

UNIVERSIDADE FEDERAL DE ITAJUBÁ
INSTITUTO DE ENGENHARIA MECÂNICA
PROGRAMA DE PÓS-GRADUAÇÃO EM ENGENHARIA MECÂNICA

DISSERTAÇÃO DE MESTRADO

**Uso de Análise Exergética para Diagnóstico de Centrais Nucleares
com Reatores PWR**

Autor: **Maicon Queiroz Hilário**

Orientador: **Prof. Dr. Rogério José da Silva**

Itajubá, Fevereiro de 2017

UNIVERSIDADE FEDERAL DE ITAJUBÁ
INSTITUTO DE ENGENHARIA MECÂNICA
PROGRAMA DE PÓS-GRADUAÇÃO EM ENGENHARIA MECÂNICA

Maicon Queiroz Hilário

**Uso de Análise Exergética para Diagnóstico de Centrais Nucleares
com Reatores PWR**

Dissertação submetida ao Programa de Pós-Graduação em Engenharia Mecânica como parte dos requisitos para obtenção do Título de Mestre em Ciências em Engenharia Mecânica.

Área de Concentração: Térmica, Fluidos e Máquinas de Fluxo

Orientador: Rogério José da Silva

Itajubá, Fevereiro de 2017

UNIVERSIDADE FEDERAL DE ITAJUBÁ
INSTITUTO DE ENGENHARIA MECÂNICA
PROGRAMA DE PÓS-GRADUAÇÃO EM ENGENHARIA MECÂNICA

Maicon Queiroz Hilário

**Uso de Análise Exergética para Diagnóstico de Centrais Nucleares
com Reatores PWR**

**Dissertação aprovada por banca examinadora em 16
de fevereiro de 2017, conferindo ao autor o título de
Mestre em Ciências em Engenharia Mecânica.**

Banca Examinadora:

Prof. Dr. Dagoberto Cássio da Silva – CEFET-MG

Prof. Dr. Genésio José Menon - UNIFEI

Prof. Dr. Rogério José da Silva - UNIFEI

Itajubá – MG

2017

DEDICATÓRIA

A Deus pelo dom da vida e por me capacitar a cada momento dessa caminhada, permitindo que eu chegasse com êxito ao final dessa etapa. Sem Ele, eu nada poderia fazer.

A meus pais e irmãos por estarem sempre ao meu lado e acreditarem em mim. Essa caminhada me fez estar ausente em muitos momentos, mas vocês estarão sempre presentes no meu coração.

AGRADECIMENTOS

Ao Instituto de Engenharia Mecânica da Universidade Federal de Itajubá pelo curso de Pós-Graduação e a CAPES/ELETRONUCLEAR pelo apoio financeiro.

Ao Prof. Dr. Rogério José da Silva pela orientação desta dissertação, o qual sempre se mostrou paciente e acessível para o desenvolvimento do trabalho.

Aos meu pais, Nilson e Nádia, pela educação dada e por sempre primarem pelos meus estudos.

Aos meus irmãos, Ronderson e Rárisson, por sempre estarem ao meu lado.

Aos amigos de pós-graduação por participarem de toda essa etapa, compartilhando conhecimento e deixando os dias mais leves.

A todos que de alguma forma contribuíram para que esse projeto de pesquisa se concretizasse. Muito obrigado!

RESUMO

HILÁRIO, Maicon Queiroz. *Uso de Análise Exergética para Diagnóstico de Centrais Nucleares com Reatores PWR.* 2017. 164p. Dissertação (Mestrado) - Universidade Federal de Itajubá UNIFEI, Programa de Pós-Graduação em Engenharia Mecânica, Itajubá.

O investimento em pesquisas no campo da energia nuclear revela que a mesma é uma fonte de geração de energia em que está em constante desenvolvimento. A seu favor pesa o fato de apresentar baixo nível de emissões de gases de efeito estufa, alta confiabilidade no fornecimento de energia elétrica, menores áreas para instalação da usina e reservas de combustível abundantes. Diante desse cenário, faz-se necessário conhecer melhor os processos e as tecnologias que envolvem esse campo do conhecimento. Portanto, este trabalho apresenta uma análise exergética de uma usina termonuclear com reator de água pressurizada (PWR) com uma potência elétrica de 1.770 MW e potência térmica de 4.614 MW. As análises foram realizadas para duas condições de operação: condição de projeto e válvulas completamente abertas. Com a análise exergética foi possível determinar as eficiências exergéticas da usina e de cada equipamento da usina de forma individual, sendo possível discriminar as porcentagens de irreversibilidades e identificar e quantificar os locais de maiores destruições exergéticas. As análises permitiram observar e avaliar o comportamento termodinâmico da usina nas duas condições de operação, onde a operação com as válvulas completamente abertas apresentou maiores irreversibilidades do que na condição de projeto, e por consequência, uma eficiência exergética inferior. Em ambos os casos o reator foi o equipamento responsável pelas maiores irreversibilidades do ciclo.

Palavras-Chave: Energia Nuclear, Análise Exergética, Usina Termonuclear PWR

ABSTRACT

HILÁRIO, Maicon Queiroz. *Use of Exergetic Analysis for the Diagnosis of Nuclear Power Plants with Reactors PWR.* 2017. 164p. Dissertation (Master's Degree) - Federal University of Itajubá UNIFEI, Post-Graduation Program in Mechanical Engineering, Itajubá.

The investment related to research in the nuclear energy field reveals that it is a source of energy generation that is in constant development. On its side there is the fact that it presents low level of emissions of greenhouse gases, high reliability in the electric power supply, smaller areas for installation of the plant and abundant fuel reserves. According to this scenario, it is necessary to know the processes and the technologies that involve this field of knowledge in a better way. Therefore, this work presents an exergetic analysis of a nuclear power plant with a pressurized water reactor (PWR) with a electric power of 1,770 MW and thermal power of 4,614 MW. The analyzes were performed on two operating conditions: design condition and valves wide open. From the exergetic analysis was possible to determine the exergetic efficiencies of the power plant and of each power plant's equipment individually, and to discriminate the percentages of irreversibilities and also identify and quantify the sites of greatest exergetic destruction. The analyzes allowed to observe and evaluate the thermodynamic behavior of the plant for the two operating conditions, where the operation with the valves wide open presented greater irreversibilities than in the design condition, and consequently a lower exergetic efficiency. In both cases the reactor was the equipment responsible for the major irreversibilities of the cycle.

Keywords: Nuclear Energy, Exergetic Analysis, PWR Nuclear Power Plant.

Lista de Figuras

Figura 2.1 - Usina Termonuclear Angra 1	26
Figura 2.2 - Usina Termonuclear Angra 2	28
Figura 2.3 - Usina Termonuclear Angra 3	30
Figura 2.4 - Reatores em Operação por Idade	38
Figura 2.5 - Emissões de GEE Durante o Ciclo de Vida de Diversas Fontes de Geração de Energia	43
Figura 2.6 - Fator de capacidade dos países por fonte de energia (2008 a 2012).....	44
Figura 3.1 - Evolução das Gerações dos Reatores Nucleares.....	49
Figura 3.2 - Usina Termonuclear PWR	55
Figura 3.3 - Sistema de Refrigeração do Reator de 2-Loop da Westinghouse	57
Figura 3.4 - Sistema de Refrigeração do Reator de 3-Loop da Westinghouse	58
Figura 3.5 - Sistema de Refrigeração do Reator de 4-Loop da Westinghouse	58
Figura 3.6 - Vaso do Reator Nuclear	60
Figura 3.7 - Elemento Combustível.....	61
Figura 3.8 - Padrão de Carregamento de Combustível.....	62
Figura 3.9 - Edifício do Reator.....	63
Figura 3.10 - Gerador de Vapor.....	64
Figura 3.11 - Bomba de Resfriamento do Reator	67
Figura 3.12 - Pressurizador.....	68
Figura 3.13 - Condições de Vapor de uma Usina Fóssil e uma Usina Termonuclear.....	71
Figura 3.14 - Vazão de Vapor de uma Usina Fóssil e uma Usina Termonuclear	72
Figura 3.15 - Turbina Nuclear da General Electric	73
Figura 3.16 - Usina Termonuclear BWR.....	74
Figura 3.17 - Reator BWR.....	75
Figura 3.18 - Reator CANDU.....	77
Figura 3.19 - Calandria de um reator CANDU	78
Figura 4.1 - Representação dos Fluxos do Reator	85
Figura 4.2 - Representação dos Fluxos da Bomba	86
Figura 4.3 - Representação dos Fluxos da Turbina	87
Figura 4.4 - Representação dos Fluxos da Turbina com Extrações.....	87
Figura 4.5 - Representação dos Fluxos de um Trocador de Calor	88
Figura 5.1 - Layout da Usina EPR.....	99
Figura 5.2 - Diagrama Esquemático da Usina EPR.....	103
Figura 5.3 – Comparação das Irreversibilidades Geradas no Ciclo Primário e Secundário na Condição de Projeto.....	120
Figura 5.4 – Comparação das Irreversibilidades Geradas no Ciclo Primário na Condição de Projeto.....	120
Figura 5.5 – Comparação das Irreversibilidades Geradas no Ciclo Secundário na Condição de Projeto.....	121
Figura 5.6 - Comparação das Irreversibilidades Geradas no Ciclo Primário e Secundário na Condição das Válvulas Completamente Abertas.....	124
Figura 5.7 - Comparação das Irreversibilidades Geradas no Ciclo Primário na Condição das Válvulas Completamente Abertas	124
Figura 5.8 - Comparação das Irreversibilidades Geradas no Ciclo Secundário na Condição das Válvulas Completamente Abertas	125
Figura 5.9 – Equipamentos com Maiores Contribuições de Irreversibilidades nos Dois Casos Analisados.....	125

Lista de Tabelas

Tabela 2.1 - Descrição Geral da Escala Internacional de Eventos Radiológicos e Nucleares	23
Tabela 2.2 – Indicadores de Desempenho Angra 1	27
Tabela 2.3 – Indicadores de Desempenho Angra 2	29
Tabela 2.4 - Eletricidade Gerada Através da Energia Nuclear de 1996 a 2015	31
Tabela 2.5 - Reatores em Operação	32
Tabela 2.6 - Reatores em Operação por Tipo	33
Tabela 2.7 - Reatores em Operação por Região	33
Tabela 2.8 - Participação da Energia Nuclear na Matriz Energética dos Países Ano 2015	34
Tabela 2.9 - Reatores em Construção	35
Tabela 2.10 - Reatores em Construção por Tipo	36
Tabela 2.11 - Reatores em Construção por Região	36
Tabela 2.12 - Reatores Desligados Permanentemente por País	37
Tabela 2.13 - Reatores Desligados Permanentemente por Tipo	37
Tabela 2.14 - Reatores Desligados Permanentemente por Região	38
Tabela 2.15 - Reatores em Operação por Idade e Capacidade Elétrica (MW)	39
Tabela 2.16 - Reatores Nucleares no Mundo e Urânio Requerido	40
Tabela 2.17 - Emissões de CO2 Evitadas com o Uso da Energia Nuclear	44
Tabela 2.18 - Fator de Capacidade de Diversas Fontes de Energia nos EUA de 2013 a 2016	45
Tabela 2.19 - Recursos de Urânio Disponíveis em 2015	47
Tabela 3.1 - Parâmetros de Projeto de Reatores PWR da Westinghouse	59
Tabela 3.2 - Dados de Projeto de um Gerador de Vapor da Westinghouse	65
Tabela 3.3 - Dados de Projeto de uma Bomba de Resfriamento do Reator da Westinghouse	67
Tabela 3.4 - Dados de Projeto de Pressurizadores da Westinghouse	70
Tabela 3.5 – Dados Técnicos de Modelos de Turbinas Nucleares da General Electric	72
Tabela 3.6 – Características dos Reatores da Geração IV	80
Tabela 5.1 - Dados Técnicos de Projeto da Usina EPR	101
Tabela 5.2 – Descrição dos Fluxos Associados à Usina EPR	104
Tabela 5.3 - Dados Termodinâmicos da Usina EPR em sua Operação de Projeto	107
Tabela 5.4 - Dados Termodinâmicos da Usina EPR com Válvulas Completamente Abertas	110
Tabela 5.5 - Fluxos Energéticos e Exergéticos da Usina EPR em Operação de Projeto	112
Tabela 5.6 - Fluxos Energéticos e Exergéticos da Usina EPR com Válvulas Completamente Abertas	115
Tabela 5.7 - Eficiências Energéticas e Exergéticas do Circuito Secundário e Global da Usina EPR em Operação de Projeto	117
Tabela 5.8 - Eficiências Energéticas e Exergéticas do Circuito Secundário e Global da Usina EPR com Válvulas Completamente Abertas	117
Tabela 5.9 - Irreversibilidades e Eficiência Exergética da Usina EPR em Operação de Projeto	118
Tabela 5.10 - Irreversibilidades e Eficiência Exergética da Usina EPR com Válvulas Completamente Abertas	122

Lista de Abreviaturas e Siglas

BWR	-	Boiling Water Reactor
CANDU	-	Canada Deuterium Uranium
CEA	-	Commissariat à l'Énergie Atomique et aux Energies Alternatives
CNAEA	-	Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto
CNEN	-	Comissão Nacional de Energia Nuclear
EIA	-	United States Energy Information Administration
EPE	-	Empresa de Pesquisa Energética
EPR	-	Evolutionary Pressurized Reactor
FBR	-	Fast Breeder Reactor
FURNAS		Furnas Centrais Elétricas S.A.
GCR	-	Gas Cooled Reactor
GE	-	General Electric
GEE	-	Gases de Efeito Estufa
GIF	-	Generation IV International Forum
GFR	-	Gas Cooled Fast Reactor
GW	-	Gigawatts
GWh	-	Gigawatts Hora
HTGR	-	High Temperature Gas Cooled Reactor
HWGCR	-	Heavy Water Gas Cooled Reactor
HWLWR	-	Heavy Water Light Water Reactor
Hz	-	Hertz
IAEA	-	International Atomic Energy Agency
IEA	-	International Energy Agency
INB	-	Indústrias Nucleares do Brasil S.A.

