor, que realiza a troca de calor entre o circuito primário e o circuito secundário, que são independentes entre si.

Os reatores do tipo PWR, Fig.2.1, são constituídos de três circuitos fechados, independentes entre si. O circuito primário é constituído do vaso do reator, nele está o núcleo do reator, que é composto por varetas de combustível, o combustível das varetas é o urânio, que é enriquecido entre 3 e 4% nas usinas brasileiras. Por meio da reação de fissão do urânio há a liberação de calor que aquece a água até cerca de 320°C . Há ainda no circuito primário um pressurizador, o qual é responsável por manter a água do circuito primário em cerca de 150 atm e assim não entrar em

ebulição. A água desse circuito entra em contato com o circuito secundário fazendo com que ocorra geração de vapor, esse vapor é responsável por acionar a turbina, que em contato com um gerador elétrico, que produz eletricidade, a qual é distribuída para as redes de alta tensão. Esse vapor é direcionado para os trocadores de calor, realimentando o circuito, assim, a temperatura é reduzida e esse vapor retorna em forma líquida e mantém o processo contínuo. A água que abastece os trocadores de calor é proveniente de reservatórios naturais próximos à usina, compondo o circuito terciário. Pelo fato dos circuitos serem fechados a água não se mistura, desse modo, a água contaminada não é liberada para o meio e não gera impactos ambientais.

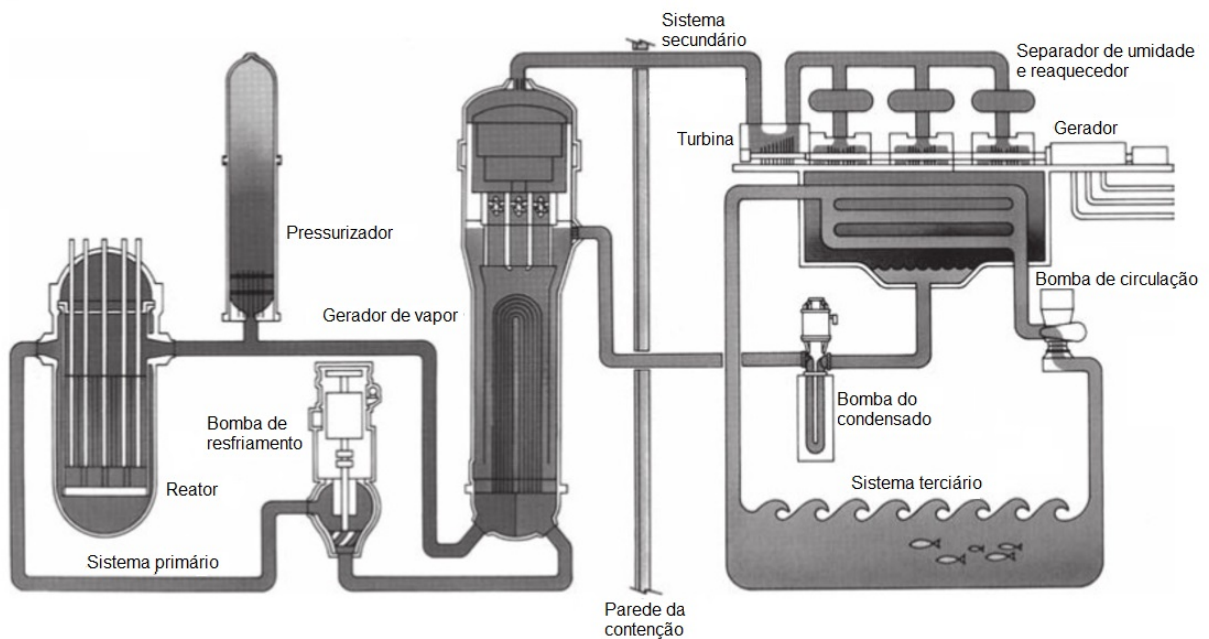


Figura 2.1: Esquema simplificado de uma usina PWR.

O sistema primário de resfriamento do reator PWR é contido num prédio de contenção (Fig.2.2). O prédio de contenção é projetado para sustentar alta pressão e temperatura causada pela liberação de fluido de alta energia (refrigerante primário, vapor gerado no GV ou água de alimentação) na contenção. Porém, uma pressurização excessiva ou uma alta temperatura prolongada pode causar eventuais falhas da contenção. Se a pressurização da contenção for causada por ruptura da tubulação

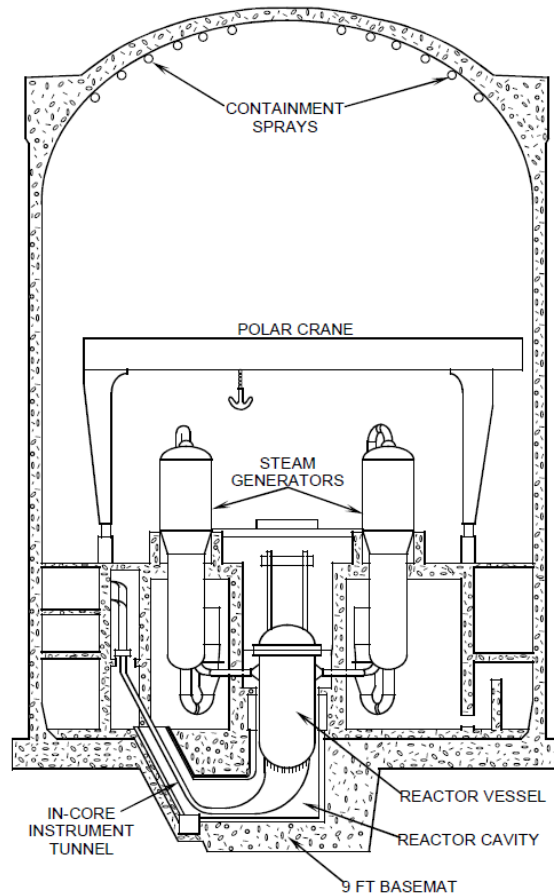


Figura 2.2: Containment building of a PWR.

do circuito primário, a falha da contenção pode liberar materiais radioativos para o ambiente. Para limitar o possível vazamento de material radioativo, o interior da contenção é coberto por uma camada de aço. Há dois sistemas na contenção projetados para reduzir a pressurização: o sistema de resfriamento e o sistema de *spray*.

2.2 Estados da planta

De acordo com as considerações sobre aplicações dos requisitos de segurança requisitadas pela AIEA para projetos de centrais nucleares [5], há quatro estados de planta considerados no projeto do reator, operações normais e ocorrências de operações antecipadas, em estados de operações normais, acidentes de base de projeto e acidentes além da base de projeto.

2.2.1 Operações normais

A análise de segurança deve ser realizada em todas as etapas da planta. Ela é necessária para tratar dos diversos estágios em seu processo tanto em operações normais quanto em emergenciais e de acidentes. Dessa forma, essa condição está descrita, no modo de operação normal cuja planta foi projetada para operar durante toda sua vida útil.

Esse estado inclui, a inicialização do reator até seu processo de desligamento, estágio inicial de criticalidade, alterações do nível de potência do reator, desligamento para reabastecimento ou manutenção, e manuseio e armazenamento do combustível irradiado.

2.2.2 Ocorrências Operacionais Antecipadas

São eventos mais complexos que em operações normais, pois desviam do esperado em operação na planta. Apesar de não causarem danos significativos para equipamentos de segurança ou levarem à condições de acidente, podem causar o desligamento do reator.

Geralmente a frequência de ocorrência do evento é de 10^{-2} por reator por ano.

As ocorrências dependem do tipo de planta de reator, algumas delas estão listadas a seguir:

- Aumento da remoção de calor do reator, que podem acontecer por válvulas de alívio de vapor abertas inadvertidamente, controle de pressão do secundário em mau funcionamento levando ao aumento da taxa do fluxo de vapor. O inverso acontece para a diminuição da remoção de calor.
- Diminuição da taxa do sistema de refrigeração, distribuições anômalas de reatividade e potência: possíveis causas são controle das barras, diluição do boro, posicionamento incorreto das varetas de combustível, etc.
- Aumento ou diminuição do refrigerante do inventário.
- Liberação de material radioativo de um subsistema ou componente, podendo ser um vazamento pequeno de um sistema de resíduos ou falha de combustível.

2.2.3 Acidentes de Base de Projeto

São condições de acidentes estabelecidos em projeto, em que danos a combustíveis e liberação de materiais radioativos são mantidos dentro dos limites autorizados.

Algumas das condições típicas são: aumento da remoção de calor com a quebra da linha de vapor, diminuição da remoção de vapor com a quebra da linha de água de alimentação, diminuição da taxa do fluxo do sistema de refrigeração decorrentes de falha da bomba de refrigeração principal, e ainda, distribuições anômalas de reatividade e potência.

2.2.4 Acidentes além da base de projeto

São acidentes iniciados por múltiplas falhas sequenciais ou simultâneas em componentes, estruturas e sistemas. Podem ser caracterizados por eventos pouco prováveis ou por falha simultânea ou sequencial de dois ou mais sistemas de segurança, seguindo um evento iniciador de base de projeto.

2.3 Definição de LOCA

O LOCA — loss of coolant accident — é definido como um evento em que há perda de refrigerante pela ruptura na tubulação. Pode ser definido como um grande LOCA para rupturas de diâmetros maiores que $0,1\text{ m}^2$ e pequeno LOCA para diâmetro de rupturas menores. Ele é considerado o mais grave acidente de base de projeto [6].

Segundo [7] a quebra de linha na perna inferior do reator é bastante perigosa, pois o sistema do primário será despressurizado o mais devagar do que a liberação de água líquida pela ruptura. Dessa forma, uma grande massa de refrigerante é perdida pois o sistema de injeção de água pode não funcionar de forma apropriada devido a alta pressão encontrada no reator não permitindo que esse sistema seja acionado.

Já no caso estudado nesse trabalho, cuja ruptura ocorre na perna superior do sistema primário, há liberação de vapor, fazendo com que a pressurização do primário decaia rapidamente e ocorra o acionamento do sistema de injeção de água.

Capítulo 3

Revisão Bibliográfica

Neste capítulo são revisados os estudos teóricos da literatura, sobre LOCA e modelagens para estudo da pressurização da contenção.

Em 1960, testes realizados pela Comissão de Energia Atômica mostraram que era possível falhas de guilhotina, a partir daí, houve evolução dos critérios de segurança, sendo um grande marco o relatório realizado por Rasmussen em 1975 [5].

Há diversos estudos na literatura para compreensão dos fenômenos físicos que ocorrem durante o período de vida de um reator. Variedades de códigos são utilizadas para implementação numérica e analítica, esses modelos, além de permitirem o estudo de diversos parâmetros físicos ajudam no desenvolvimento de métodos que resultam em otimização de processos e segurança nos reatores nucleares.

De acordo com o [3], foi apresentado um estudo do processo de LOCA. No entanto, os passos intermediários do transiente foram desconsiderados, ele apenas determina as condições finais no estado de equilíbrio.

O sistema de controle foi definido como a massa de ar e a massa de vapor d'água na contenção e a água do sistema de resfriamento primário.

Além disso, no caso de um PWR o sistema primário opera em condições de subresfriamento com pressão, massa, temperatura da água conhecidas e umidade relativa do ar também definida.

No trabalho realizado por [8], foi desenvolvido um modelo para LOCA em um reator do tipo PWR da Westinghouse de 900 MW de potência. Dois códigos termo-hidráulicos foram aplicados RELAP5 e CATHARE 2 para simular as condições de

estado e a evolução do transiente. Na modelagem desenvolvida, foi realizada uma simulação de 6 polegadas. Os dois códigos foram utilizados para a comparação dos resultados.

Tendo como base esse trabalho, desenvolvi a simulação de um LOCA para uma ruptura de mesmo diâmetro no software Mathematica, e a curva apresentada no artigo foi interpolada, definindo o sistema de pressurização do primário durante o transiente.

Um grande LOCA foi analisado por [9], em um ciclo direto de pressão supercrítica de um reator de água leve, uma automática pressurização foi projetada para liberação de vapor gerado no núcleo quando há quebra de linha na perna fria. A curva de pressão do sistema primário encontrada para o grande LOCA apresentada nesse artigo também foi interpolada, sendo utilizada como base para a simulação de grande LOCA deste trabalho.

De Boeck [10] analisa os desafios de contenção causados –por acidentes graves, com base em uma extensa lista de referências. As consequências de acidentes severos no reator dependem muito dos recursos de segurança e desempenho da contenção na retenção de material radioativo. Se a função de contenção for mantida em um acidente severo, as consequências radiológicas serão menores. Se a função da contenção falhar, o momento da falha pode ser muito importante. Quanto mais tempo a contenção permanecer intacta em relação ao tempo de derretimento do núcleo do reator e liberação de radionuclídeos do sistema de refrigeração do reator, mais tempo estará disponível para remover o material radioativo da atmosfera da contenção, por recursos de segurança projetados ou processos de deposição naturais. O atraso na falha de contenção ou no desvio de contenção também fornece tempo para a ação protetora, uma consideração muito importante na avaliação de possíveis efeitos precoces à saúde. Assim, ao avaliar o desempenho de uma contenção, é conveniente considerar nenhuma falha, falha precoce, falha tardia e desvio de contenção como categorias separadas, caracterizando diferentes graus de gravidade.

Karameldin *et al.*[1] propuseram medidas de segurança, visando aumentar as margens de segurança de usinas nucleares por tanques de água propostos, localizados dentro ou fora da zona superior da contenção a ser utilizada para (a) remoção

de calor residual do reator em caso de estação blecaute ou em caso de desligamento normal do reator e (b) acidentes além da base do projeto, nos quais ocorra interação do núcleo derretido e detritos-concreto, associados à pressurização de contenção acumulada e à perda parcial dos sistemas ativos. O sistema de contenção passiva proposto em [1] pode ser implementado por um mecanismo especial, que permite a pressurização da água nos tanques e, portanto, permite que um sistema de *spray* adicional inicie no caso de pressurização de contenção sobre um determinado valor logo abaixo da pressão de projeto. Um estudo de caso conservador é o de uma central nuclear Westinghouse de 3411 MW (térmica), onde o sistema de *spray* de resfriamento passivo (PCCSS) proposto (Fig.) começará com uma pressão de 6 bar e terminará com uma pressão de 3 bar. Um modelo unidimensional de parâmetros concentrados é formulado para descrever o comportamento do processo termohidráulico dentro da contenção após um acidente além da base do projeto. Os parâmetros considerados são a vazão mássica da *spray*, os diâmetros iniciais das gotículas, o tempo de resfriamento do combustível e a pressão máxima de contenção. O balanço geral de energia e massa dentro da contenção é realizado, durante a despressurização da contenção (pelo sistema de *spray*) e a pressurização (pelo calor residual). Os resultados mostram que o projeto do PCCSS é viável e tem capacidade para manter passivamente a contenção abaixo da pressão do projeto, pelo período de carência necessário de 72 h.