INES	-	International Nuclear and Radiological Event Scale
kW	-	Quilowatts
LFR	-	Lead Cooled Fast Reactor
LWGR		Light Water Graphite Reactor
LWR	-	Light Water Reactor
MOX	-	Mixed Oxide
MSR	-	Molten Salt Reactor
MW	-	Megawatts
NRC	-	United States Nuclear Regulatory Commission
NUCLEP	-	Nuclebrás Equipamentos Pesados S.A.
PDE	-	Plano Decenal de Expansão de Energia
PHWR	-	Pressurized Heavy Water Reactor
PWR	-	Pressurized Water Reactor
RBMK	-	Reaktor Bolshoy Moshchnosty Kanalny, High Power Channer Reactor
rpm	-	Rotações por Minuto
SCWR	-	Supercritical Water Cooled Reactor
SFR	-	Sodium Cooled Fast Reactor
SGHWR	-	Steam Generating Heavy Water Reactor
TWh	-	Terawatts Hora
VHTR	-	Very High Temperature Reactor
WNA	-	World Nuclear Association

Simbologia

Símbolos Latinos

\dot{Q}	-	Taxa de Transferência de Calor
\dot{W}	-	Potência
\dot{m}	-	Vazão Mássica
h	-	Entalpia Específica
h_0	-	Entalpia Específica do Ambiente de Referência
s	-	Entropia Específica
s_0	-	Entropia Específica do Ambiente de Referência
\dot{E}	-	Fluxo Energético
P_0	-	Pressão do Ambiente de Referência
T_0	-	Temperatura do Ambiente de Referência
B	-	Exergia Específica
\dot{B}	-	Exergia Total ou Fluxo Exergético
I	-	Irreversibilidade
\dot{E}_d	-	Exergia Destruída
B_{ph}	-	Exergia Física
B_{ch}	-	Exergia Química
B_k	-	Exergia Cinética
B_p	-	Exergia Potencial

Letras Gregas

- γ - Raio Gama
- η - Eficiência Energética
- ψ - Eficiência Exergética
- δ - Irreversibilidade Percentual dos Equipamentos
- Δ - Variação
- v - Volume Específico

Subscritos

- vc - Volume de Controle
- e - Entrada
- s - Saída
- 0 - Condição Ambiente
- iso - Isoentrópico

Sumário

RESUMO.....	5
ABSTRACT	6
LISTA DE FIGURAS.....	7
LISTA DE TABELAS.....	8
LISTA DE ABREVIATURAS E SIGLAS	9
SIMBOLOGIA.....	11
CAPÍTULO 1.....	15
1. INTRODUÇÃO	15
1.1. MOTIVAÇÃO DO TRABALHO	15
1.2. OBJETIVOS DO PRESENTE TRABALHO.....	16
1.3. CONTRIBUIÇÕES DO PRESENTE TRABALHO.....	17
1.4. DESENVOLVIMENTO DO PRESENTE TRABALHO	17
CAPÍTULO 2.....	19
2. A ENERGIA NUCLEAR.....	19
2.1. BREVE HISTÓRICO DA ENERGIA NUCLEAR.....	19
2.2. DESENVOLVIMENTO DA INDÚSTRIA NUCLEAR NO BRASIL.....	24
2.3. ESTADO ATUAL DA INDÚSTRIA DE ENERGIA NUCLEAR DO BRASIL	25
2.4. PANORAMA DA ENERGIA NUCLEAR NO MUNDO.....	30
2.5. DISPONIBILIDADE DE RECURSOS PARA ENERGIA NUCLEAR.....	46
CAPÍTULO 3.....	49
3. REATORES NUCLEARES.....	49
3.1. REATORES A ÁGUA LEVE	54
3.1.1. REATORES PWR	54
3.1.1.1. VASO DO REATOR	59
3.1.1.2. GERADOR DE VAPOR	64
3.1.1.3. BOMBA DE REFRIGERAÇÃO DO REATOR	66
3.1.1.4. PRESSURIZADOR.....	67
3.1.1.5. TURBINAS DE USINAS NUCLEARES	70
3.1.2. REATORES BWR.....	73
3.2. REATORES PHWR.....	76
3.3. REATORES RÁPIDOS	78
3.4. REATORES DA GERAÇÃO IV	80
CAPÍTULO 4.....	82
4. FUNDAMENTAÇÃO TEÓRICA.....	82
4.1. ANÁLISE ENERGÉTICA.....	83
4.1.1. REATOR.....	85
4.1.2. BOMBAS.....	86
4.1.3. TURBINA.....	86
4.1.4. TROCADORES DE CALOR (GERADOR DE VAPOR, AQUECEDORES, REAQUECEDORES, SEPARADOR DE UMIDADE, DESAERADOR E CONDENSADOR).....	88
4.2. ANÁLISE EXERGÉTICA.....	89
4.2.1. AMBIENTE DE REFERÊNCIA.....	92
4.2.2. EQUAÇÕES.....	92
4.2.3. REATOR.....	94
4.2.4. BOMBAS.....	95
4.2.5. TURBINAS.....	95

4.2.6. TROCADORES DE CALOR (GERADOR DE VAPOR, AQUECEDORES, REAQUECEDORES, SEPARADOR DE UMIDADE, DESAERADOR E CONDENSADOR).....	96
4.3. DIAGNÓSTICO TERMODINÂMICO DE CENTRAIS TÉRMICAS.....	97
CAPÍTULO 5	99
5. ESTUDO DE CASO	99
5.1. USINA TERMONUCLEAR EPR	99
5.2. ANÁLISE DOS RESULTADOS	107
CAPÍTULO 6	126
6. CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES	126
6.1. CONCLUSÃO.....	126
6.2. RECOMENDAÇÕES.....	127
REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	128
APÊNDICE A	136
APÊNDICE B.....	146
APÊNDICE C	149

CAPÍTULO 1

1. INTRODUÇÃO

No decorrer dos anos, as usinas nucleares passaram por transformações como o aumento na capacidade instalada e o desenvolvimento de melhores sistemas de segurança. Desde a década de 70 a energia nuclear tem tido um crescimento e participação importante na matriz energética mundial, tendo passado de 0,9% em 1973 para 4,8% em 2014 em termos de capacidade instalada. Para a produção de eletricidade, a energia nuclear deu um salto na participação mundial de 3,3% em 1973 para 10,7% em 2014, aumento de 224% (IEA, 2016).

Em 1996, o mundo contava com 440 reatores nucleares ativos que representavam uma capacidade elétrica instalada de 348,58 GW (IAEA, 2016a). Em 2017 o mundo conta com 411 reatores nucleares em operação cuja capacidade elétrica instalada é 355,704 GW (IAEA, 2017). Essa redução no número de reatores se deve ao fato de o Japão ter desligado a maioria das suas usinas nucleares devido ao acidente nas usinas de Fukushima em 2011. Há ainda 59 reatores em construção que representam uma capacidade elétrica instalada de 58,595 GW (IAEA, 2016e).

Os Estados Unidos são o país com a maior capacidade instalada de energia nuclear no mundo, com 99.868 MW elétricos em sua matriz energética contando com 99 reatores nucleares em operação. A França, país com a maior participação de energia nuclear em sua matriz energética (76,3%), tem uma capacidade instalada de 63.130 MW elétricos e 58 reatores operando (IAEA, 2017).

O Brasil atualmente conta com uma capacidade instalada provenientes da energia nuclear de 1.990 MW elétricos, e planeja para 2023, segundo o Plano Decenal de Expansão de Energia (PDE 2023), contar com uma capacidade instalada de 3.395 MW elétricos (EPE, 2014), um acréscimo de 70,6%, proveniente da inauguração da Usina de Angra 3, que será a terceira usina da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto (CNAAA).

1.1. MOTIVAÇÃO DO TRABALHO

Com as mudanças climáticas, tem-se a energia nuclear como uma opção para o aumento da capacidade instalada de energia em diversos países, em substituição a usinas térmicas a carvão.

Por consequência, cria-se uma necessidade de conhecer melhor os processos de uma usina termonuclear, visto o seu crescimento no cenário mundial. As usinas com reator do tipo *Pressurized Water Reactor* (PWR) são a maioria nos sistemas em operação, bem como em projetos em execução, sendo, portanto, o reator mais difundido, com cerca de 65% dos reatores operando no mundo atualmente (IAEA, 2017).

Essa dissertação busca através da ferramenta da análise exérgica realizar um diagnóstico de uma usina termonuclear, a fim de identificar a eficiência pela Segunda Lei e as irreversibilidades da usina, permitindo a identificação dos pontos ou equipamentos da instalação que devem merecer atenção especial no projeto ou operação, com base na sua contribuição para a geração de irreversibilidades.

Finalmente, através do diagnóstico, busca-se compreender como será a operação da usina a condições de funcionamento diferentes daquelas previstas em seu projeto original, tendo como base os dados da usina como pressão, temperatura e vazões mássicas.

A metodologia de simulação será com base na informação de projeto dos equipamentos, permitindo elaborar uma comparação entre a operação de projeto e a operação em diferentes condições. O modelo elaborado permitirá quantificar o impacto das mudanças dos parâmetros operacionais sobre os indicadores de desempenho do ciclo térmico.

Além disso, a utilização do diagnóstico é interessante, pois busca melhorar a confiabilidade e a disponibilidade das centrais nucleares.

É importante apresentar a definição de diagnóstico termodinâmico, tendo o cuidado de não confundir com diagnóstico mecânico dos equipamentos. Este é baseado em análise de vibrações, análise de ruídos, análise de óleo, e tem como objetivo descobrir a causa raiz do problema. Os dois tipos de diagnósticos se complementam, o termodinâmico indica o componente do ciclo onde existem as maiores irreversibilidades e o mecânico é usado para detecção da causa raiz das anomalias no componente indicado pelo diagnóstico termodinâmico (DA SILVA, 2009).

1.2. OBJETIVOS DO PRESENTE TRABALHO

O presente trabalho tem como objetivo geral realizar um estudo para diagnóstico de centrais nucleares com reatores PWR através do uso de ferramentas de análise exérgica.

Dentro desse objetivo geral, desmembram-se vários objetivos específicos:

- Fazer uma revisão bibliográfica dos diferentes tipos de reatores nucleares, especificamente o PWR;
- Desenvolver um estudo com a ferramenta de análise exergetica para o ciclo de uma usina termonuclear com reator PWR, buscando conhecer a sua operação;
- Identificar as irreversibilidades de todos os equipamentos da central nuclear, bem como apontar aqueles que são responsáveis pelas maiores destruições exergeticas;
- Realizar um estudo de diagnóstico da central nuclear para observar o seu comportamento frente às mudanças das propriedades termodinâmicas;
- Comparação das condições de projeto e das válvulas completamente abertas.

1.3. CONTRIBUIÇÕES DO PRESENTE TRABALHO

A principal contribuição do presente trabalho é analisar energeticamente e exergeticamente uma usina termonuclear que utiliza um reator PWR, permitindo desse modo identificar e quantificar as principais irreversibilidades nos diversos equipamentos que compõem a usina, possibilitando dessa forma nortear os esforços nos equipamentos menos eficientes a fim de melhorar a eficiência global da usina.

Nesse contexto, um estudo do comportamento da usina frente às variações nas condições de operação (pressão, temperatura, vazão mássica) também é analisado.

1.4. DESENVOLVIMENTO DO PRESENTE TRABALHO

O presente trabalho está dividido em 6 capítulos. O Capítulo 1 apresenta uma introdução sobre o assunto relatando as motivações e objetivos do trabalho.

O Capítulo 2 mostra um breve histórico da energia nuclear, o panorama da mesma no mundo e a disponibilidade de recursos.

O Capítulo 3 contém uma revisão bibliográfica dos principais reatores utilizados no mundo mostrando o seu princípio de funcionamento e os principais equipamentos.

No Capítulo 4 é apresentada a modelagem para a realização da análise exérgica do estudo de caso do presente trabalho e uma breve revisão bibliográfica a respeito de diagnóstico termodinâmico.

O Capítulo 5 apresenta os detalhes do *Evolutionary Pressurized Reactor* (EPR) que é objeto de estudo do presente trabalho e os resultados da análise exérgica do estudo de caso.

Por fim, o Capítulo 6 é destinado às conclusões e sugestões para trabalhos futuros.

CAPÍTULO 2

2. A ENERGIA NUCLEAR

A energia nuclear é a energia derivada da fissão (divisão) dos núcleos de elementos pesados, tais como o urânio e o tório, ou a partir da fusão (combinação) dos núcleos de elementos leves, tais como o deutério ou trítio. Partículas postas em movimento por estes processos de fissão e fusão produzem energia térmica praticamente de forma instantânea (EUGENE *et al.*, 2007). Destes dois processos, a fissão nuclear é o principal na geração de energia nuclear.

Se por um lado a energia nuclear é uma fonte de eletricidade confiável e que não emite gases do efeito estufa, por outro, permanecem sobre ela a desconfiança a respeito da vulnerabilidade das usinas nucleares para os acidentes, e as possíveis repercussões dos mesmos não só para a saúde humana, mas também para o meio ambiente.

Independentemente de como o debate sobre a energia nuclear será eventualmente resolvido, a geração de eletricidade a partir de instalações existentes continuará a desempenhar um papel importante no curto e médio prazo, uma vez que países como Estados Unidos, França, China, Rússia e Coreia do Sul têm uma grande capacidade instalada de energia nuclear e, outras usinas nesses e demais países estão em fase de conclusão, num momento em que a demanda por eletricidade continua a crescer.

A expansão do uso da energia nuclear, ou a sua utilização através de um período de tempo mais longo, vai exigir, no entanto, um consenso mundial mais sólido na invulnerabilidade no projeto dessas usinas.

2.1. BREVE HISTÓRICO DA ENERGIA NUCLEAR

A origem da energia nuclear começa com o desenvolvimento de armas nucleares através do uso da fissão descontrolada de combustíveis para criar uma explosão. Fissão em uma arma nuclear não é controlada no sentido de que, uma vez que a reação em cadeia do combustível das armas começa, uma fração substancial do combustível nuclear é consumido dentro de uma fração de segundo, o que leva a uma liberação de energia extremamente poderosa e destrutiva.

Em 2 de Dezembro de 1942, dentro do projeto militar dos Estados Unidos da América (EUA), a primeira reação em cadeia ocorreu no reator Chicago Pile 1 sob a liderança de Enrico

Fermi. Até hoje é um grande fardo para qualquer aplicação da tecnologia nuclear que seu primeiro uso foi o desenvolvimento de uma arma nuclear e sua aplicação na Segunda Guerra Mundial (IAEA, 2009).

Após a Segunda Guerra Mundial, o governo dos EUA encorajou o desenvolvimento da energia nuclear para fins civis pacíficos. Em 1953, o presidente Eisenhower propôs seu programa Átomos para a Paz, que estabeleceu o curso para o desenvolvimento da energia nuclear civil no mundo ocidental (IAEA, 2009).

Muitos dos cientistas envolvidos no desenvolvimento de armas nucleares defendiam a aplicação da energia nuclear para aplicações não militares, como a geração de eletricidade. Vários países compartilharam as primeiras etapas em seu desenvolvimento em tempo de paz. Em 1951, os cientistas da National Reactor Testing Station em Idaho, EUA, os atuais Idaho National Laboratory, geraram eletricidade para uso dentro de um edifício pela primeira vez. Em 1954, um reator nuclear com capacidade de 5 MW em Obninsk na antiga URSS entregou energia à rede elétrica pela primeira vez na história (VANEK *et al.*, 2012).

A primeira usina termonuclear comercial no mundo foi a Calder Hall Plant de 50 MW elétricos em Sellafield, Inglaterra, que começou a operar em 1956. O reator em questão chamado de Magnox foi desenvolvido usando urânio natural como combustível, gás como refrigerante e grafite como moderador. No total, 26 unidades de Magnox foram implantadas no Reino Unido (IAEA, 2009).

A primeira usina termonuclear comercial dos Estados Unidos foi a unidade de 60 MW elétricos em Shippingport, Pensilvânia, que teve sua conexão à rede em 1957 e sua operação comercial iniciou-se em 1958. A usina em questão utilizava um reator do tipo PWR (VANEK *et al.*, 2012).

No Canadá um reator de potência *Canada Deuterium Uranium* (CANDU) foi desenvolvido e implantado em 1962 usando combustível de urânio natural e água pesada como moderador e refrigerante. Na França um reator nuclear refrigerado a gás foi desenvolvido semelhante ao projeto do Magnox. Uma usina de demonstração foi apresentada em 1956 e a operação comercial começou em 1963. Em meados dos anos 70 a França estabeleceu uma padronização de PWRs baseados originalmente em um acordo de licença com a Westinghouse (IAEA, 2009).

Na Alemanha, a primeira usina de demonstração construída na década de 50 foi um reator com urânio natural e água pesada como moderador. A primeira usina termonuclear comercial foi uma do tipo *Boiling Water Reactor* (BWR) baseada em uma licença com a General Electric

(GE), que começou em 1961. Posteriormente, BWRs, bem como os PWRs foram implantados na Alemanha (IAEA, 2009).

No Japão, uma usina de demonstração (BWR, 12 MW elétricos) começou em 1963 baseado em uma licença da GE. Entretanto, a primeira usina termonuclear comercial iniciada em 1966 foi um reator refrigerado a gás baseado no projeto Magnox. Posteriormente, usinas comerciais implementadas foram BWRs e PWRs, licença da Westinghouse (IAEA, 2009).

Na Rússia (antiga URSS), um reator de 5 MW elétricos resfriado com água fervente e moderado com grafite foi autorizado em Obninsk em 1954. Posteriormente, em 1964, dois tipos de reatores nucleares começaram a operar, um BWR de 100 MW elétricos com grafite como moderador e um PWR de 210 MW elétricos (IAEA, 2009).

Desde o final dos anos de 1950 e início dos anos de 1960, o número de usinas nucleares cresceu rapidamente na América do Norte, Japão e em vários países na Europa e da antiga União Soviética, assim como o tamanho dos reatores. Em 1974, a primeira fábrica com uma capacidade de 1.000 MW, Zion 1, entrou em operação nos Estados Unidos perto de Warrenville, Illinois (VANEK *et al.*, 2012).

As décadas de 1970 e 1980 foram as duas décadas quando o uso da energia nuclear para geração de eletricidade foi rapidamente se espalhando para outros países, como Itália, Espanha, Suécia, Romênia e Suíça na Europa, Argentina, Brasil e México na América Latina, e para a Coreia do Sul e China no Extremo Oriente. Nesse período, os reatores comerciais aumentaram de tamanho gradualmente de 600, 900 até 1.300 MW elétricos (IAEA, 2009).

A outra principal aplicação da energia nuclear além de geração de eletricidade e armas explosivas é em propulsão para embarcações navais. Reatores nucleares são ideais para os navios de guerra porque uma massa relativamente pequena de combustível a bordo no reator permite que os porta-aviões, submarinos e outras embarcações possam funcionar por meses ou até anos sem a necessidade de reabastecimento, um trunfo para aplicações militares.

Desde a década de 1950, quando os reatores foram construídos pela primeira vez, houve vários incidentes de diferentes graus de severidade em instalações nucleares em todo o mundo. Houve três acidentes de grande repercussão envolvendo usinas nucleares comerciais desde os anos de 1970: Three Mile Island em 1979, Chernobyl em 1986 e Fukushima em março de 2011 (GIRALDO *et al.*, 2012).

A fim de comunicar à população de forma consistente a respeito da importância da segurança dos eventos nucleares e radiológicos, a *International Atomic Energy Agency* (IAEA)

criou a *International Nuclear and Radiological Event Scale* (INES). Assim como a informação sobre terremotos ou temperatura seria difícil de entender sem as escalas Richter ou Celsius, a escala INES explica a importância dos eventos de uma série de atividades, incluindo o uso industrial e médico de fontes de radiação, operações em instalações nucleares e transporte de materiais radioativos (IAEA, 2008).

A escala INES (Tabela 2.1) classifica os eventos em sete níveis. Eventos nos níveis 1-3 são classificados como “incidentes” e eventos nos níveis 4-7 são classificados como “acidentes”. Eventos sem significado de segurança são chamados de “desvios” e são classificados Abaixo da Escala/Nível 0. A escala é projetada de modo que a gravidade de um evento é cerca de dez vezes maior para cada aumento no nível na escala (IAEA, 2008).

O INES classifica os acidentes e incidentes nucleares e biológicos considerando três áreas de impacto:

- **Pessoas e Meio Ambiente** considera as doses de radiação para as pessoas próximas ao local do evento e a liberação não planejada de materiais radioativos de uma instalação.
- **Barreiras e Controle Radiológicos** abrangem eventos sem qualquer impacto direto sobre as pessoas ou o meio ambiente e apenas se aplica dentro de grandes instalações. Abrange elevados níveis de radiação não planejados e disseminação de quantidades significativas de materiais radioativos confinados dentro da instalação.
- **Defesa em profundidade** também abrange eventos sem qualquer impacto direto em pessoas ou ao meio ambiente, mas para os quais o conjunto de medidas implementadas para prevenir acidentes não funcionaram como esperado.

O INES aplica-se a qualquer evento associado com o transporte, armazenamento e uso de materiais radioativos e fontes de radiação, independentemente de o evento ocorrer ou não em uma instalação. Abrange uma vasta gama de práticas, incluindo o uso industrial, como a radiografia, uso de fontes de radiação em hospitais, atividades em instalações nucleares e transporte de materiais radioativos.

O acidente de Three Mile Island foi classificado como cinco na Escala INES, já os acidentes de Chernobyl e Fukushima foram classificados como de nível sete.

Tabela 2.1 - Descrição Geral da Escala Internacional de Eventos Radiológicos e Nucleares

NÍVEL	DESCRIPTOR	CRITÉRIOS
ACIDENTES 7	ACIDENTE GRAVE	Liberação externa de uma fração importante do material radioativo de uma instalação grande (como o núcleo de um reator de potência). Seria constituída, tipicamente, de uma mistura de produtos de fissão radioativos de vida curta e longa. Esta liberação poderia ocasionar efeitos agudos para a saúde; efeitos tardios para a população de uma vasta região que englobasse, possivelmente, mais de um país; e consequências a longo prazo para o meio ambiente.
ACIDENTES 6	ACIDENTE SÉRIO	Liberação externa de materiais radioativos. Esta liberação resultaria, provavelmente, na aplicação integral das contramedidas previstas nos planos locais para casos de emergência a fim de limitar os efeitos graves sobre a saúde.
ACIDENTES 5	ACIDENTE COM RISCO FORA DA ÁREA DA INSTALAÇÃO	<ul style="list-style-type: none"> - Liberação externa de materiais radioativos. Esta liberação resultaria, provavelmente, na aplicação parcial das contramedidas previstas nos planos para casos de emergência a fim de limitar os efeitos graves sobre a saúde. - Danos graves à instalação nuclear. Pode incluir danos graves a uma grande parte do núcleo de um reator de potência, um acidente de criticalidade importante ou um incêndio ou explosões importantes, que liberem grande quantidade de radioatividade dentro da instalação.
ACIDENTES 4	ACIDENTE SEM RISCO IMPORTANTE FORA DA ÁREA DA INSTALAÇÃO	<ul style="list-style-type: none"> - Liberação externa de radioatividade que resulte, para o indivíduo mais exposto fora da área da instalação, numa dose da ordem de alguns milisieverts. Com essa liberação, seria pouco provável a necessidade da aplicação de medidas de proteção fora da área da instalação, excetuando-se, talvez, um controle dos alimentos locais. - Danos importantes à instalação nuclear. Um acidente deste tipo poderia compreender danos à central nuclear, tais como, a fusão parcial do núcleo de um reator de potência, ou eventos comparáveis em instalações que não sejam reatores, criando problemas graves de retorno à normalidade na área da instalação. - Irradiação de um ou mais trabalhadores que implique em uma superexposição com alta probabilidade de morte precoce.
INCIDENTES 3	INCIDENTE SÉRIO	<ul style="list-style-type: none"> - Liberação externa acima dos limites autorizados, resultando, para o indivíduo mais exposto fora da área da instalação, em uma dose da ordem de décimos de milisieverts. Provavelmente, medidas de proteção fora da área da instalação não seriam necessárias. - Eventos na área da instalação implicando em doses recebidas pelos trabalhadores suficientes para causar efeitos agudos à saúde e/ou eventos que provoquem uma grave contaminação. - Incidentes nos quais uma falha suplementar dos sistemas de segurança poderia conduzir a condições de acidente ou a uma situação em que, caso ocorressem certos eventos iniciadores, os sistemas de segurança seriam incapazes de impedir o acidente.
INCIDENTES 2	INCIDENTE	<ul style="list-style-type: none"> - Incidentes com falha importante dos dispositivos de segurança, mas nos quais subsiste defesa em profundidade suficiente para fazer frente às falhas adicionais. - Evento resultando numa dose recebida por um trabalhador acima do limite de dose anual estabelecido e/ou evento que implique na presença de quantidades significativas de radioatividade em áreas da instalação para as quais, de acordo com o projeto, tal fato não seja justificável, e que exija medidas corretivas.

Tabela 2.1 - Descrição Geral da Escala Internacional de Eventos Radiológicos e Nucleares (Continua)

NÍVEL	DESCRIPTOR	CRITÉRIOS
INCIDENTES 1	ANOMALIA	Anomalia além do regime de operação autorizado. Pode ocorrer devido a uma falha de equipamento, a um erro humano ou a procedimentos inadequados (é conveniente distinguir as anomalias das situações em que os limites e condições são excedidas e que são convenientemente gerenciadas por meio de procedimentos adequados. Estas situações são consideradas tipicamente “abaixo da escala”).
ABAIXO DA ESCALA/ ZERO	DESVIO	NENHUMA IMPORTÂNCIA COM RELAÇÃO A SEGURANÇA

Fonte: Adaptado de IAEA (2008)

2.2. DESENVOLVIMENTO DA INDÚSTRIA NUCLEAR NO BRASIL

O Brasil começou a desenvolver a tecnologia nuclear em 1951 sob o recém-criado Conselho Nacional de Pesquisa, mas acelerou este sob o regime militar de 1964 a 1985, com o início da construção e operação da usina de Angra 1. Em 1970, o governo decidiu buscar propostas para uma usina inicial. O contrato para Angra 1 foi atribuído à Westinghouse, e a construção começou em 1971 (WNA, 2016b). Angra 1 está localizada na Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto, na praia de Itaorna, no município de Angra dos Reis.

Em 1975, o governo adotou uma política para se tornar totalmente autossuficiente em tecnologia nuclear e assinou um acordo com a Alemanha Ocidental para o fornecimento de oito unidades nucleares de 1.300 MW elétricos. As duas primeiras (Angra 2 e 3) deviam ser construídas imediatamente, com equipamentos da Kraftwerk Union (KWU) e as outras unidades deveriam ter 90% de conteúdo brasileiro sob o acordo de transferência de tecnologia. Para efetuar isso, a empresa estatal Empresas Nucleares Brasileiras S.A. (Nuclebrás) foi criada com um número de filiais focadas em aspectos particulares da engenharia e do ciclo do combustível nuclear (WNA, 2016b).

No entanto, os problemas econômicos do Brasil significaram a interrupção na construção dos dois primeiros reatores Brasil-Alemanha, e todo o programa foi reorganizado no final da década de 1980. Em 1988, uma nova empresa, Indústrias Nucleares do Brasil S.A. (INB) assumiu as subsidiárias do ciclo do combustível da Nuclebrás. A responsabilidade para a construção de Angra 2 e 3 foi transferida para Furnas Centrais Elétricas S.A. (Furnas), uma subsidiária da Eletrobrás. No entanto, a Nuclebrás Engenharia S.A. (Nuclen), uma ex-subsidiária da Nuclebrás que também tinha participação da KWU, manteve-se como a empresa

de engenharia e arquitetura da usina termonuclear. A construção de Angra 2 foi retomada em 1995, com US\$ 1,3 bilhões em novos investimentos fornecidos pelos bancos alemães. Então, em 1997, as operações nucleares de Furnas fundiram com a Nuclen para formar a Eletrobrás Termonuclear S.A. (Eletronuclear), uma nova subsidiária da Eletrobrás e responsável por toda a construção e operação de usinas nucleares. Após a revisão de sua política, em maio de 2015 o governo afirmou que Angra 3 será a última usina termonuclear construída como um projeto de obras públicas, abrindo caminho para o capital privado nas próximas quatro unidades (WNA, 2016b).

A fabricação de equipamentos pesados continua a ser de responsabilidade da ex-subsidiária da Nuclebrás, a Nuclebrás Equipamentos Pesados S.A (NUCLEP). Ambas, NUCLEP e INB são subsidiárias da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), que reporta diretamente ao Ministério da Ciência e Tecnologia. A Eletrobrás, que controla a Eletronuclear, está ligada ao Ministério de Minas e Energia (WNA, 2016b).

Há uma influência militar continuada sobre o programa nuclear brasileiro. O Brasil é o único país não-nuclearmente armado em que os militares utilizam a tecnologia de enriquecimento de urânio para o programa nuclear civil, e a marinha impulsiona os avanços tecnológicos no campo nuclear. O Brasil é também o único país não possuidor de armas nucleares a desenvolver um submarino nuclear (WNA, 2016b).

2.3. ESTADO ATUAL DA INDÚSTRIA DE ENERGIA NUCLEAR DO BRASIL

A Usina Termonuclear de Angra 1 (Figura 2.1) é uma usina que utiliza reator do tipo PWR, modelo de *2-Loop* da Westinghouse com uma capacidade térmica de 1.882 MW. A usina conta com uma capacidade elétrica de 640 MW. A construção da usina iniciou-se em 29 de Março de 1972, sendo que a primeira ligação à rede elétrica foi em 1º de Abril de 1982 e a operação comercial iniciou-se em 1º de Janeiro de 1985 (ELETRONUCLEAR, 2016c).



Figura 2.1 - Usina Termonuclear Angra 1

Fonte: Eletronuclear (2016d)

Angra 1 já forneceu de eletricidade 86,77 TWh ao longo do ciclo de vida e teve em média um fator de operação de 67% e um fator de carga de 50,9% (IAEA, 2016h). A Tabela 2.2 apresenta os detalhes operacionais da usina de Angra 1 ao longo dos anos.

Entende-se por fator de operação como a razão entre o número de horas em que a unidade esteve em funcionamento e o número total de horas no período de referência, já fator de carga para um dado período é definido como sendo a razão de energia que a unidade produziu pela energia que teria sido produzida na sua capacidade de referência durante esse período.

Angra 1 sofreu contínuos problemas com o seu sistema de geração de vapor e foi desligada por algum tempo durante os seus primeiros anos. Seu fator de carga ao longo dos primeiros 15 anos foi de apenas 31,7%, mas desde 1999 tem sido muito melhor, com um fator de carga médio desde então de 69,6% (WNA, 2016b).

Tabela 2.2 – Indicadores de Desempenho Angra 1

Ano	Fornecimento de Eletricidade (GW.h)	Potência de Referência (MW)	Tempo Anual Operando (h)	Fator Operacional (%)	Fator de Carga (%)	
					Anual	Acumulativo
1982	51,70	626	413			
1983	162,50	626	1127			
1984	1.545,48	626	3771			
1985	3.169,38	626	6847	78,2	57,8	57,8
1986	132,36	626	512	5,8	2,4	30,1
1987	910,56	626	1958	22,4	16,6	25,6
1988	566,64	626	1488	16,9	10,3	21,8
1989	1.695,10	626	5362	61,2	30,9	23,6
1990	2.055,34	626	7400	84,5	37,5	25,9
1991	1.306,35	626	5046	57,6	23,8	25,6
1992	1.506,37	626	4275	48,7	27,4	25,8
1993	402,70	626	1524	17,4	7,3	23,8
1994	41,45	626	305	3,5	0,8	21,5
1995	2.333,64	626	8127	92,8	42,6	23,4
1996	2.288,84	626	5063	57,6	41,6	24,9
1997	2.989,97	626	6219	71	54,5	27,2
1998	3.093,82	626	6976	79,6	56,4	29,3
1999	3.631,68	626	8429	96,2	66,2	31,7
2000	3.164,93	626	6514	74,2	57,6	33,4
2001	3.614,43	626	7295	83,3	65,9	35,3
2002	3.775,19	626	7595	86,7	68,8	37,1
2003	3.137,06	626	6551	74,8	57,2	38,2
2004	3.890,16	626	7968	90,7	70,8	39,8
2005	3.520,38	626	7275	83	64,2	41
2006	3.205,23	626	6743	77	58,4	41,8
2007	2.553,47	520	5481	62,6	56,1	42,3
2008	3.314,53	491	6967	79,3	76,8	43,4
2009	2.668,92	609	5256	60	50,9	43,7
2010	4.076,72	609	7055	80,5	76,4	45
2011	4.452,48	609	7789	88,9	83,5	46,4
2012	5.134,91	609	8734	99,4	96	48,2
2013	3.734,79	609	6765	77,2	70	48,9
2014	4.706,85	609	7857	89,7	88,2	50,2
2015	3.867,66	609	6619	75,6	72,5	50,9

Fonte: IAEA (2016h)

A usina de Angra 2 (Figura 2.2) é uma usina que também conta com um reator do tipo PWR com capacidade térmica de 3.764 MW, de tecnologia alemã da Siemens/KWU (hoje Areva

NP), fruto do acordo nuclear entre Brasil e Alemanha, assinado em 1975. A usina conta com uma capacidade elétrica de 1.350 MW (ELETRONUCLEAR, 2017). Angra 2 começou a ser construída em 1981, mas teve uma desaceleração no ritmo das obras em 1983 devido à crise econômica que o país se encontrava na época, parando de vez em 1986. As obras foram retomadas no final de 1994 e concluídas em 2000, sendo que a operação comercial iniciou-se em 1º de Fevereiro de 2001 (ELETRONUCLEAR, 2016a).