Usando o reator internacional seguro e inovador (IRIS) como um caso de estudo, Papini *et al.* [11] investigaram os fenômenos de condensação relevantes envolvidos em sua contenção com diferentes ferramentas computacionais. Em particular, a resposta de contenção do IRIS a um LOCA de pequena ruptura (SBLOCA) foi simulada com os códigos GOTHIC e RELAP5. Um modelo simplificado de cavidade seca (*dry well*) de contenção IRIS foi implementado com o RELAP5, de acordo com uma abordagem em fatias, com base no conceito de dois tubos com junção, enquanto foi abordado com o GOTHIC usando várias opções de modelagem, tanto em relação às correlações de transferência de calor quanto ao volume e estrutura térmica nodalização. A influência na predição do comportamento de contenção foi investigada em termos de temperatura e resposta à pressão em áreas secas, coefici-

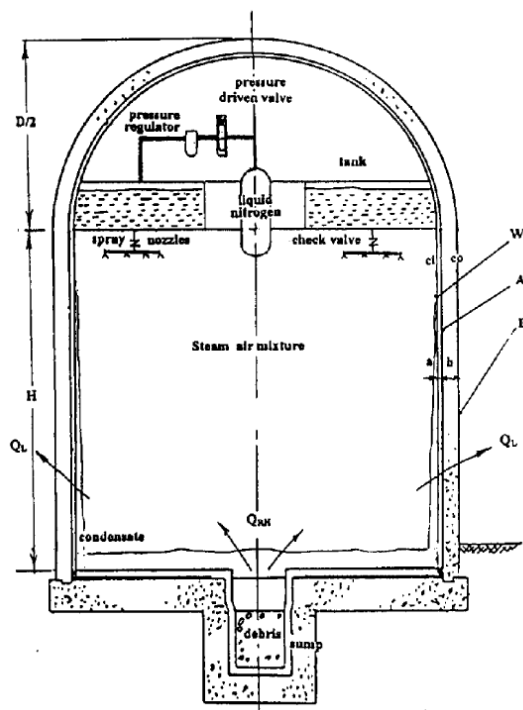


Figura 3.1: O sistema de *spray* de resfriamento passivo (PCCSS) proposto[1].

ente de transferência de calor (HTC) e distribuição da fração do volume de vapor e vazão interna de recirculação. O objetivo do trabalho é comparar preliminarmente a capacidade dos dois códigos na modelagem do mesmo acidente postulado, para verificar os resultados obtidos com o RELAP5, quando aplicados em uma situação não coberta por sua matriz de validação, compreendendo do SBLOCA e, em certa medida Transientes do LBLOCA, mas não explicitamente a modelagem de grandes volumes de contenção seca.

Um resultado da atividade OCDE/NEA ISP-47 foi a recomendação de elaborar uma “contenção genérica” para permitir comparar e classificar os resultados obtidos por diferentes modelos de parâmetros agrupados em escala de planta. No projeto europeu SARNET2 (<http://www.sar-net.eu>), foi definida uma nodalização genérica de contenção (Fig.3.2), baseada em um PWR alemão (1300 MWe). Esse acordo sobre a nodalização permite investigar as diferenças remanescentes entre os resultados, especialmente, o “efeito do usuário”, relacionados às opções de modelagem, bem como as diferenças fundamentais na base do modelo subjacente em detalhes. A metodologia aplicada para comparar as diferentes previsões de código consistiu em

uma série de três etapas de benchmark com complexidade crescente, bem como uma comparação sistemática de variáveis –características e observações. Kelm *et al.*[2] resumiram as séries de benchmarks, as lições aprendidas durante a especificação das etapas, a comparação e a discussão dos resultados e, finalmente, forneceram uma visão sobre as etapas futuras.

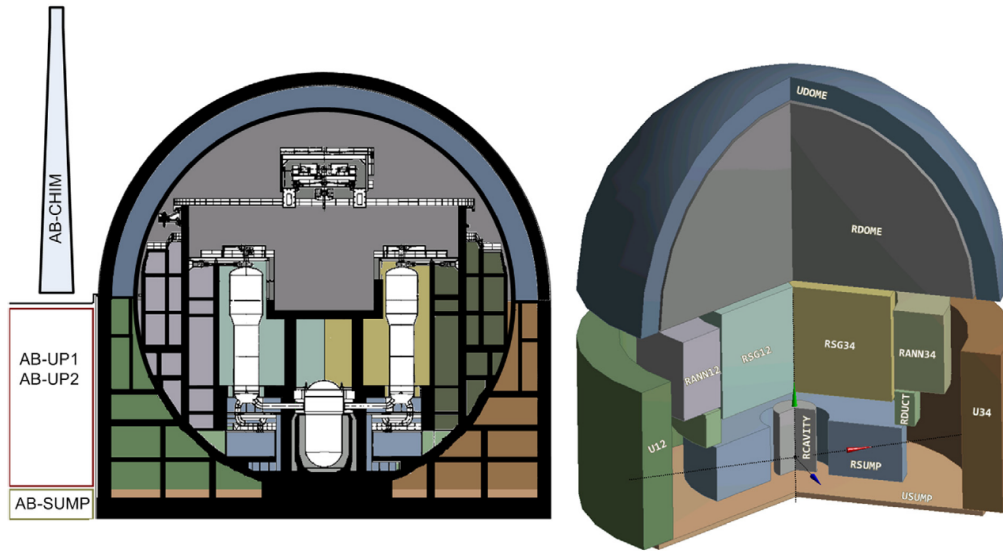


Figura 3.2: Volumes de controle em prédio de contenção [2].

Noori-Kalkhoran *et al.*[12] analisaram a pressurização de contenção de reatores nucleares em uma acidente de perda refrigerante de grande ruptura (LB-LOCA) pela programação de modelos unicelulares e multicelulares no MATLAB. Primeiro, a contenção foi considerada como um volume de controle (modelo de célula única). Além disso, a operação de *spray* foi adicionada a este modelo. Na segunda etapa, o modelo de célula única foi desenvolvido em um modelo multicelular para considerar os efeitos da nodalização e localização espacial das células na pressurização de contenção em comparação com o modelo de célula única. Na terceira etapa, o acidente foi simulado usando o código CONTAIN 2.0. Finalmente, a contenção da usina nuclear de Bushehr (BNPP) foi considerada como um estudo de caso. Os resultados da pressurização de contenção de BNPP devido a LB-LOCA foram comparados entre modelos, o relatório final de análise de segurança (FSAR) e os resultados do código CONTAIN.

Capítulo 4

Modelo Matemático

O presente capítulo apresenta as formulações matemáticas necessárias para descrever o comportamento da pressurização da contenção devido a ocorrência de um LOCA.

4.1 O problema físico

Será considerado a pressurização do prédio de contenção de um PWR típico, causada por um acidente de perda de refrigerante (LOCA), como ilustrada na Fig.4.1.

A contenção será modelada como um único volume de controle. A umidade do ar antes da ocorrência do LOCA é considerada. A depressurização do sistema primário é especificada por uma função conhecida.

4.2 As equações governantes

Para a formulação matemática, foi considerado o sistema de controle que foi dividido em três subsistemas: a massa de ar (m_a), a massa de vapor d'água na contenção (m_{cl}) e a água inicialmente no sistema primário (m_{wp}). Após a ruptura da tubulação do primário, a massa de água inicial do primário é liberada para a contenção.

Foi utilizado a aplicação da primeira lei da termodinâmica, Equação (4.1),

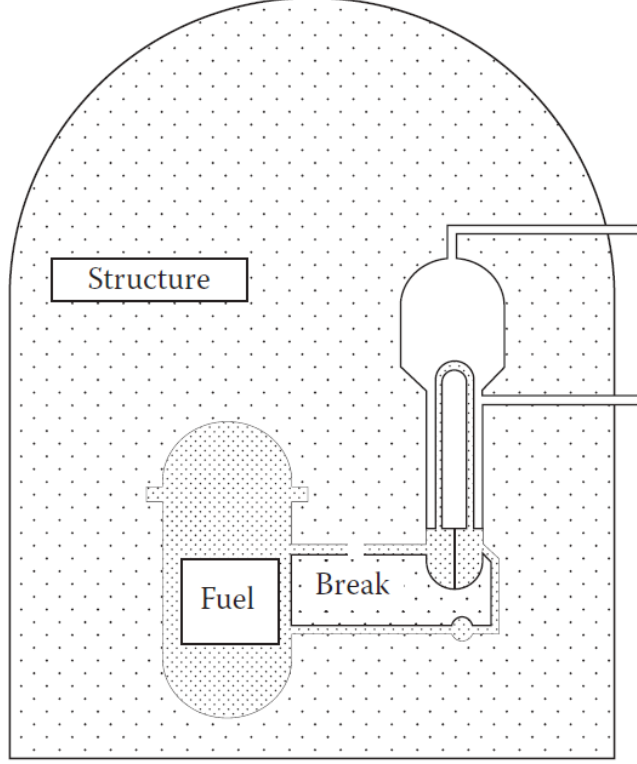


Figura 4.1: Pressurização da contenção por acidente de perda de refrigerante [3].

(4.2) e (4.3) para cada subsistema. Os efeitos da energia potencial e cinética foram desconsiderados.

$$\frac{d}{dt}(m_a u_a) = \dot{Q}_{wc_1-a} + \dot{Q}_{wpd-a} - \dot{Q}_{a-st} - P_t \frac{d}{dt} V_a, \quad (4.1)$$

$$\frac{d}{dt}(m_{wc_1} u_{wc_1}) = \dot{Q}_{wpd-wc_1} - \dot{Q}_{wc_1-a} - \dot{Q}_{wc_1-st} - P_t \frac{d}{dt} V_{wc_1}, \quad (4.2)$$

$$\frac{d}{dt}(m_{wpd} u_{wpd} + m_{wpr} u_{wpr}) = \dot{Q}_{n-wpr} - \dot{Q}_{wpd-wc_1} - \dot{Q}_{wpd-a} - \dot{Q}_{wpd-st} - P_t \frac{d}{dt} V_{wpd}, \quad (4.3)$$

na qual Q_{i-j} correspondem a taxa de transferência de calor do subsistema i para o subsistema j , p_T = pressão total de contenção; V o volume do subsistema. Os subscritos a , wc_1 , wpd , wpr , n e st referem-se a ar, água de contenção inicial, líquido refrigerante descarregado do sistema primário, líquido refrigerante restante no sistema primário, combustível e estruturas.

Por se tratar de um circuito fechado, as variações temporais do volume total no sistema é zero, porém os volumes relativos de líquido e vapor não são, logo:

$$\frac{(V_a + V_{w1c} + V_{wpd} + V_{wpr})}{dt} = 0. \quad (4.4)$$

As equações (4.1), (4.2) e (4.3) são acopladas, resultando na equação:

$$\frac{d}{dt} (m_a u_a + m_{wc1} u_{wc1} + m_{wpd} + m_{wpr} u_{wpr}) = \dot{Q}_{n-wpr} - \sum_i \dot{Q}_{i-st}. \quad (4.5)$$

4.3 Integração temporal das equações governantes

A variação da massa de descarga do LOCA em cada passo de tempo é obtida através de:

$$m_{wpd}^{t+\Delta t} = m_{wpd}^t + \int t^{t+\Delta t} \dot{m}(t) dt. \quad (4.6)$$

A energia interna e a entalpia para cada massa de controle em cada passo de tempo são obtidas através da interpolação da tabela termodinâmica. Logo, a equação (4.5) pode ser reescrita como:

$$m_a u_a^{t+\Delta t} + (m_{wc1}^t + m_{wpd}^{t+\Delta t}) u_{wc1}^{t+\Delta t} = m_a u_a^t + m_{wc1}^t u_{wc1}^t + \int_t^{t+\Delta t} h_p(t) \dot{m} dt + Q_{wpr-c}^{t+\Delta t} - Q_{c-st}^{t+\Delta t}, \quad (4.7)$$

sendo a energia interna do ar escrita em termos do produto entre calor específico e a diferença de temperatura.

O título (x_{st}) é verificado usando a equação (4.7) reescrita para expressar separadamente as condições da água do primário e do ar, obtendo:

$$m_{wpd}^{t+\Delta t} (u_f^{t+\Delta t} + x_{st1} u_{fg}^{t+\Delta t} - u_{fg}^t) + m_{wa}^t (u_f^{t+\Delta t} + x_{st1} u_{fg}^{t+\Delta t} - u_{wa}^t) + m_a C_{va} (T^{t+\Delta t} - T_a^t) = Q^{t+\Delta t} - Q_{c-st}^{t+\Delta t}, \quad (4.8)$$

onde $\dot{Q}^{t+\Delta t}$ é o calor produzido pela vazão do vazamento para a contenção, e definido como:

$$Q^{t+\Delta t} = \dot{m}_{wpd}^{t+\Delta t} h^{t+\Delta t} \Delta t. \quad (4.9)$$

A pressão total do sistema da contenção é obtida pela lei de Dalton das pressões parciais:

$$P^{t+\Delta t} = P_w^{t+\Delta t} (T^{t+\Delta t}) + P_a^{t+\Delta t}. \quad (4.10)$$

Considerando o ar da contenção como gás ideal, o título de vapor é obtido através da equação:

$$x_{st2} = \frac{\frac{V_T^{t+\Delta t}}{m_w^{t+\Delta t}} - v_f^{t+\Delta t}}{v_{fg}^{t+\Delta t}}. \quad (4.11)$$

E o volume total é:

$$V_T^{t+\Delta t} = \sum_{t=1}^{t+\Delta t} (m_{wpd}^t v_{wpd}^t) + V_c. \quad (4.12)$$

De acordo com a definição de umidade relativa do ar (Φ), a pressão parcial da água na contenção é definida como:

$$P_{wa}^t = \Phi^t P_{sat}(T_a^t). \quad (4.13)$$

A pressão parcial do ar na contenção é:

$$P_a^t = P^t - P_{wa}^t, \quad (4.14)$$

e pela lei dos gases ideais, a massa de ar na contenção é:

$$m_a = \frac{P_a^0 V_c}{R_a T_a^0}. \quad (4.15)$$

A massa total de água no sistema da contenção é a soma entre massa inicial de água na contenção e a massa de água que foi descarregada pela ruptura:

$$m_w^{t+\Delta t} = \sum_{t=1}^{t+\Delta t} m_{wpd}^t + m_{wa}^0. \quad (4.16)$$

Dessa forma, a temperatura na contenção $T^{t+\Delta t}$ é obtida através de um processo para determinar as raízes das equações (4.8) e (4.11) em função das variáveis $T^{t+\Delta t}$ e x_{st2} .

Finalmente, a pressão parcial da água é obtida através da pressão de vapor da água para a temperatura calculada no passo de tempo, e a pressão parcial do ar calculada pela lei dos gases ideais. A pressão total será a soma das pressões parciais:

$$P_w^{t+\Delta t} = f_{sat}(T^{t+\Delta t}), \quad (4.17)$$

$$P_a^{t+\Delta t} = \frac{m_a R_a T^{t+\Delta t}}{V_T^{t+\Delta t}}, \quad (4.18)$$

$$P^{t+\Delta t} = P_w^{t+\Delta t} + P_a^{t+\Delta t}, \quad (4.19)$$

A vazão de vazamento é obtida através do modelo de fluxo crítico[3], que determina a velocidade mássica G_{cr} :

$$G_{cr} = \frac{h_{fg}}{v_{fg}} \sqrt{\frac{1}{T c_p}}, \quad (4.20)$$

$$\dot{m} = A G_{cr}. \quad (4.21)$$

Para o desenvolvimento do trabalho, foi utilizado o software Mathematica. Ele foi lançado em 1988 e atualmente encontra-se na versão 12. Sua base integra os módulos de termodinâmica, termo-hidráulica e gráficos 3D.