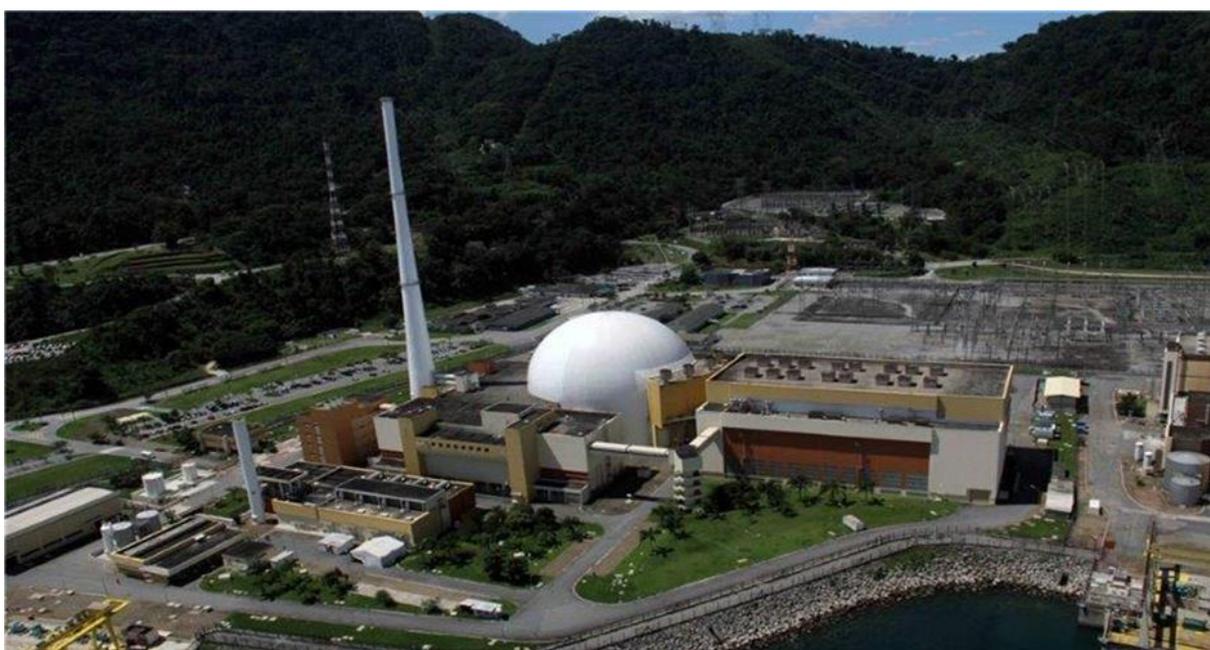


Figura 2.2 - Usina Termonuclear Angra 2

Fonte: Eletronuclear (2016d)

Angra 2 já forneceu de eletricidade 141,8 TWh ao longo do seu ciclo de vida e teve em média um fator de operação de 88,5% e um fator de carga de 83% (IAEA, 2016i). A Tabela 2.3 apresenta os detalhes operacionais da usina de Angra 2 ao longo dos anos.

O desempenho da usina tem sido exemplar desde o início. No final de 2000 e início de 2001, sua entrada em operação permitiu economizar água dos reservatórios das hidrelétricas brasileiras amenizando as consequências do racionamento de energia que afetou o país em 2001, especialmente na região sudeste, maior centro econômico do país (ELETRONUCLEAR, 2016a).

A construção de Angra 2 propiciou transferência de tecnologia para o Brasil, o que levou o país a um desenvolvimento tecnológico próprio, do qual resultou o domínio sobre praticamente

todas as etapas de fabricação do combustível nuclear. Desse modo, a Eletrobrás Eletronuclear e a indústria nuclear nacional reúnem, hoje, profissionais qualificados e sintonizados com o estado da arte do setor (ELETRONUCLEAR, 2016a).

Tabela 2.3 – Indicadores de Desempenho Angra 2

Ano	Fornecimento de Eletricidade (GW.h)	Potência de Referência (MW)	Tempo Anual Operando (h)	Fator Operacional (%)	Fator de Carga (%)	
					Anual	Acumulativo
2000	2.421,17	1350	2914			
2001	9.904,99	1350	8315	97,3	85,7	85,7
2002	9.238,24	1275	8060	92	82,7	84,2
2003	9.418,97	1275	8019	91,5	84,3	84,2
2004	6.919,82	1275	6497	74	61,8	78,6
2005	5.676,66	1275	5581	63,7	50,8	73
2006	9.778,32	1275	8014	91,5	87,6	75,4
2007	9.096,95	1275	7606	86,8	81,4	76,3
2008	9.894,03	1275	7924	90,2	88,3	77,8
2009	9.554,65	1275	8068	92,1	85,6	78,7
2010	9.697,44	1275	7727	88,2	86,8	79,5
2011	10.342,26	1275	8682	99,1	92,6	80,7
2012	10.035,50	1275	8064	91,8	89,6	81,4
2013	10.045,27	1275	7961	90,9	89,9	82,1
2014	9.756,54	1275	7754	88,5	87,4	82,5
2015	10.023,96	1275	7990	91,2	89,8	83

Fonte: IAEA (2016i)

A usina de Angra 3 (Figura 2.3) é irmã gêmea de Angra 2, e será a terceira usina da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto onde as obras de construção iniciaram-se em 1º de Junho de 2010 com previsão de entrar em operação em dezembro de 2018 (ELETRONUCLEAR, 2016b).



Figura 2.3 - Usina Termonuclear Angra 3

Fonte: Eletronuclear (2016d)

Angra 3 é uma usina que, assim como Angra 2, conta com um reator do tipo PWR, modelo da Siemens/KWU, com capacidade térmica de projeto de 3.765 MW e uma capacidade elétrica de projeto de 1.350 MW (IAEA, 2016j).

2.4. PANORAMA DA ENERGIA NUCLEAR NO MUNDO

A energia nuclear tem apresentado um aumento na geração de eletricidade, mesmo que pequeno, ao longo dos anos. De 1996 a 2015 teve um crescimento de 7,5 % passando de 2.269,39 TWh em 1996 para 2.441,33 TWh em 2015 (IAEA, 2016b). Esses dados podem ser vistos pela Tabela 2.4.

Tabela 2.4 - Eletricidade Gerada Através da Energia Nuclear de 1996 a 2015

Ano	Eletricidade Gerada (TWh)
1996	2.269,39
1997	2.263,79
1998	2.298,27
1999	2.378,93
2000	2.443,85
2001	2.511,09
2002	2.553,18
2003	2.504,78
2004	2.616,24
2005	2.626,34
2006	2.660,85
2007	2.608,18
2008	2.597,81
2009	2.558,06
2010	2.629,82
2011	2.517,98
2012	2.346,19
2013	2.358,86
2014	2.410,37
2015	2.441,33

Fonte: IAEA (2016b)

Atualmente, há 411 reatores nucleares em operação em todo o mundo que representam uma capacidade elétrica líquida de 355.704 MW. Os Estados Unidos se destacam como o país com o maior número de reatores em operação e capacidade instalada de energia nuclear, com 99 reatores e uma capacidade instalada de 99.868 MW elétricos (IAEA, 2017). França, China, Rússia e Coreia do Sul são outros países que se destacam na geração de energia nuclear. A Tabela 2.5 mostra, segundo a IAEA (2016b), os dados a respeito de número de reatores e capacidade instalada de todos os países que contam com a energia nuclear em sua matriz energética.

Tabela 2.5 - Reatores em Operação

País	Número de Reatores	Capacidade Instalada (MW)
EUA	99	99.868
França	58	63.130
China	37	32.402
Rússia	35	26.172
Coréia do Sul	25	23.170
Índia	22	6.225
Canadá	19	13.524
Reino Unido	15	8.918
Ucrânia	15	13.107
Suécia	10	9.740
Alemanha	8	10.799
Espanha	7	7.121
Bélgica	7	5.913
República Tcheca	6	3.930
Taiwan, China	6	5.052
Suíça	5	3.333
Japão	4	3.368
Eslováquia	4	1.814
Paquistão	4	1.005
Hungria	4	1.889
Finlândia	4	2.752
Argentina	3	1.632
Africa do Sul	2	1.860
Romênia	2	1.300
México	2	1.552
Bulgária	2	1.926
Brasil	2	1.884
Eslovênia	1	688
Holanda	1	482
Irã	1	915
Armênia	1	375
Total	411	355.704

Fonte: IAEA (2016b)

Dos 411 reatores em operação, 274 (61 %) são do tipo PWR, 56 (14 %) BWR e 49 (12 %) são *Pressurized Heavy Water Reactor* (PHWR) (IAEA, 2016c). E desse total, a maioria está concentrada na América do Norte, Europa Ocidental e Ásia Oriental (IAEA, 2016d). Esses dados podem ser vistos sintetizados nas Tabelas 2.6 e 2.7.

Tabela 2.6 - Reatores em Operação por Tipo

Tipo do Reator	Número de Reatores	Capacidade Instalada (MW)
BWR	56	52.883
<i>Fast Breeder Reactor</i> (FBR)	3	1.369
<i>Gas Cooled Reactor</i> (GCR)	14	7.720
<i>Light Water Graphite Reactor</i> (LWGR)	15	10.219
PHWR	49	24.634
PWR	274	258.706
Total	411	355.531

Fonte: IAEA (2016c)

Tabela 2.7 - Reatores em Operação por Região

Região	Número de Reatores	Capacidade Instalada (MW)
África	2	1.860
América Latina	7	4.956
EUA e Canadá	118	113.392
Ásia Oriental	72	63.493
Ásia-Oriente Médio e Sul	27	8.145
Europa - Central e Leste	70	51.586
Europa-Occidental	115	112.099
Total	411	355.531

Fonte: IAEA (2016d)

Pela Tabela 2.8 observa-se que a matriz energética da França é altamente dependente da energia nuclear, tendo uma participação de quase 80%. Ucrânia, Eslováquia e Hungria também se destacam no uso da energia nuclear em sua matriz energética, com participações acima dos 50% (IAEA, 2016l).

Tabela 2.8 - Participação da Energia Nuclear na Matriz Energética dos Países Ano 2015

País	Número de Reatores	Capacidade Instalada (MW)	Fornecimento de Eletricidade (GW.h)	Representatividade da Nuclear na Matriz Energética (%)
França	58	63.130	419.022,15	76,3
Ucrânia	15	13.107	82.405,17	56,5
Eslováquia	4	1.814	14.083,68	55,9
Hungria	4	1.889	14.959,77	52,7
Eslovênia	1	688	5.371,66	38
Bélgica	7	5.913	24.825,24	37,5
Armênia	1	375	2.571,10	34,5
Suécia	10	9.648	54.455,05	34,3
Finlândia	4	2.752	22.325,97	33,7
Suíça	5	3.333	22.155,80	33,5
República Tcheca	6	3.930	25.337,33	32,5
Coréia do Sul	24	21.733	157.198,94	31,7
Bulgária	2	1.926	14.700,98	31,3
Espanha	7	7.121	54.758,77	20,3
EUA	99	99.185	798.012,33	19,5
Reino Unido	16	9.408	63.894,54	18,9
Rússia	35	25.443	182.807,13	18,6
Romênia	2	1.300	10.709,67	17,3
Canadá	19	13.524	95.636,53	16,6
Taiwan, China	6	5.052	35.143,03	16,3
Alemanha	9	12.074	86.810,34	14,1
México	2	1.440	11.184,73	6,8
Argentina	3	1.632	6.518,63	4,8
África do Sul	2	1.860	10.965,14	4,7
Paquistão	3	690	4.332,70	4,4
Holanda	1	482	3.861,63	3,7
Índia	21	5.308	34.644,44	3,5
China	31	26.774	161.202,45	3
Brasil	2	1.884	13.891,62	2,8
Irã	1	915	3.198,24	1,3
Japão	2	1.692	4.346,48	0,5
Total	402	346.022	2.441.331,24	

Fonte: IAEA (2016l)

Nota-se também, que o uso da energia nuclear está concentrado nos países industrializados, e é menos relevante em países emergentes. Para estes, a combinação de uma necessidade para

um grande mercado elétrico a fim de justificar o tamanho de uma usina termonuclear, o alto custo de capital da usina e o nível de sofisticação tecnológica esfriam o interesse na construção de usinas nucleares. Por outro lado, países emergentes em muitas partes do mundo, incluindo Argentina, México, Paquistão, África do Sul e o próprio Brasil, fazem uso da energia nuclear para atender às suas demandas elétricas, por essa razão que não pode ser dito que a energia nuclear é exclusivamente dos países mais ricos.

Atualmente, países como Índia e China, com economias em rápido crescimento e tendo preocupações a respeito dos impactos da poluição devido à forte dependência do carvão, estão expandindo o uso da energia nuclear. A China em particular, no período de 2010 a 2016, colocou em linha 25 novas instalações de usinas nucleares com um total de 22,8 GW elétricos (IAEA, 2016k).

Há ainda 59 reatores nucleares em construção que representam uma capacidade instalada de 58.595 MW elétricos. Desses 59 reatores em construção, 20 estão sendo na China, que representam uma capacidade 20.500 MW elétricos (IAEA, 2016e), dados que podem ser vistos pela Tabela 2.9

Tabela 2.9 - Reatores em Construção

País	Número de Reatores	Capacidade Instalada (MW)
China	20	20.500
Rússia	7	5.468
Índia	5	2.990
Emirados Árabes Unidos (EAU)	4	5.380
EUA	4	4.468
Coréia do Sul	3	4.020
Paquistão	3	2.343
Taiwan, China	2	2.600
Bielorrússia	2	2.218
Eslováquia	2	880
Ucrânia	2	1.900
Argentina	1	25
Brasil	1	1.245
Finlândia	1	1.600
França	1	1.630
Japão	1	1.328
Total	59	58.595

Fonte: IAEA (2016e)

Do total de 59 reatores nucleares em construção, 50 são do tipo PWR, ou seja, uma representatividade de quase 85% (IAEA, 2016f). Ásia Oriental, Europa Central e Oriental e Oriente Médio e Sul Asiático são as regiões do globo com maior número de reatores nucleares em construção (IAEA, 2016g). Dados esses que são mostrados nas Tabelas 2.10 e 2.11.

Tabela 2.10 - Reatores em Construção por Tipo

Tipo do Reator	Número de Reatores	Capacidade Instalada (MW)
BWR	3	3.925
FBR	1	470
<i>High Temperature Gas Cooled Reactor (HTGR)</i>	1	200
PHWR	4	2.520
PWR	50	51.477
Total	59	58.592

Fonte: IAEA (2016f)

Tabela 2.11 - Reatores em Construção por Região

Região	Número de Reatores	Capacidade Instalada (MW)
América Latina	2	1.270
EUA e Canadá	4	4.468
Ásia Oriental	26	28.445
Ásia-Oriente Médio e Sul	12	10.713
Europa - Central e Leste	13	10.466
Europa Ocidental	2	3.230
Total	59	58.592

Fonte: IAEA (2016g)

Desde 1963, 158 reatores nucleares já foram desativados permanentemente, o que representam uma capacidade de 61.877 MW elétricos. Desses reatores desativados, 47 foram do tipo PWR, 38 do tipo GCR e 36 do tipo BWR. A maioria dos reatores desativados encontrava-se na Europa Ocidental e América do Norte (WNA, 2016d). As Tabelas 2.12, 2.13 e 2.14 sintetizam esses dados.

Tabela 2.12 - Reatores Desligados Permanentemente por País

País	Número de Reatores	Capacidade Elétrica (MW)
Armênia	1	376
Bélgica	1	10
Bulgária	4	1.632
Canadá	6	2.143
França	12	3.789
Alemanha	28	15.576
Itália	4	1.423
Japão	16	8.262
Cazaquistão	1	52
Lituânia	2	2.370
Holanda	1	55
Rússia	5	786
Eslováquia	3	909
Espanha	2	621
Suécia	3	1.210
Suíça	1	6
Ucrânia	4	3.515
Reino Unido	30	4.715
EUA	34	14.427
Total	158	61.877

Fonte: IAEA (2016m)

Tabela 2.13 - Reatores Desligados Permanentemente por Tipo

Tipo do Reator	Número de Reatores	Capacidade Elétrica (MW)
BWR	36	16.471
FBR	7	1.705
GCR	38	7.232
HTGR	4	679
<i>Heavy Water Gas Cooled Reactor (HWGCR)</i>	4	269
<i>Heavy Water Light Water Reactor (HWLWR)</i>	2	398
LWGR	9	6.138
PHWR	8	1.972
PWR	47	26.834
<i>Steam Generating Heavy Water Reactor (SGHWR)</i>	1	92
Outros	2	87
Total	158	61.877

Fonte: IAEA (2016n)

Tabela 2.14 - Reatores Desligados Permanentemente por Região

Região	Número de Reatores	Capacidade Elétrica (MW)
EUA e Canadá	40	16.570
Ásia Oriental	16	8.262
Europa - Central e Leste	20	9.640
Europa Ocidental	82	27.405
Total	158	61.877

Fonte: IAEA (2016o)

A Figura 2.4 e a Tabela 2.15 trazem um panorama da idade dos reatores que estão em operação. A idade de um reator é determinada a partir da sua primeira ligação à rede elétrica (reatores conectados no ano corrente são atribuídos com idade 0). Observa-se que há uma grande faixa de reatores com idade superior a 30 anos, ou seja, já estão perto da fase de desativação. Ressalta-se que nesses dados estão inclusos os reatores japoneses desligados após o acidente de Fukushima.

Número Total de Reatores: 450

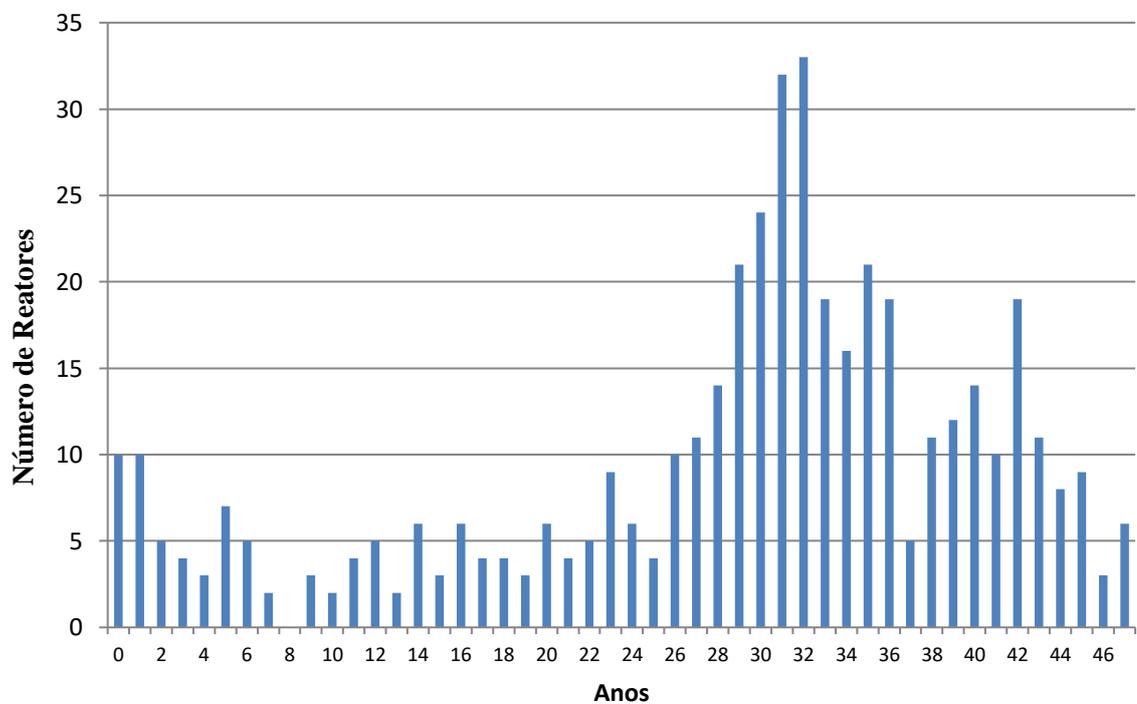


Figura 2.4 - Reatores em Operação por Idade

Fonte: IAEA (2016p)

A maioria das usinas nucleares de hoje foram originalmente projetadas para uma vida operacional de 30 a 40 anos. Entretanto, com maiores investimentos em sistemas, estruturas e componentes, a vida operacional pode ser estendida, e em vários países existem programas para prolongar o ciclo de vida. Nos Estados Unidos, por exemplo, na maior parte dos reatores está prevista a concessão de extensões de licença de mais 20 anos, após os 40 anos previstos inicialmente, totalizando uma vida útil de 60 anos (WNA, 2016e).

Tabela 2.15 - Reatores em Operação por Idade e Capacidade Elétrica (MW)

Idade (Anos)	Número de Reatores	Capacidade Elétrica (MW)	Idade (Anos)	Número de Reatores	Capacidade Elétrica (MW)
0	10	9.539	25	4	3.688
1	10	9.483	26	10	10.702
2	5	4.733	27	11	10.272
3	4	4.039	28	14	13.883
4	3	3.011	29	21	21.466
5	7	4.004	30	24	24.600
6	5	3.777	31	32	31.917
7	2	1.068	32	33	32.367
8	0	0	33	19	14.783
9	3	1.842	34	16	14.084
10	2	1.480	35	21	18.707
11	4	3.662	36	19	14.840
12	5	4.785	37	5	4.620
13	2	1.675	38	11	10.165
14	6	5.206	39	12	8.857
15	3	2.740	40	14	10.886
16	6	3.207	41	10	7.624
17	4	2.802	42	19	13.309
18	4	3.097	43	11	8.310
19	3	3.647	44	8	5.202
20	6	7.030	45	9	4.532
21	4	3.330	46	3	2.226
22	5	4.355	47	6	2.477
23	9	9.080	Total	450	391.915
24	6	4.806			

Fonte: IAEA (2016p)

A Tabela 2.16 mostra o quanto que cada país gerou de eletricidade proveniente da energia nuclear no ano de 2015 e traz também, uma lista de reatores planejados e propostos e a quantidade de urânio requerido do ano de 2016.

Tabela 2.16 - Reatores Nucleares no Mundo e Urânio Requerido

Países	Geração de Eletricidade Nuclear (2015)		Reatores Planejados (Nov 2016)		Reatores Propostos (Nov 2016)		Urânio Requerido (2016)
	TWh	%	Número	MW	Número	MW	Toneladas de Urânio
Argentina	6,5	4,8	2	1.950	2	1.300	215
Armênia	2,6	34,5	1	1.060	0	0	88
Bangladesh	0,0	0,0	2	2.400	0	0	0
Bielorrússia	0,0	0,0	0	0	2	2.400	0
Bélgica	24,8	37,5	0	0	0	0	1.015
Brasil	13,9	2,8	0	0	4	4.000	329
Bulgária	14,7	31,3	1	950	0	0	327
Canadá	95,6	16,6	2	1.500	3	3.800	1.630
Chile	0,0	0,0	0	0	4	4.400	0
China	161,2	3,0	41	46.850	136	156.000	5.338
República Tcheca	25,3	32,5	2	2.400	1	1.200	565
Egito	0,0	0,0	2	2.400	2	2.400	0
Finlândia	22,3	33,7	1	1.200	1	1.500	1.126
França	419,0	76,3	0	0	1	1.750	9.211
Alemanha	86,8	14,1	0	0	0	0	1.689
Hungria	15,0	52,7	2	2.400	0	0	356
Índia	34,6	3,5	20	18.600	44	51.000	997
Indonésia	0,0	0,0	1	30	4	4.000	0
Irã	3,2	1,3	2	2.000	7	6.300	178
Israel	0,0	0,0	0	0	1	1.200	0
Itália	0,0	0,0	0	0	0	0	0
Japão	4,3	0,5	9	12.947	3	4.145	680
Jordânia	0,0	0,0	2	2.000	0	0	0
Cazaquistão	0,0	0,0	2	600	2	600	0
Coréia do Norte	0,0	0,0	0	0	1	950	0
Coréia do Sul	157,2	31,7	8	11.600	0	0	5.013
Lituânia	0,0	0,0	1	1.350	0	0	0
México	11,2	6,8	0	0	2	2.000	282

Tabela 2.16 - Reatores Nucleares no Mundo e Urânio Requerido (Continua)

Países	Geração de Eletricidade Nuclear (2015)		Reatores Planejados (Nov 2016)		Reatores Propostos (Nov 2016)		Urânio Requerido (2016)
	TWh	%	Número	MW	Número	MW	Toneladas de Urânio
Holanda	3,9	3,7	0	0	1	1.000	102
Paquistão	4,3	4,4	1	1.161	0	0	270
Polônia	0,0	0,0	6	6.000	0	0	0
Romênia	10,7	17,3	2	1.440	1	655	179
Rússia	182,8	18,6	25	27.755	23	22.800	6.264
Arábia Saudita	0,0	0,0	0	0	16	17.000	0
Eslováquia	14,1	55,9	0	0	1	1.200	917
Eslovênia	5,4	38,0	0	0	1	1.000	137
África do Sul	11,0	4,7	0	0	8	9.600	304
Espanha	54,8	20,3	0	0	0	0	1.271
Suécia	54,5	34,3	0	0	0	0	1.471
Suíça	22,2	33,5	0	0	3	4.000	521
Tailândia	0,0	0,0	0	0	5	5.000	0
Turquia	0,0	0,0	4	4.800	4	4.500	0
Ucrânia	82,4	56,5	2	1.900	11	12.000	2.251
EAU	0,0	0,0	0	0	10	14.400	0
Reino Unido	63,9	18,9	4	6.100	9	11.800	1.734
EUA	798,0	19,5	18	8.312	24	26.000	18.161
Vietnã	0,0	0,0	4	4.800	6	6.700	0
Mundo	2.441	11,5	167	174.505	345	388.600	63.404

Fonte: WNA (2016i)

Na Tabela 2.16, o total mundial inclui uma geração de eletricidade de 35,1 TWh em 2015 em Taiwan, representando 16,3% da produção de eletricidade da ilha e em 2016, foi requerido 783 toneladas de Urânio (WNA, 2016i).

Entende-se por categoria planejada apenas aqueles reatores futuros previstos em planos específicos e com a expectativa de estar operando no final da década de 2020. E por reatores propostos entende-se que são aqueles reatores com programa específico ou propostas de locais, mas o momento de início da operação é muito incerto.

Cada país tem adotado uma política diferente em relação ao uso da energia nuclear, atualmente alguns estão expandindo o uso, caso da China (WNA, 2016j), outros estão mantendo

constante, caso da França (RTE, 2017), e outros países estão abandonando progressivamente a energia nuclear, como é o caso da Alemanha (MORRIS; PEHNT, 2016; FRAUNHOFER ISE, 2016).

Apesar desse cenário de incertezas em que alguns países optam por investirem na energia nuclear para geração de energia e outros buscam por diminuir a oferta nuclear em sua matriz energética é possível destacar algumas vantagens da energia nuclear.

As emissões de gases de efeito estufa (GEE) e suas implicações para a mudança climática têm fomentado um interesse global na contribuição da indústria de geração de energia elétrica nessa área. De acordo com a WNA (2011), o mundo emite cerca de 27 gigatoneladas de CO₂ de várias fontes, com a geração elétrica emitindo 10 gigatoneladas, ou aproximadamente 37 % das emissões globais. Além disso, é esperado um aumento de cerca de 43 % na demanda por eletricidade nos próximos 20 anos. Esse aumento substancial exigirá a construção de novas instalações de geração de energia, sendo que essas novas instalações a serem construídas tenham uma limitação nas emissões de GEE.

Há diferentes métodos para a geração de energia, tendo cada um deles vantagens e desvantagens relativas ao custo operacional, impacto ambiental e outros fatores. Em relação às emissões de GEE, cada método de geração de energia produz GEE em quantidades variáveis por meio da construção, operação (incluindo atividades de fornecimento de combustível) e desativação (WNA, 2016c).

Alguns sistemas de geração de energia, tais como centrais elétricas a carvão liberam a maioria dos GEE durante a operação, quando o combustível fóssil contendo carbono é queimado, produzindo dióxido de carbono. Outros liberam a maioria das emissões em outras etapas, como a energia eólica e a energia nuclear, sendo este na fase de mineração e preparação do combustível e aquele durante a construção e desativação (WNA, 2016c).

A contabilização das emissões de todas as fases do projeto de uma usina de geração de energia (construção, operação e desativação) é chamada de ciclo de vida. Normalizar as emissões do ciclo de vida com geração de energia elétrica permite uma comparação justa dos diferentes métodos de geração de energia em uma base por GWh (WNA, 2016c).

A WNA (2011) realizou uma revisão de mais de 20 estudos que avaliam as emissões de GEE produzidos por diferentes fontes de geração de energia. Os resultados são mostrados na Figura 2.5, e percebe-se que a geração de eletricidade a partir de usinas convencionais resulta em maiores emissões de GEE em relação à geração nuclear e fontes renováveis.

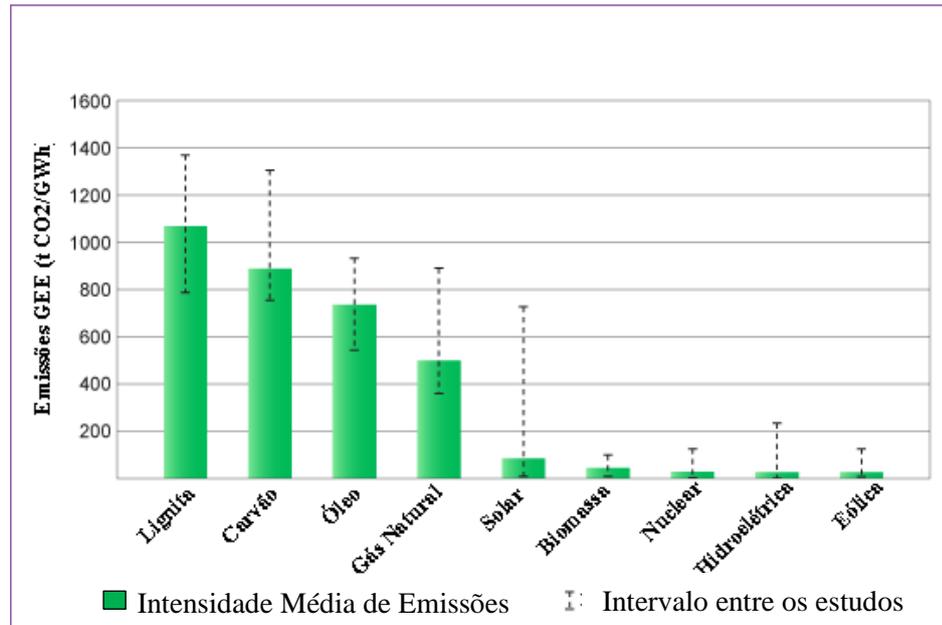


Figura 2.5 - Emissões de GEE Durante o Ciclo de Vida de Diversas Fontes de Geração de Energia

Fonte: WNA, 2011

A Figura 2.5 revela que as emissões de GEE do ciclo de vida de todas as principais fontes de energias renováveis (solar, biomassa, hidrelétrica e eólica) e nuclear são semelhantes. Bem como as emissões do ciclo de vida da geração a gás natural e carvão são, respectivamente, cerca de 15 e 30 vezes maiores do que as nucleares.

Em 2011 as usinas nucleares do mundo forneceram 2.518 TWh de energia elétrica (WNA, 2011). A Tabela 2.17 mostra as emissões que teriam sido produzidas se combustíveis fósseis tivessem sido utilizados para gerar a mesma quantidade de eletricidade e as emissões evitadas se a energia nuclear tivesse sido usada no lugar do combustível fóssil (WNA, 2016c).

Tabela 2.17 - Emissões de CO₂ Evitadas com o Uso da Energia Nuclear

Combustível	Emissões médias de GEE durante o ciclo de vida (t/GWh)	Emissões produzidas da geração de 2.518 TWh	Emissões evitadas com uso da energia nuclear no lugar do combustível fóssil
Lignita	1.054	2.654 milhões de toneladas de CO ₂	2.581 milhões de toneladas de CO ₂
Carvão	888	2.236 milhões de toneladas de CO ₂	2.163 milhões de toneladas de CO ₂
Óleo	733	1.846 milhões de toneladas de CO ₂	1.773 milhões de toneladas de CO ₂
Gás Natural	499	1.256 milhões de toneladas de CO ₂	1.183 milhões de toneladas de CO ₂
Nuclear	29	73 milhões de toneladas de CO ₂	-

Fonte: WNA (2016c)

Outro aspecto que pesa a favor das usinas nucleares é o fato de as mesmas produzirem uma grande quantidade de energia elétrica em um espaço relativamente pequeno e por apresentarem elevado fator de capacidade (razão entre a produção efetiva de energia da usina em um período de tempo pela capacidade total máxima neste mesmo período). A Figura 2.6 mostra a média do fator de capacidade de diversas fontes de energia de diferentes países entre os anos de 2008 a 2012 (EIA, 2016).