A Wolfram Research foi fundada por Stephen Wolfram em 1987 e é uma das empresas mais respeitadas do mundo na área de softwares para computação, web e nuvem, além de ser uma incubadora de inovações técnicas e científicas.

4.4 Estrutura do Código

Passo 1: Importação da tabela de vapor

Passo 2: Criação das funções de interpolação das propriedades de água

Passo 3: Especificação dos dados da planta

Passo 4: Especificação dos parâmetros do LOCA

Passo 5: Importação da curva de pressão do circuito primário durante LOCA

Passo 6: Cálculo do estado inicial na contenção

Passo 7: Integração temporal

Passo 7.1: Cálculo de vazão mássica de vazamento do LOCA Passo 7.2: Integração da equação da conservação de massa Passo 7.3: Integração da equação da conservação de energia (Eq. transcendental 1) Passo 7.4: Restrição de volume constante na contenção (Eq. Transcendental 2) Passo 7.5: Solução das duas equações transcendentais usando FindRoot Passo 7.6: Cálculo de pressão parcial do vapor e pressão do ar pela equação de estado de gás perfeitos Passo 7.7: Cálculo da pressão na contenção

Passo 8: Geração de gráficos e saída de dados

Capítulo 5

Resultados e Discussões

Neste capítulo serão apresentados os resultados dos testes realizados, posteriormente será feita uma discussão dos gráficos gerados no sentido de avaliar a pressurização da contenção, bem como os princípios físicos associados aos resultados obtidos.

O modelo desenvolvido no Cap. 4 é utilizado para uma avaliação numérica do sistema passivo de remoção de calor residual. O código desenvolvido neste trabalho foi feito através do software comercial Mathematica.

Os dados iniciais utilizados no cálculo são mostrados na Tabela 5.1

Tabela 5.1: Propriedades Iniciais da planta.

Volume de água inicial no primário	$354,0m^3$
Pressão inicial no primário	$15,5MPa$
Temperatura inicial no primário	$344,8^{\circ}C$
Volume de ar inicial na contenção	$50.970m^3$
Pressão inicial na contenção	$0,101MPa$
Temperatura inicial na contenção	$27^{\circ}C$

As propriedades térmicas da água e vapor foram tomadas de acordo com temperatura média tanto no circuito primário quanto na contenção. As tabelas de propriedades da água e do vapor foram geradas pelos dados obtidos do site NIST[13], a

partir da interpolação dos dados da tabela de vapor eles são introduzidos no código, as curvas de interpolação encontram-se na Apendice A.

Dois diâmetros de LOCA foram considerados, 6 e 30 polegadas na perna quente.

Foram consideradas as seguintes hipóteses, com o objetivo de simplificação do modelo:

- Foi desprezado o termo de geração de calor referente à potência de decaimento do núcleo;
- As propriedades da água que sai pelo LOCA foram calculadas na região de saturação líquido-vapor;
- Foram desprezados os termos de transferência de calor entre a mistura ar-água na contenção e nas estruturas;
- Não foi considerado a geração de hidrogênio na contenção;
- Os sistemas de injeção de água de emergência no sistema primário não foram modelados.

As figuras 5.1 e 5.2 apresentam a evolução da pressão da contenção, na ocorrência de um LOCA com 6 polegadas e 30 polegadas. O simulação foi feita até que o volume total de água do primário fosse transferido para a contenção, levando 200s para pequeno LOCA e 100s para grande LOCA. Observa-se que para o LOCA com maior diâmetro de abertura, o volume de água do primário se esgotou em aproximadamente segundos, alcançando um pico de pressão aos 15 segundos e se mantendo constante.

Essa diferença de pressão pode ser associada ao tempo de convergência do cálculo e a curva de pressão no primário, dado que foram implementadas duas curvas diferente para os LOCAs, no entanto, os resultados possuem mesmo aspecto e podem ser utilizadas de forma qualitativa para o cálculo conservativo na pressurização da contenção.

As figuras 5.3 e 5.4 demostram a evolução da temperatura da contenção na ocorrência do loca com 6 e 30 polegadas. O comportamento é bastante similar com o

da pressão da contenção. Os tempos simulados foram de 100s para pequeno LOCA e 200s para grande LOCA, esses tempos foram determinados utilizando a quantidade de água do sistema primário.

As figuras 5.5 e 5.6 demonstram a evolução da massa de água na contenção. Observa-se que no LOCA de maior diâmetro, o aumento de água ocorre em um rápido intervalo de tempo devido à rápida despressurização. Já no LOCA de menor diâmetro, a curva de aumento de massa é mais linear. Para o primeiro caso a massa final converge, no segundo essa convergência não é alcançada, devido ao término da água no sistema primário.

As figuras 5.7 e 5.8 demonstram o inventário de água no sistema primário durante o transiente. A escala de tempo para os 2 casos foi limitada até que se esgotasse a quantidade de água no sistema primário.

Os resultados das interpolações utilizadas para essa modelagem encontram-se na Apêndice A, em anexo.