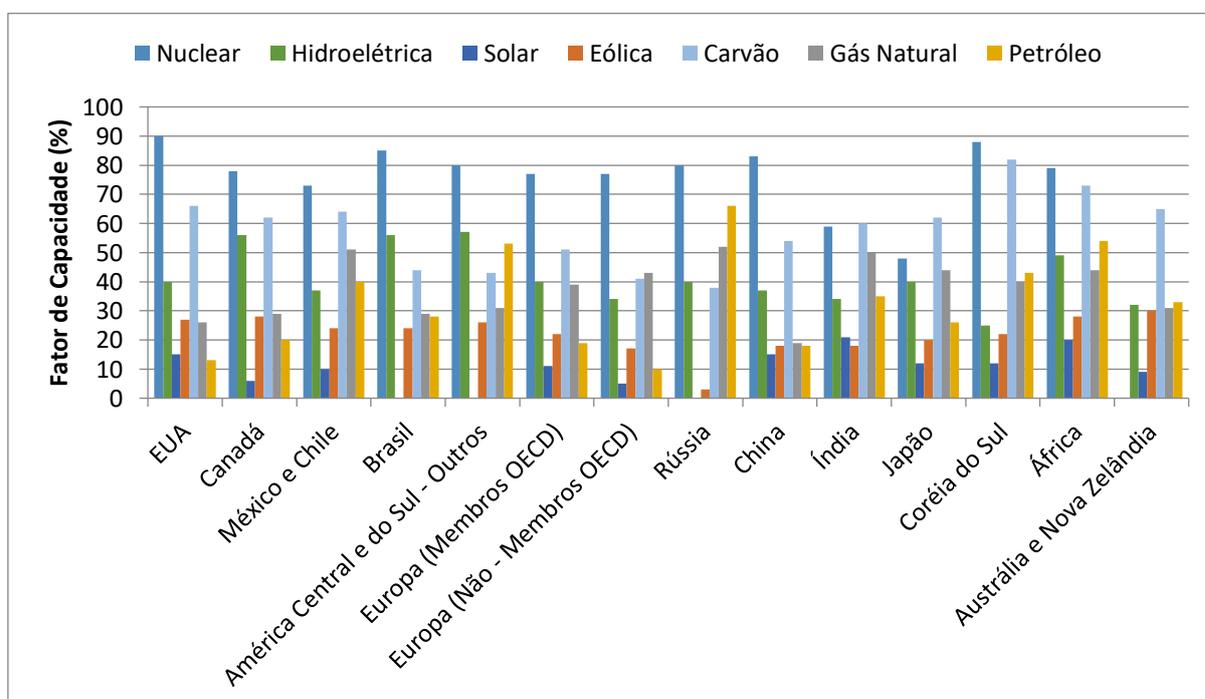


Figura 2.6 - Fator de capacidade dos países por fonte de energia (2008 a 2012)

Fonte: EIA (2016)

As usinas solares, eólicas e hidroelétricas dependem da disponibilidade de recursos naturais. Os fatores de capacidade solares mais altos estão na Índia e na África, refletindo a alta disponibilidade de recursos solares. Da mesma forma, os fatores de capacidade eólica são mais altos na Austrália e Nova Zelândia, enquanto os fatores de capacidade hidroelétrica são mais altos no Canadá e América do Sul.

Fatores de capacidade provenientes de usinas de combustíveis fósseis podem apresentar grande variabilidade. A geração a carvão tem sido a forma mais econômica de geração de energia em muitas regiões, mas as preocupações ambientais crescentes associadas à geração a carvão e a concorrência proveniente da geração a gás natural e renováveis reduziram recentemente o fator de capacidade do carvão em alguns países (EIA, 2016).

Como os preços do gás natural e do petróleo são tipicamente mais altos do que os preços do carvão, na maioria das regiões, as usinas que usam gás natural ou petróleo são normalmente operadas para atender cargas durante períodos de pico e demanda intermediária de eletricidade. Tanto no México quanto na Rússia verificam-se fatores de capacidade relativamente altos para a geração a gás natural, já que ambos os países têm níveis elevados de produção de gás natural (EIA, 2016).

As usinas nucleares apresentam a menor variabilidade e, normalmente, operam ao longo do ano como fontes de geração de base na maioria dos países, a menos que requisitos operacionais ou regulatórios alterem seu funcionamento. O acidente de Fukushima em 2011 no Japão contribuiu para um baixo fator médio de capacidade nesse país devido ao fechamento prolongado de seus reatores.

A Tabela 2.18 mostra a comparação de fatores de capacidade de diferentes fontes de energia da matriz energética dos EUA entre 2013 e 2016, e mais uma vez reafirma o elevado fator de capacidade da energia nuclear em relação às demais formas de geração de energia (EIA, 2017).

Tabela 2.18 - Fator de Capacidade de Diversas Fontes de Energia nos EUA de 2013 a 2016

Período	Nuclear	Carvão	Gás Natural	Petróleo	Hidroelétrica	Eólica	Solar	Geotérmica
2013	89,9%	59,7%	48,2%	12,1%	38,9%	32,4%	-	73,6%
2014	91,7%	61,0%	48,3%	12,5%	37,3%	34,0%	25,9%	74,0%
2015	92,3%	54,7%	55,9%	13,3%	35,8%	32,2%	25,8%	74,3%
2016 *	92,1%	52,6%	57,7%	11,1%	38,4%	34,2%	29,6%	73,2%

* Dados Referentes até Outubro de 2016

Fonte: EIA (2017)

Apesar dos desafios que enfrenta atualmente, a energia nuclear tem características específicas que sustentam o compromisso de alguns países de mantê-lo como uma opção futura. As usinas nucleares podem contribuir para a confiabilidade do sistema de energia, onde aumentam a diversidade de tecnologias de geração de energia na matriz energética. Para os países que importam energia, pode reduzir sua dependência de suprimentos estrangeiros e limitar sua exposição aos movimentos dos preços dos combustíveis nos mercados internacionais.

2.5. DISPONIBILIDADE DE RECURSOS PARA ENERGIA NUCLEAR

A matéria-prima para a produção de energia nuclear é o minério de urânio, um metal encontrado em formações rochosas da crosta terrestre aparecendo como constituinte da maioria das rochas. Desse minério é extraído o átomo de urânio utilizado na geração nuclear.

O valor do minério de urânio está na característica do átomo que o compõe: o átomo de Urânio (U), primeiro elemento químico da natureza em que se descobriu a capacidade de radiação. Se bem utilizada, é aplicada em atividades como a geração de energia elétrica e até mesmo vitais (como a medicina).

O urânio é um dos elementos mais pesados que ocorrem naturalmente, tem uma densidade relativa de 18,7 e seu ponto de fusão é 1132 °C (WNA, 2016a).

Tal como outros elementos o urânio ocorre em diferentes formas, conhecidas como isótopos. Estes isótopos diferem uns dos outros no número de partículas de nêutrons no núcleo. O urânio natural como encontrado na crosta terrestre é uma mistura de três isótopos: urânio 238 (U-238), representando 99,275%; U-235 (0,72%); e vestígios de U-234 (0,005%) (WNA, 2016a). Entretanto, para questões relativas ao enriquecimento de urânio, o átomo de U-234 é frequentemente ignorado pelo fato da sua pequena quantidade ser irrelevante, trabalhando-se então com 0,7% de U-235 e 99,3% de U-238, sendo que este não contribui para o processo de fissão.

O isótopo de U-235 é importante porque sob determinadas condições pode ser prontamente dividido, obtendo-se uma grande quantidade de energia. Portanto, diz-se ser físsil. A produção de energia em reatores nucleares é através da fissão do átomo de U-235, um processo que libera energia na forma de calor. O U-235 é o principal isótopo físsil do urânio.

Concentrando-se no urânio como combustível nuclear mais comumente usado, a Tabela 2.19 mostra as reservas de urânio no mundo, bem como os valores disponíveis em cada país.

Tabela 2.19 - Recursos de Urânio Disponíveis em 2015

País	Toneladas de U	Porcentagem Mundial
Austrália	1.664.100	29%
Cazaquistão	745.300	13%
Canadá	509.000	9%
Rússia	507.800	9%
África do Sul	322.400	6%
Níger	291.500	5%
Brasil	276.800	5%
China	272.500	5%
Namíbia	267.000	5%
Mongólia	141.500	2%
Uzbequistão	130.100	2%
Ucrânia	115.800	2%
Botsuana	73.500	1%
EUA	62.900	1%
Tanzânia	58.100	1%
Jordânia	47.700	1%
Outros	232.400	4%
Total	5.718.400	100%

Fonte: WNA (2016h)

Pela Tabela 2.19 observa-se que existem reservas de cerca de 5,7 milhões de toneladas de minério de urânio em todo o mundo, com destaque para Austrália, Cazaquistão, Canadá e Rússia que, juntos, respondem por 60% dos recursos desse combustível.

O Brasil possui uma das maiores reservas mundial de urânio, o que permite o suprimento das necessidades domésticas em longo prazo e a disponibilização do excedente para o mercado externo.

No Brasil, apenas 25% do território foi prospectado em busca do minério (INB, 2016a). Mesmo assim, o país ocupa a 7ª colocação no ranking dos países com as maiores reservas. As cidades de Caldas (MG), Caetité (BA) e Santa Quitéria (CE) são os principais locais com a ocorrência desse mineral.

A produção brasileira de urânio começou em 1982, no município de Caldas (MG), onde uma reserva já conhecida foi explorada durante 13 anos, abastecendo a usina de Angra 1 e

programas de desenvolvimento tecnológico. Com o avanço das prospecções geológicas, outras reservas foram descobertas e, em 1995 a unidade das Indústrias Nucleares do Brasil em Caldas encerrou a produção de urânio, entrando então em fase de descomissionamento (INB, 2016b).

Em 1998 o urânio começou a ser explorado em Caetité (BA), uma área onde existe uma reserva de 100.000 toneladas do minério. A Unidade de Concentrado de Caetité produz anualmente cerca de 400 toneladas de concentrado de urânio, o suficiente para abastecer Angra 1 e Angra 2 (INB, 2016b).

Com o desafio maior de atender a demanda das usinas nucleares que têm previsão de serem construídas no Brasil, a INB iniciou os trabalhos necessários para aumentar a sua produção de urânio. Em Santa Quitéria (CE) a reserva de urânio encontra-se associado ao fosfato, e o empreendimento conta com a parceria da iniciativa privada, a qual será a responsável pela exploração e comercialização do fosfato associado, entregando o subproduto desse processo (licor de urânio) à INB, que será a responsável pela produção do concentrado de urânio (INB, 2016b).

CAPÍTULO 3

3. REATORES NUCLEARES

Um reator nuclear é um dispositivo usado em usinas contendo combustível nuclear capaz de manter uma reação em cadeia, controlada, baseada na fissão nuclear. A principal função de qualquer reator nuclear de potência é gerar calor a uma taxa determinada (WOISKI, 1981). Ao longo do desenvolvimento da energia nuclear têm-se proposto inúmeros projetos de reatores nucleares.

Projetos de reatores nucleares são geralmente classificados por “gerações”, isto é, Geração I, II, III, III+ e IV, como mostrado na Figura 3.1. Essa nomenclatura foi criada para melhorar a compreensão da evolução dos projetos de reatores nucleares e fazer as suas distinções (GOLDBERG; ROSNER, 2012).

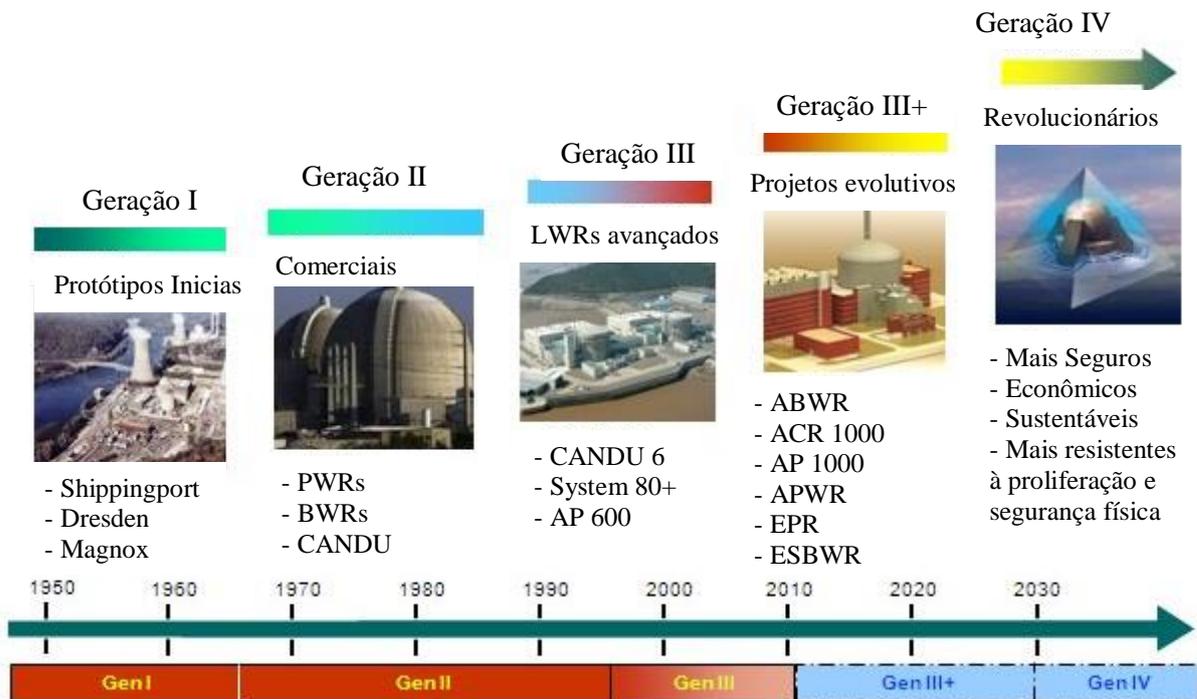


Figura 3.1 - Evolução das Gerações dos Reatores Nucleares

Fonte: Albiac (2011)

As Gerações I e II foram, respectivamente, o conjunto da primeira geração experimental e a primeira geração madura de reatores nucleares comerciais em larga escala. As Gerações III e III+ são uma geração mais nova de reatores que estão sendo usados atualmente que usam

essencialmente o U-235 como combustível e água leve como moderador, mas melhoraram a segurança e a confiabilidade através das melhorias de projeto. Enfim, os reatores da Geração IV são os projetos futuros que se afastam do U-235 e água leve para melhorar a viabilidade econômica e o acesso ao abastecimento de combustível a longo prazo. Os reatores da Geração IV estão previstos para entrar no mercado por volta de 2030 (VANEK *et al.*, 2012).

Os reatores da Geração I referem-se aos protótipos e aos reatores de potência que lançaram a energia nuclear civil. Esta geração é composta dos primeiros protótipos de reatores dos anos 1950 e 1960, tais como Shippingport (1957-1982) na Pensilvânia, EUA, Dresden 1 (1960-1978) em Illinois, EUA e Calder Hall 1 (1956-2003) no Reino Unido (GOLDBERG; ROSNER, 2012).

Os reatores da Geração II referem-se a uma classe de reatores comerciais projetados para serem econômicos e confiáveis. Projetados para uma vida útil operacional de 40 anos, os reatores da Geração II incluem o PWR, BWR e CANDU (GOLDBERG; ROSNER, 2012).

Sistemas da Geração II começaram a operar no final dos anos 1960 e compreendem a maior parte dos mais de 400 reatores comerciais do mundo, sendo em sua maioria PWRs e BWRs. Esses reatores, geralmente referidos como “*Light Water Reactors*” (LWRs), usam recursos de segurança ativa tradicionais que envolvem operações elétricas ou mecânicas que são acionadas automaticamente e, em muitos casos, podem ser acionados pelos operadores dos reatores nucleares (GOLDBERG; ROSNER, 2012).

Os reatores da Geração III são basicamente os reatores da Geração II com melhorias. Essas melhorias são nas áreas de tecnologia do combustível, eficiência térmica, construção modular, sistemas de segurança e padronização do projeto (estes projetos padronizados destinam-se a reduzir os custos de manutenção e de capitais). Melhorias na tecnologia dos reatores na Geração III visam uma maior vida operacional, que tipicamente é de 60 anos de operação (GOLDBERG; ROSNER, 2012).

Os projetos dos reatores da Geração III+ são um desenvolvimento evolutivo da Geração III, oferecendo melhorias significativas no aspecto de segurança, redução de custos e simplificação do projeto (GOLDBERG; ROSNER, 2012).

Reatores da Geração III+ foram desenvolvidos a partir dos tradicionais reatores de água leve. Estes têm uma vida útil de 30-40 anos, enquanto aqueles são projetados para uma vida útil de 60 anos, o que os torna mais atraentes para investimento. Outra característica dos reatores da Geração III+ é que eles são mais eficientes na queima de combustível. O reator EPR, por

exemplo, usa 17% menos urânio por kWh do que os LWRs existentes (NORDHAUS *et al.*, 2014). A maioria dos projetos desses reatores usa como combustível o óxido de urânio enriquecido, mas podem também queimar combustível de óxido misto - MOX (uma combinação de plutônio e urânio feita pelo combustível irradiado reprocessado ou pelo material de armas inativas).

Os projetos da Geração III+ como as usinas da Westinghouse AP1000 e o EPR apresentam uma série de melhorias de segurança. Essas incluem cúpula de contenção mais forte para suportar melhor terremotos e choques de avião. Projetos de usinas passivas como a AP1000 têm sistemas de segurança que podem arrefecer e estabilizar o núcleo do reator por um mínimo de 72 horas após um desligamento de emergência sem intervenção humana ou necessidade de energia elétrica. Outros projetos da Geração III+ usam maior redundância para sistemas de segurança ativos e geradores a diesel para melhorar a confiabilidade. As frequências de danos ao núcleo em reatores III+ (probabilidade de um evento significativo prejudicial ao núcleo como uma fusão), são centenas de vezes menores com esses recursos de segurança do que os LWRs de hoje (NORDHAUS *et al.*, 2014).

Muitos projetos da Geração III+ têm um coletor central: se o núcleo for derretido, ele derreteria em uma grande estrutura que espalharia o combustível derretido em canais resistentes ao calor para resfriar rapidamente e parar as reações. Os projetos passivos também empregam um refrigerante alimentado por gravidade, onde um grande tanque de refrigerante é armazenado acima do reator e é liberado automaticamente no caso de uma perda no arrefecimento do núcleo (NORDHAUS *et al.*, 2014).

Os reatores da Geração IV são uma nova geração de reatores nucleares que buscam atender às futuras necessidades energéticas do mundo. Para o desenvolvimento dessa nova geração de reatores nucleares foi criada em 2000 uma cooperação internacional, organizada pela Organização das Nações Unidas (ONU) e mais tarde endossada pela IAEA, que também é chamado de *Generation IV International Forum* (GIF).

O Fórum Internacional da Geração IV é um esforço de cooperação internacional que foi criado para realizar pesquisas e desenvolvimento para atender a capacidade de viabilidade e desempenho dos sistemas de energia nuclear da próxima geração (GIF, 2016a).

Os objetivos tecnológicos para os sistemas da Geração IV estão dispostos nas áreas de sustentabilidade, economia, segurança e confiabilidade, resistência à proliferação e proteção física. Essas metas ambiciosas visam responder às exigências econômicas, ambientais e sociais

do século XXI, onde busca-se um sistema de energia que seja capaz de fornecer geração de energia sustentável que atenda aos objetivos de ar limpo e que possa minimizar e gerir seus resíduos nucleares, melhorando a proteção para a saúde pública e meio ambiente. Além de procurar fazer um uso mais eficiente do combustível e um menor grau de dano ao núcleo do reator (GIF, 2016b). Projeta-se que os Reactores da Geração IV possam estar disponíveis para introdução comercial até 2030 (GIF, 2016c).

Uma estação de energia nuclear é projetada para produzir eletricidade a partir do combustível nuclear. Os princípios para a utilização da energia nuclear para produzir eletricidade são os mesmos para a maioria dos tipos de reatores. No entanto, apesar deles compartilharem do mesmo princípio básico de operação, há diferentes tipos de reatores nucleares.

A classificação dos tipos de reatores varia, e a escolha da combinação do combustível, refrigerante e moderador (água leve/pesada, a gás), tipo de reação de fissão (térmica, reatores rápidos), uso do reator (reatores de potência, de pesquisa) determina o tipo do reator para a qual a estação de energia pertence. Nesse trabalho serão apresentados apenas reatores de potência.

Para a maioria dos tipos de reatores existem vários componentes comuns:

- **Combustível:** o combustível utilizado em uma central nuclear contém átomos físséis capazes de liberar sua energia através da fissão. O átomo físsil mais comum é o Urânio-235, que ocorre naturalmente, sendo o principal átomo usado em centrais nucleares. Normalmente pastilhas de dióxido de urânio (UO_2) são dispostas em tubos para formar barras de combustível. As barras são organizadas em feixes, formando o elemento combustível no núcleo do reator.
- **Moderador:** material (água, água pesada, grafite) no núcleo do reator que diminui a velocidade e energia dos nêutrons liberados da fissão a fim de aumentar a probabilidade de uma nova fissão.

Devido à sua elevada energia, os nêutrons movem-se a alta velocidade (20.000 km/s), nessa velocidade eles podem passar muito perto de um átomo de urânio sem serem capturados. Isso torna mais difícil obter reações de fissão suficientes. A fim de obter um maior número de reações de fissão mais facilmente, os nêutrons precisam ser desacelerados consideravelmente, de 20.000 km/s para uma velocidade de cerca de 2 km/s (CEA, 2005). Em um projeto de reator eficiente, o combustível e o moderador são posicionados alternadamente: combustível, moderador, combustível, moderador.

- **Barras de Controle:** hastes feitas com material de absorção de nêutron, como o boro, e são inseridas ou retiradas do núcleo para controlar a velocidade da reação ou suspendê-la. As barras de controle podem ser movidas para dentro ou fora do núcleo do reator. Sua altura pode ser ajustada, ou elas podem ser removidas completamente, de acordo com o número de nêutrons que necessitam ser absorvidos.

As barras de controle são utilizadas para controlar a operação do reator. No caso de um incidente, todas as hastes são inseridas para dentro do núcleo do reator com o intuito de parar a reação em cadeia quase que instantaneamente.

- **Refrigerante:** a energia liberada na forma de calor quando o núcleo de urânio sofre fissão deve ser recuperada a fim de ser usada para gerar eletricidade. Essa tarefa é executada pelo refrigerante.

Como o próprio nome indica, o refrigerante é um fluido capaz de transportar calor. Esse fluido circula em torno das barras de combustível e proporciona duas funções: ele absorve o calor do combustível e transporta-o para fora do núcleo do reator. Além disso, mantém a temperatura interna a um nível que não danificará os materiais no núcleo. Há vários fluidos de transferência de calor utilizados em reatores nucleares, tais como: água (leve e pesada) e gás.

A água, leve ou pesada, deve ser mantida a uma pressão elevada (7 a 15 MPa) para ser capaz de ter um bom funcionamento bem acima dos 100 °C, chegando até 345 °C, como nos reatores atuais (WNA, 2016e).

O hélio deve ser usado a uma pressão similar a da água (7 a 14 MPa) para manter uma operação eficiente. O dióxido de carbono foi usado primeiramente em reatores britânicos, e em seus AGRs (*Advanced Gas-Cooled Reactor*) atuais que operam em temperaturas muito mais elevadas (650 °C) do que os reatores a água leve (WNA, 2016e).

- **Vaso do Reator:** vaso de pressão destinado a alojar o núcleo do reator nuclear, o moderador, o refrigerante, receber e transmitir os esforços mecânicos provenientes das estruturas internas do reator.

Devido ao bombardeio de radiações durante a vida do reator, com efeito cumulativo e consequentes mudanças de propriedades mecânicas e físicas durante esse período, o material do vaso deve conservar a sua integridade sob estas condições.

- **Gerador de Vapor:** Trocador de calor com o objetivo de transferir calor do circuito primário ao circuito secundário (caso das usinas PWR).

Reatores têm até seis *loops*, cada um com um gerador de vapor. Desde 1980, mais de 110 reatores do tipo PWR tiveram seus geradores de vapor substituídos após 20-30 anos de operação, 57 deles nos Estados Unidos (WNA, 2016e).

3.1. REATORES A ÁGUA LEVE

Como o próprio nome indica, reatores do tipo LWR utilizam água leve como refrigerante e moderador. Esses são reatores térmicos típicos, visto que utilizam nêutrons térmicos para causar a reação de fissão nuclear dos átomos de U-235. A eficiência térmica desses reatores está por volta dos 30% (MURTY; CHARIT, 2013). Há duas categorias de projeto principais para os reatores LWR, os reatores tipo PWR e BWR.

3.1.1. REATORES PWR

Esse é o tipo de reator mais amplamente usado no mundo. Um esquema simplificado de uma usina PWR é mostrado na Figura 3.2. O ciclo de potência é composto por dois circuitos: primário e secundário. As usinas de circuito duplo são caracterizadas por dois sistemas de fluidos fisicamente independentes que separam o refrigerante radioativo do reator a alta pressão (circuito primário) dos sistemas de vapor/condensado não radioativos a baixa pressão (circuito secundário).

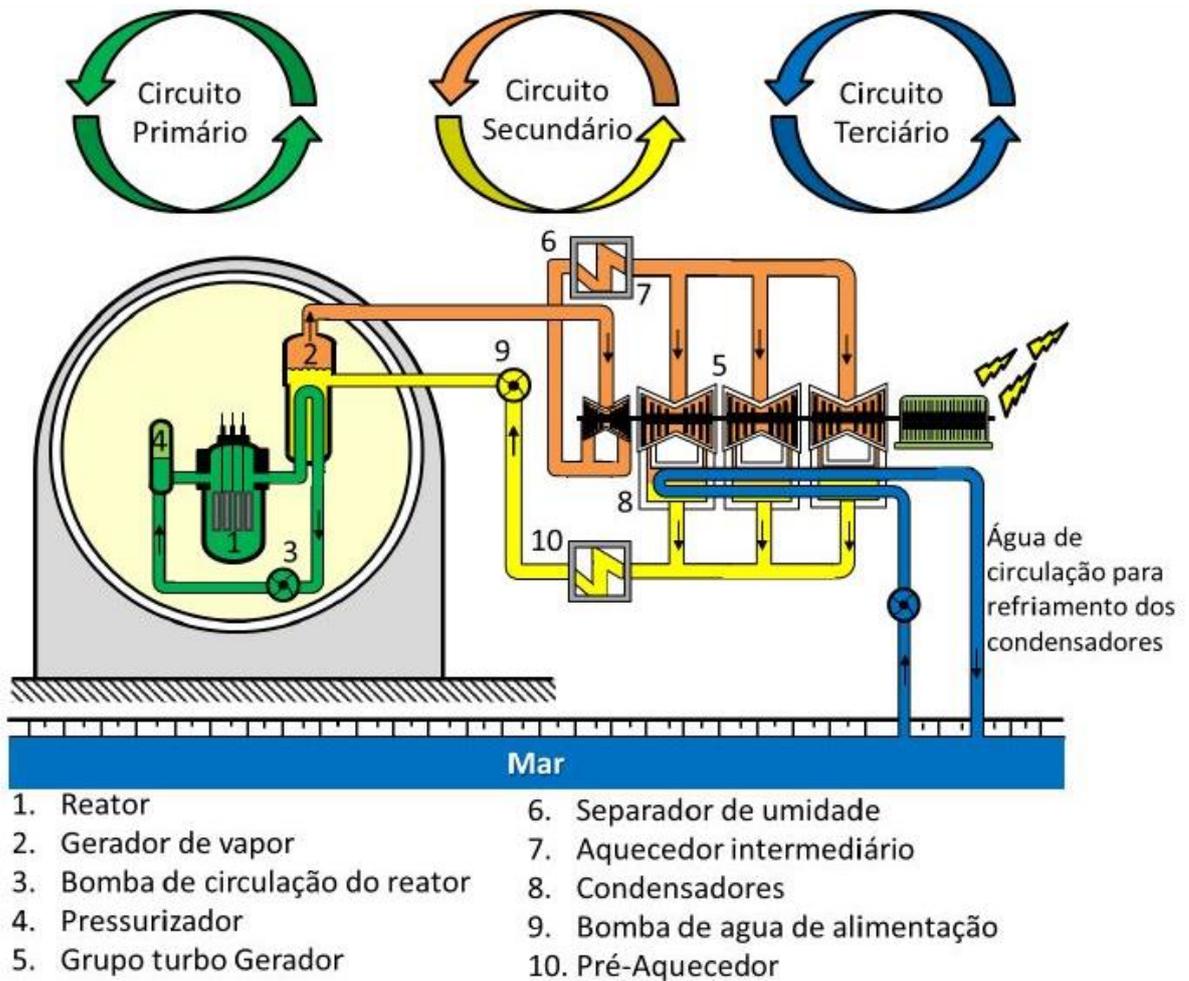


Figura 3.2 - Usina Termonuclear PWR

Fonte: Siqueira (2016)

O circuito primário (também chamado de circuito de refrigeração do reator) é constituído pelo vaso do reator, o gerador de vapor, bomba de refrigeração do reator e o pressurizador. Esse circuito contém a fonte de calor que consiste de um núcleo de combustível nuclear posicionado dentro do vaso do reator, onde a energia resultante da reação de fissão controlada é transformada em calor (TESTA; KUNKLE, 1984).

O fluido de arrefecimento (água comum desmineralizada) é bombeado para o gerador de vapor, onde o calor é transferido para um circuito secundário através de uma série de tubos do tipo-U. O fluido de arrefecimento do reator, em seguida, retorna ao vaso do reator para continuar o processo. Um pressurizador que é aquecido eletricamente e está ligado ao circuito, mantém a pressão do circuito primário acima da pressão de saturação da água de modo que o fluido não entre em ebulição (TESTA; KUNKLE, 1984).

A função primária do sistema de arrefecimento do reator é transferir o calor do combustível para o gerador de vapor. Uma segunda função é conter quaisquer produtos da fissão que escapem do combustível.

O circuito secundário é o circuito de utilização do calor onde o vapor produzido no gerador de vapor flui para um conjunto de turbinas de alta e baixa pressão onde esse vapor é expandido para converter energia térmica em energia mecânica e, conseqüentemente, energia elétrica (TESTA; KUNKLE, 1984).

Após a expansão nos diversos estágios da turbina, com a conseqüente redução de sua pressão e temperatura, o vapor é condensado e bombeado de volta ao gerador de vapor dando continuidade ao ciclo termodinâmico.

Uma vez que os circuitos primário e secundário são separados fisicamente um do outro pelos tubos do gerador de vapor, o sistema secundário não leva consigo nenhuma radioatividade. Dessa forma, eliminam-se os extensivos problemas de manutenção das turbinas que resultariam de vapor radioativamente contaminado.

A água de circulação para resfriamento, que compõem um terceiro circuito separado dos ciclos primário e secundário, utilizada para condensação do vapor de exaustão das turbinas de baixa pressão, é tomada e devolvida de uma fonte fria externa aos ciclos primário e secundário. Dependendo da localidade, esse calor é liberado para um rio, lago, oceano ou um sistema de torre de resfriamento (TESTA; KUNKLE, 1984).

Os reatores PWR são projetados para funcionar com coeficientes negativos de temperatura para o combustível e o fluido de resfriamento, isto é, um freio automático contra aumentos repentinos de potência. Assim, um aumento de temperatura do combustível e do fluido de resfriamento, devido ao aumento da potência do reator ou redução da carga do grupo turbina-gerador elétrico, acarreta uma redução na população de nêutrons disponíveis para fissão e uma conseqüente redução da potência do reator (ELETRONUCLEAR, 1998).

Assim, o núcleo do reator PWR possui autocontrole, denominado de segurança intrínseca, que tende a protegê-lo nos casos de desequilíbrio de carga entre o grupo turbina-gerador e o reator, tais como excursões de potência do reator (acarretadas, por exemplo, pela retirada anormal ou mesmo ejeção acidental de uma barra de controle), ou redução drástica da carga do grupo turbina-gerador (devido, por exemplo, à perda de carga da usina por acidente em uma ou várias linhas de transmissão).

As figuras 3.3, 3.4 e 3.5 mostram a disposição do sistema de refrigeração do reator para três reatores a água pressurizada. Todos os sistemas são constituídos pelos mesmos principais componentes (vaso do reator, pressurizador, gerador de vapor e bomba de resfriamento do reator), o que os difere é o número de geradores de vapor e bombas de resfriamento do reator. A Tabela 3.1 apresenta parâmetros típicos dos reatores referentes às Figuras 3.3, 3.4 e 3.5.