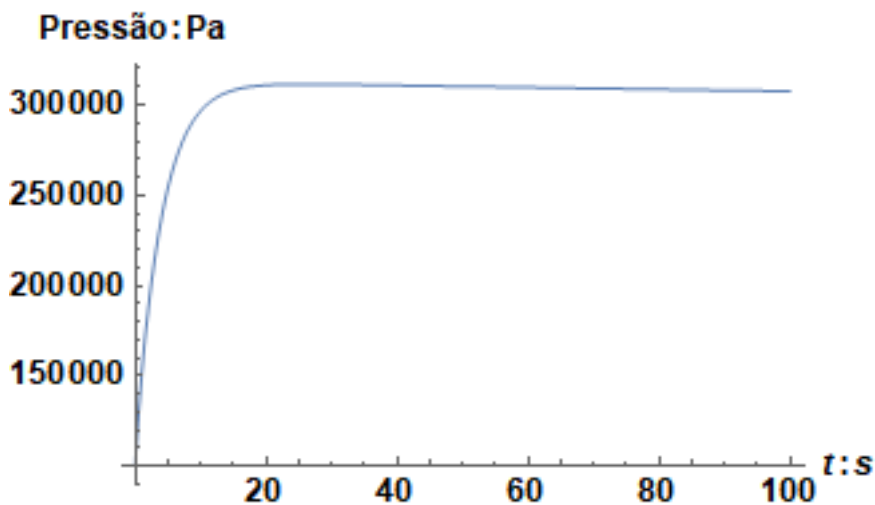


Figura 5.1: Pressão LOCA: 30 polegadas

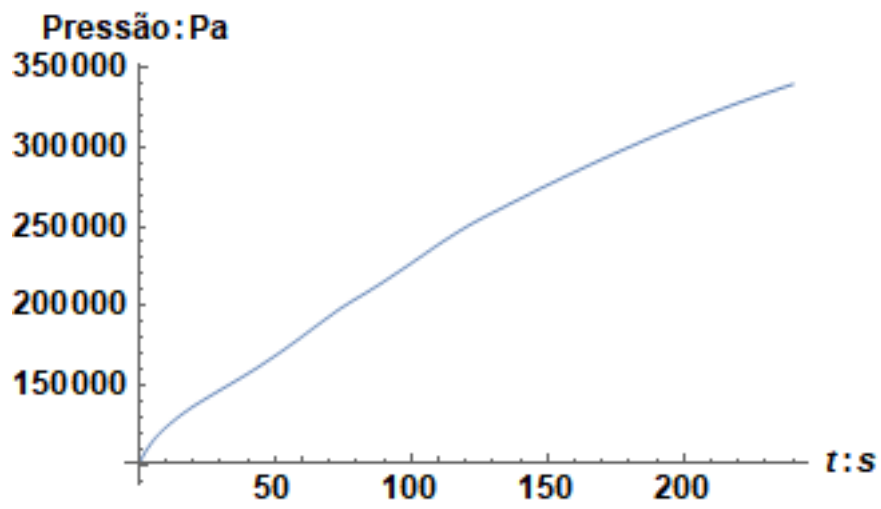


Figura 5.2: Pressão LOCA: 6 polegadas

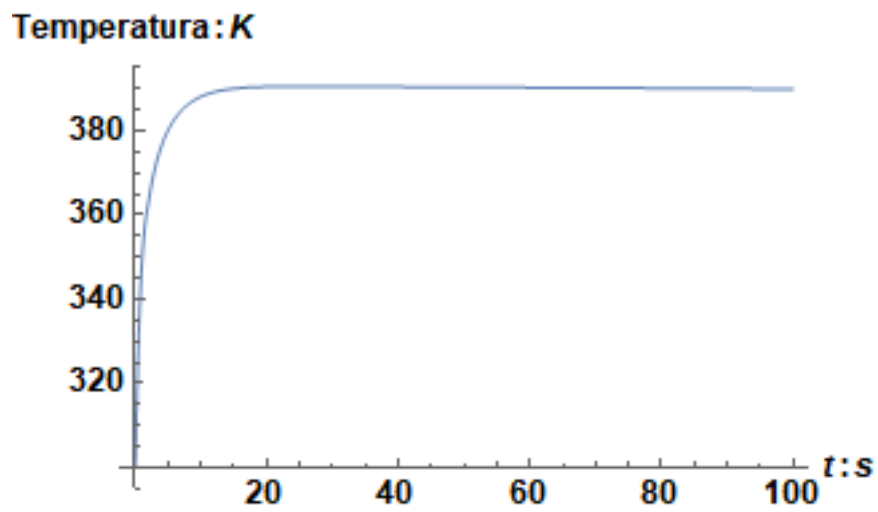


Figura 5.3: Temperatura da contenção LOCA: 30 polegadas

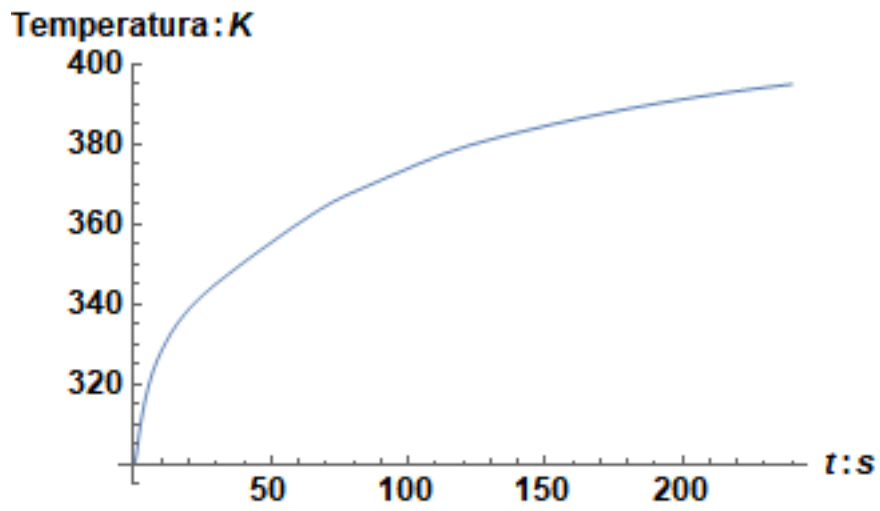


Figura 5.4: Temperatura da contenção LOCA: 6 polegadas

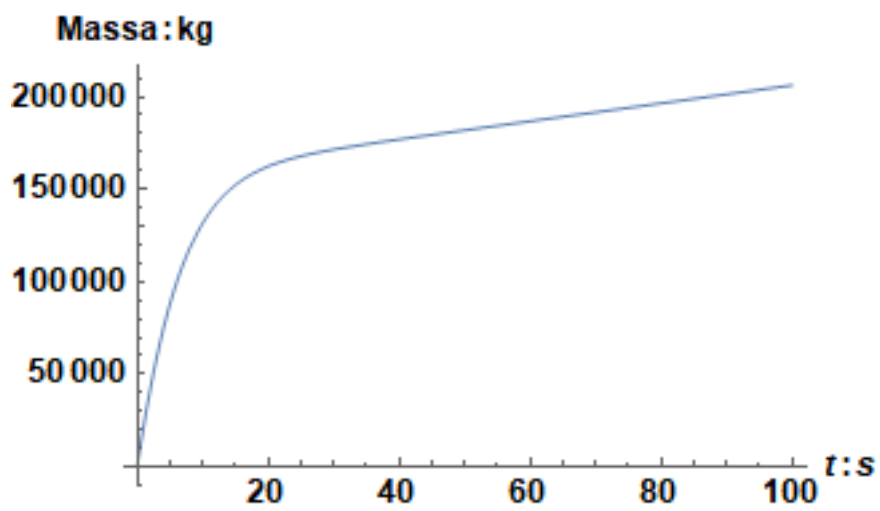


Figura 5.5: Massa de água na contenção LOCA: 30 polegadas

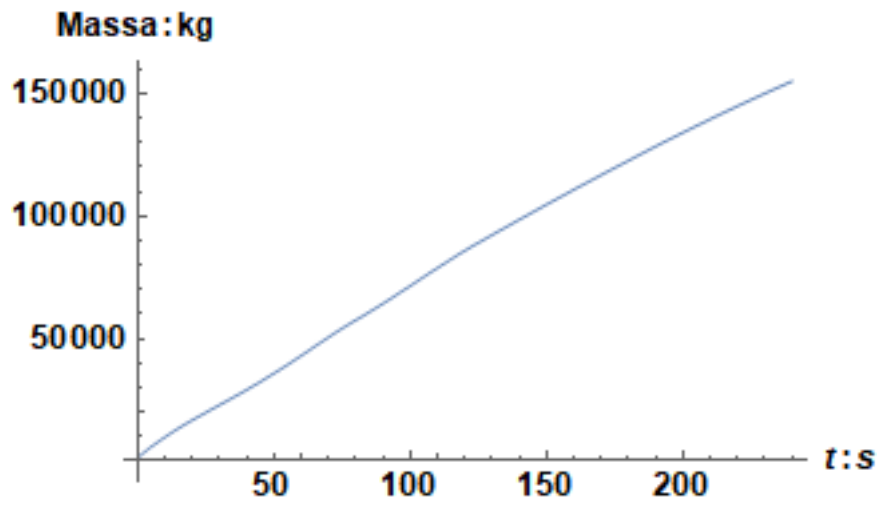


Figura 5.6: Massa de água na contenção LOCA: 6 polegadas

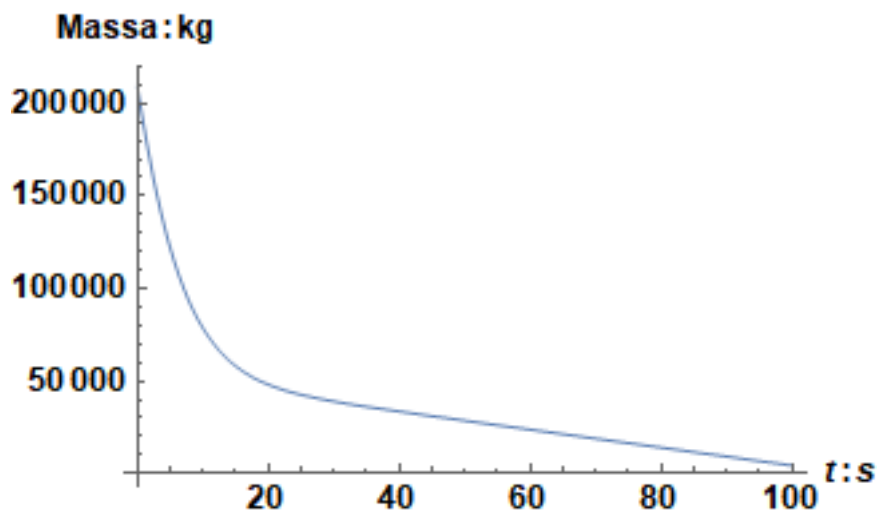


Figura 5.7: Massa de água no sistema primário LOCA: 30 polegadas

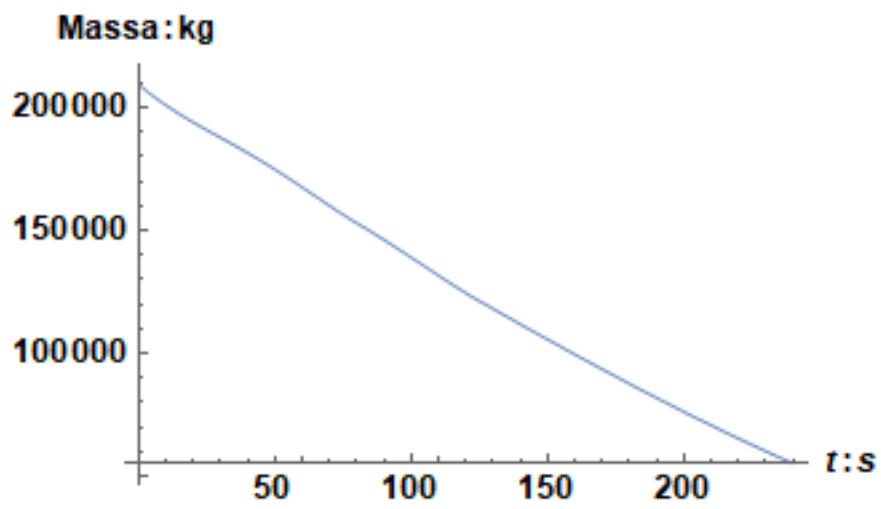


Figura 5.8: Massa de água no sistema primário LOCA: 6 polegadas

Capítulo 6

Conclusões e Sugestões

É possível observar no trabalho resultados qualitativos tanto para o grande LOCA, com um vazamento de diâmetro de ruptura de 30 polegadas quanto para o pequeno LOCA, com vazamento de 6 polegadas de diâmetro.

O comportamento da curva do grande LOCA foi similar ao artigo [9]. Podemos observar que para obter resultados mais precisos seria necessário inserir as hipóteses desconsideradas para o desenvolvimento deste trabalho.

A curva foi bem caracterizada no pequeno LOCA, sendo a curva de base utilizada para o primário do artigo [8].

Observa-se para ambos os casos que inicialmente a pressão aumenta de forma rápida devido à grande diferença de pressão entre o primário - cerca de 155 bar - com a pressão da contenção que é de aproximadamente 1 bar. Dessa forma, em um primeiro momento há grande velocidade da vazão de água na ruptura.

Ao longo do tempo, a diferença da temperatura da água no primário com a temperatura da água da mistura ar + água do vazamento, e ainda, a diferença da pressão é reduzida. Isso faz com que a transferência de energia diminua, consequentemente, a velocidade da água de saída também se reduz.

Para a curva de grande LOCA, é possível observar que a pressão se torna constante no final da curva. Enquanto para um pequeno LOCA, a pressão também é reduzida, mas não conseguimos observar dentro do intervalo de tempo utilizado a mesma convergência. Isso é explicado por não utilizarmos sistemas de injeção de água, logo, faz com que a água do primário termine antes da curva da pressão se

tornar constante.

Como sugestões para trabalhos futuros é possível otimizar os resultados ao realizar os cálculos de pressão, utilizando a potência de decaimento, modelar o sistema de injeção de água de emergência no circuito primário, realizar estudo da transferência de calor nas estruturas da contenção, estudo da liberação de hidrogênio e possível inertização.

Referências Bibliográficas

- [1] A. Karameldin, H. M. E. Temraz, and N. A. Ibrahim, “Beyond-design-basis-accidents passive containment-cooling spray system,” *Nuclear Technology*, vol. 136, no. 1, pp. 1–13, 2001.
- [2] S. Kelm, M. Klauck, S. Beck, H. J. Allelein, G. Preusser, M. Sangiorgi, W. Klein-Hessling, I. Bakalov, A. Bleyer, A. Bentaib, I. Kljenak, M. Stempni-ewicz, P. Kostka, S. Morandi, B. A. del Corno, C. Bratfisch, T. Risken, L. Denk, Z. Parduba, S. Paci, A. Manfredini, A. Slide, P. Juris, J. Jancovic, H. G. Lele, and S. Ganju, “Generic containment: Detailed comparison of containment simulations performed on plant scale,” *Annals of Nuclear Energy*, vol. 74, pp. 165–172, 2014.
- [3] N. E. Todreas and M. S. Kazimi, *Nuclear systems I: Elements of thermal hydraulic design*, vol. 1. Taylor & Francis Group, 2011.
- [4] EPE, “Balanço energético nacional 2019, relatório síntese,” 2019.
- [5] IAEA, “Reactor safety study - an assessment of accident risks in u.s. commercial nuclear power plants. executive summary,” p. 28, 1975.
- [6] M. Joyce, *Chapter 14 - Nuclear Safety and Regulation*. Butterworth-Heinemann, 2018.
- [7] R. Gharari, H. Kazeminejad, N. Kojouri, and A. Hedayat, “A review on hydrogen generation, explosion, and mitigation during severe accidents in light water nuclear reactors,” *International Journal of Hydrogen Energy*, vol. 43, pp. 1939–1965, 2018.

- [8] M. Pawluczyk, P. Mazgaj, S. Gurgacz, M. Gatkowski, and P. Darnowski, “Loss of coolant accident in pressurized water reactor prediction of a 6-inch cold leg break with relap5 and cathare 2,” *Procedia Engineering*, vol. 157, pp. 333–340, 05 2016.
- [9] S. Koshizuka, K. Shimamura, and Y. Oka, “Large-break loss-of-collant accident analysis of a direct-cycle supercritical-pressure light water reactor,” *Annals of Nuclear Energy*, vol. 21, no. 3, pp. 177 – 187, 1994.
- [10] B. De Boeck, “A review of containment accidents,” *Nuclear Engineering and Design*, vol. 145, no. 3, pp. 279–288, 1993.
- [11] D. Papini, D. Grgic, A. Cammi, and M. E. Ricotti, “Analysis of different containment models for iris small break loca, using gothic and relap5 codes,” *Nuclear Engineering and Design*, vol. 241, no. 4, pp. 1152–1164, 2011.
- [12] O. Noori-Kalkhoran, A. S. , and R. Ahangari, “Simulation of containment pressurization in a large break-loss of coolant accident using single-cell and multicell models and contain code,” *Nuclear Engineering and Technology*, vol. 48, no. 5, pp. 1140 – 1153, 2016.
- [13] "NIST", “Nist thermophysical properties of fluid systems,” 2017.

Apêndice A: Propriedades da água

Curvas de propriedades de água saturada foram geradas pelos dados obtidos do site de NIST (*National Institute of Standards and Technology*) [13].

Curvas de energias internas específicas de líquido saturado (u_f), de vapor saturado (u_g), e de evaporação (u_{fg}) são geradas em função de temperatura na faixa de 298 K a 618 K, como mostradas na Fig. 6.1.

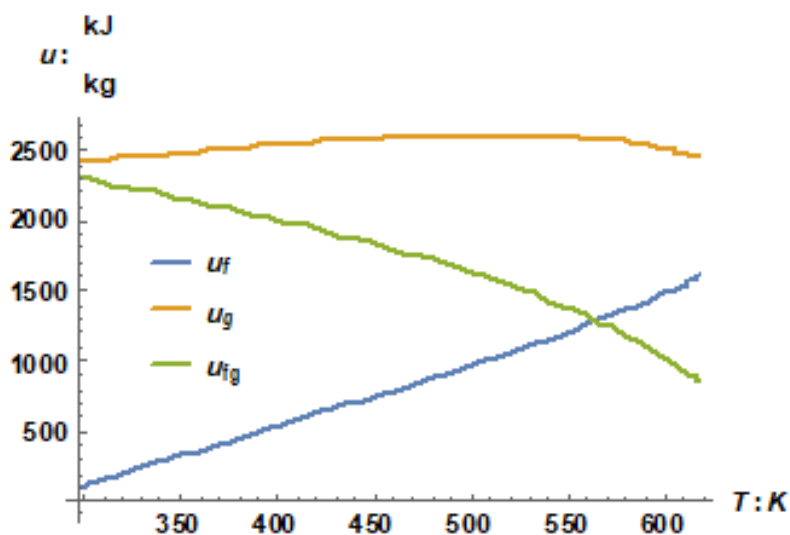


Figura 6.1: Energias internas específicas de líquido saturado (u_f), de vapor saturado (u_g), e de evaporação (u_{fg}) em função de temperatura.

Curvas de energias internas específicas de líquido saturado (u_f), de vapor saturado (u_g), e de evaporação (u_{fg}) são geradas também em função de pressão na faixa de 3 kPa a 15,52 MPa, como mostradas na Fig. 6.2.

Curvas de entalpias específicas de líquido saturado (h_f), de vapor saturado (h_g), e de evaporação (h_{fg}) são geradas em função de pressão na faixa de 3 kPa a 15,52 MPa, como mostradas na Fig. 6.3.

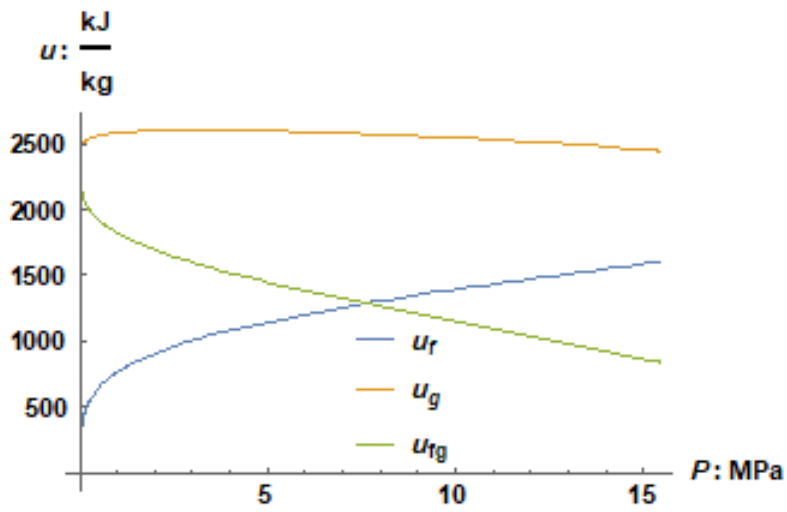


Figura 6.2: Energias internas específicas de líquido saturado (u_f), de vapor saturado (u_g), e de evaporação (u_{fg}) em função de pressão.

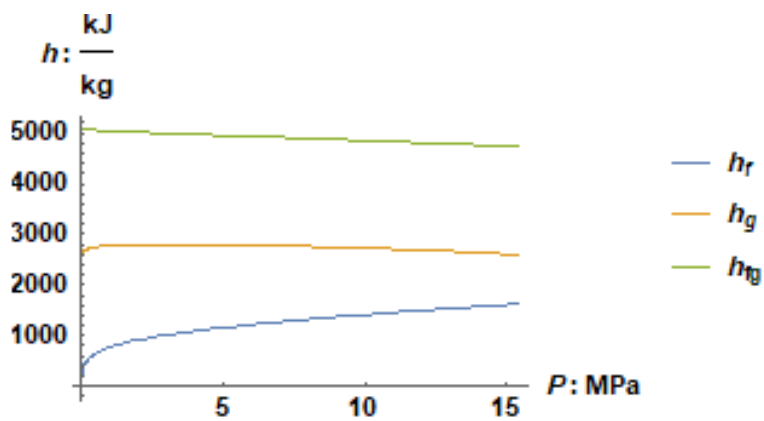


Figura 6.3: Entalpias específicas de líquido saturado (h_f), de vapor saturado (h_g), e de evaporação (h_{fg}) em função de pressão.

Curva de volume específico de evaporação (v_{fg}) é gerada em função de pressão na faixa de 3 kPa a 15,52 MPa, como mostradas na Fig. 6.4 para a faixa de 0,4 MPa a 15,52MPa.

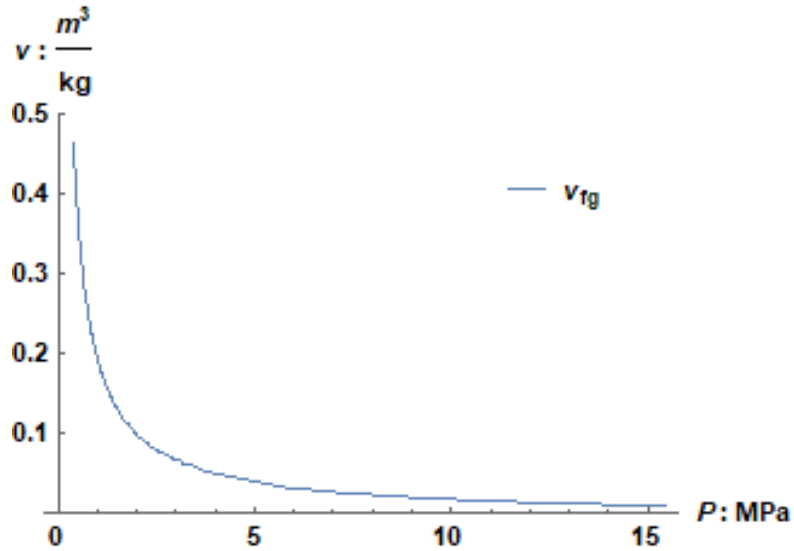


Figura 6.4: Volume específico de evaporação (v_{fg}) em função de pressão.

Curva de calor específico de líquido saturado ($c_{p,f}$) é gerada em função de pressão na faixa de 3 kPa a 15,52 MPa, como mostradas na Fig. 6.5.

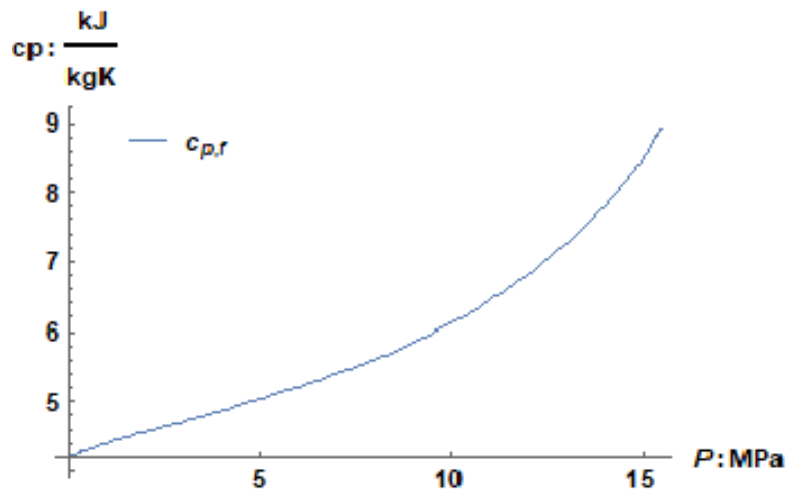


Figura 6.5: Calor específico de líquido saturado ($c_{p,f}$) em função de pressão.