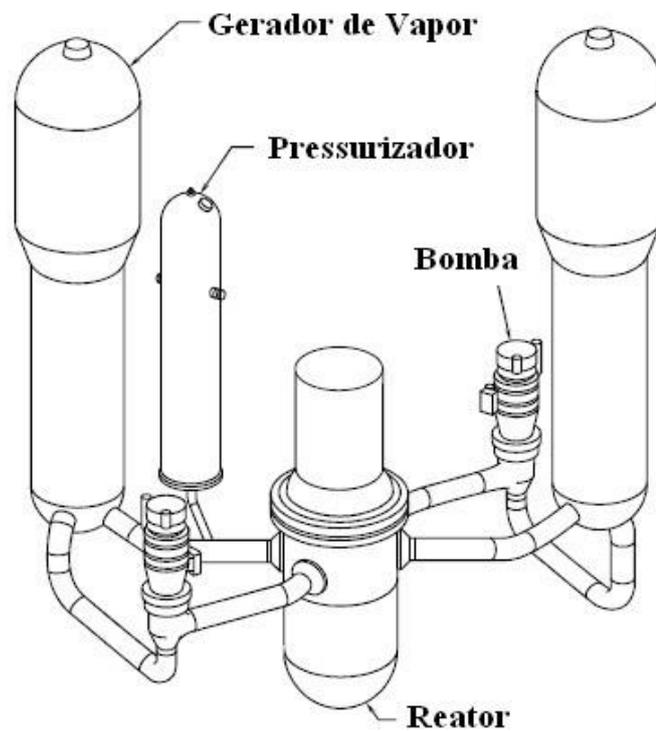


Figura 3.3 - Sistema de Refrigeração do Reator de 2-Loop da Westinghouse

Fonte: NRC (2001a)

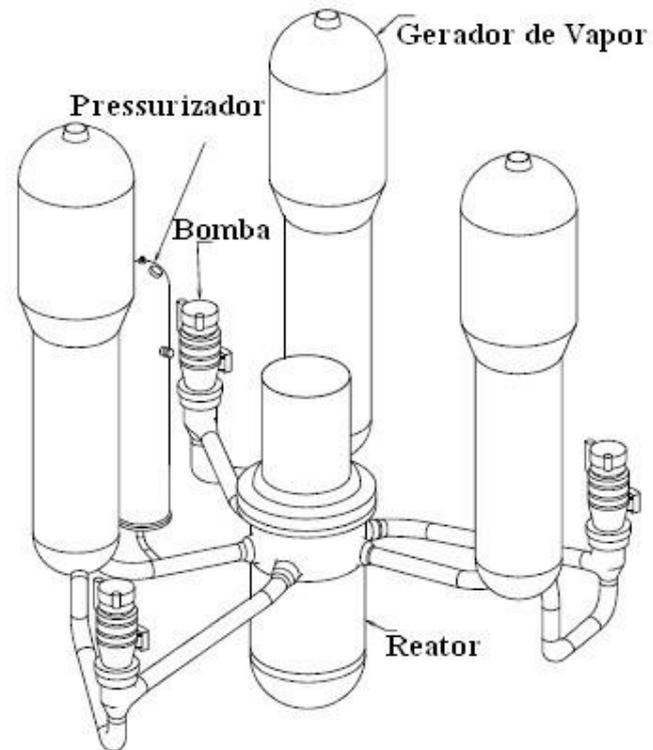


Figura 3.4 - Sistema de Refrigeração do Reator de 3-Loop da Westinghouse
Fonte: NRC (2001a)

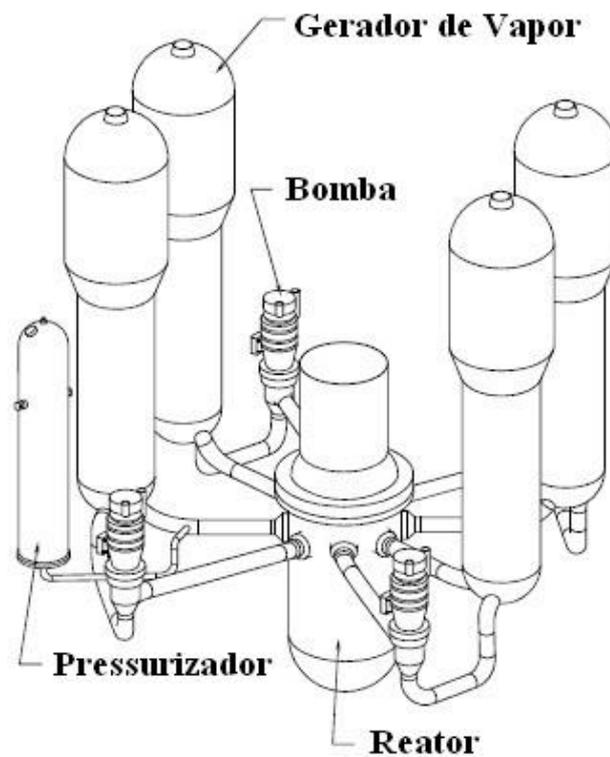


Figura 3.5 - Sistema de Refrigeração do Reator de 4-Loop da Westinghouse
Fonte: NRC(2001a)

Tabela 3.1 - Parâmetros de Projeto de Reatores PWR da Westinghouse

Parâmetros	Usina 2-Loop	Usina 3-Loop	Usina 4-Loop
Comprimento do Vaso (m)	12,1	13,2	13,6
Diâmetro Interno (m)	3,4	4	4,4
Volume de Refrigerante (m ³)	71	106	138
Pressão de Projeto (MPa)	17,2	17,2	17,2
Pressão de Operação (MPa)	16	16	16
Temperatura de Projeto (°C)	343	343	343
Potência Térmica Reator (MW)	1.882	2.785	3.411
Vazão de Refrigerante (kg/s)	8.950	13.734	17.438
Número de Elementos Combustíveis	121	157	193

Fonte: Testa e Kunkle (1984)

3.1.1.1. VASO DO REATOR

O vaso do reator (Figura 3.6) é um recipiente cilíndrico com o topo hemisférico removível. O topo é removível para permitir o reabastecimento do reator. Há uma entrada (perna fria) e uma saída (perna quente) para cada *loop* do sistema de refrigeração do reator. Segundo o NRC (2001a), o vaso do reator e todas as superfícies que entram em contato com o fluido de refrigeração são revestidos com aço inoxidável para aumentar a resistência à corrosão.

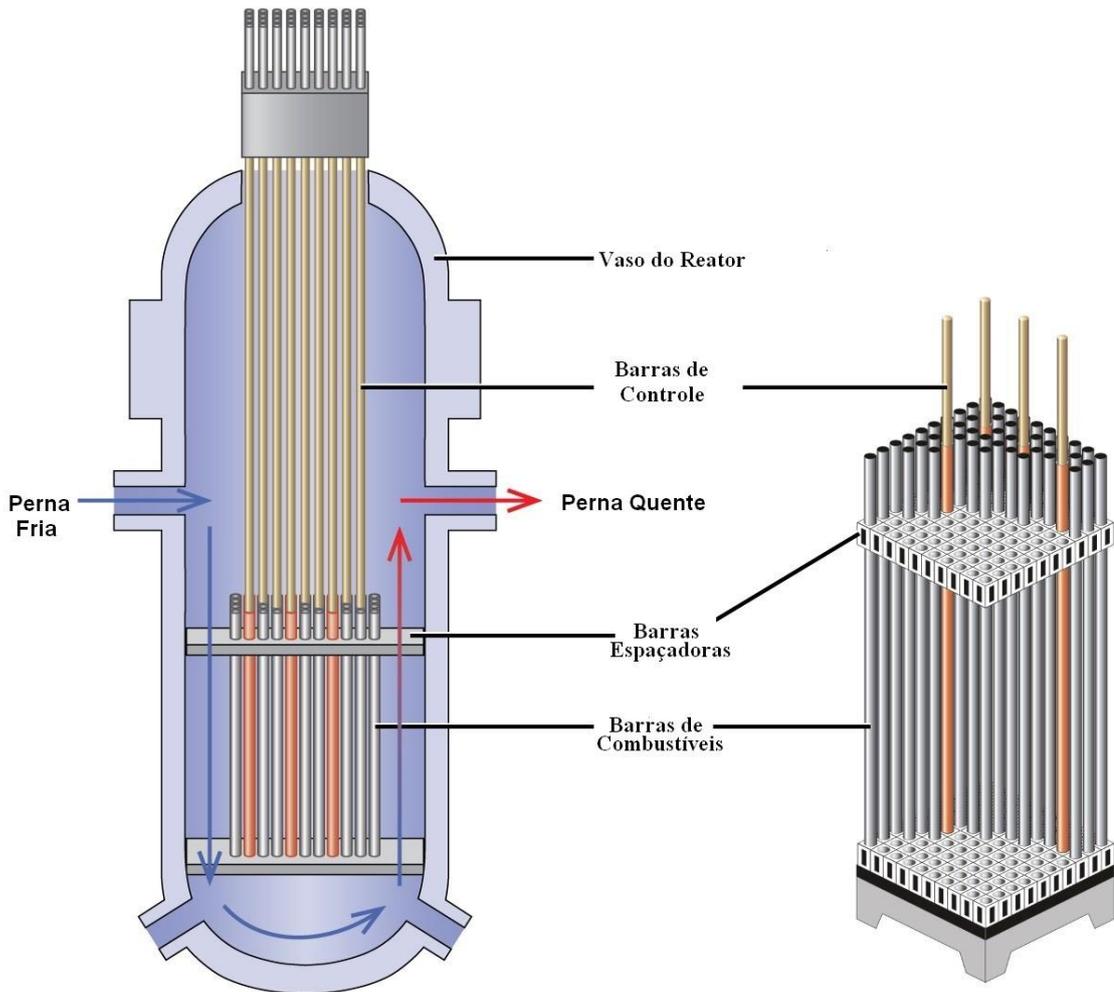


Figura 3.6 - Vaso do Reator Nuclear

Fonte: Chemistry (2017)

A função de um reator nuclear é gerar calor a uma dada taxa exigida (TESTA; KUNKLE, 1984). Esse ofício é feito pelo núcleo do reator que é constituído por barras de combustível levemente enriquecidas de dióxido de urânio, componentes de controle de reatividade e instrumentação de monitoramento do núcleo.

As barras de combustível são tubos de uma liga de zircônio e estanho (denominada zircaloy 4) hermeticamente selados. Dentro dos tubos está o combustível, que é composto de pastilhas cerâmicas de dióxido de urânio (UO_2). As barras de combustível, por sua vez, são arranjadas em feixes, os quais são fixados em grades espaçadoras, formando o elemento combustível, como visto na Figura 3.7. A barra de combustível é a primeira barreira que serve para impedir a saída de material radioativo para o meio ambiente.

O controle do reator é realizado por intermédio de feixes de barras de controle e pela adição de ácido bórico na água. As barras de controle são utilizadas para controlar a potência e possibilitar o desligamento rápido do reator. Essas varetas movimentam-se verticalmente, através de tubos-guia situados no interior do elemento combustível. Cada barra de controle é atuada por meio de um mecanismo eletromagnético, montado sobre a tampa do vaso do reator.

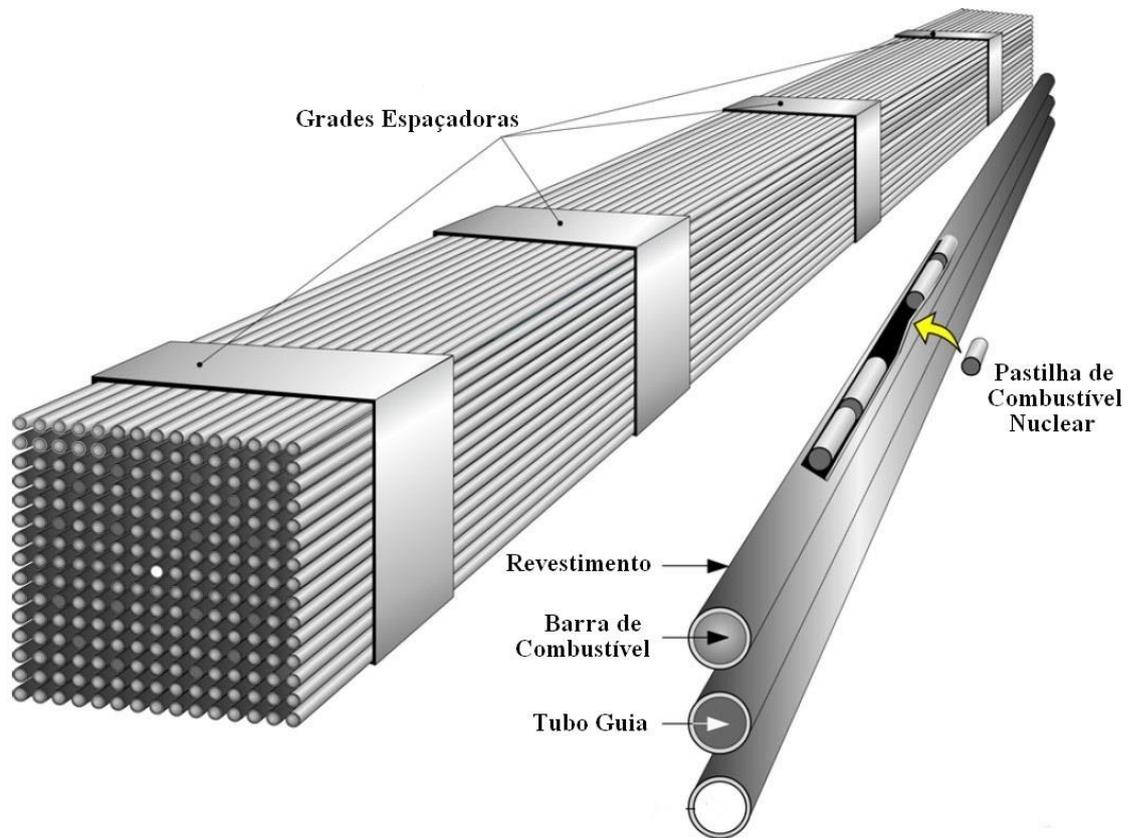


Figura 3.7 - Elemento Combustível

Fonte: San Onofre Safety (2017)

O material absorvedor de nêutrons que compõem as barras de controle é uma liga metálica de prata-índio-cádmio (Ag-In-Cd) contendo em massa 80 % de prata, 15 % de índio e 5 % de cádmio (ALBIAC, 2004).

O desligamento rápido do reator, interrompendo instantaneamente a reação em cadeia, se dá pela queda por gravidade dentro do núcleo de todas as barras de controle, através da interrupção de corrente elétrica nas bobinas de atracamento desses mecanismos.

O núcleo do reator, e todos os dispositivos associados ao suporte e alinhamento, estão alojados dentro do vaso do reator, que é a segunda barreira física que serve para impedir a saída de material radioativo para o meio ambiente.

O núcleo do reator é do tipo multi-região (Figura 3.8). No primeiro ciclo do reator, os elementos combustíveis com o mais elevado enriquecimento são alocados na periferia do núcleo, e aqueles com enriquecimentos inferiores são misturados na região central do núcleo em um padrão que produz a distribuição de energia mais uniforme (TESTA; KUNKLE, 1984).

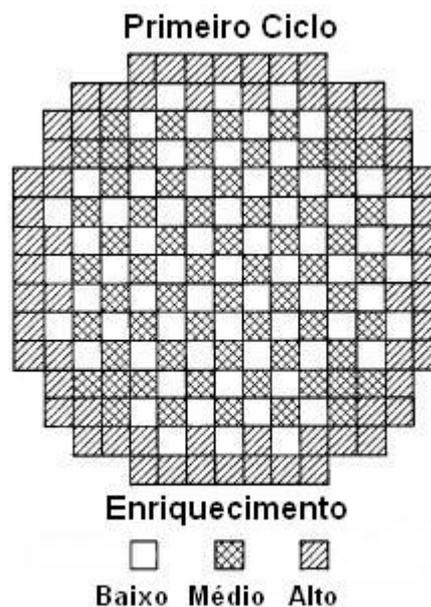


Figura 3.8 - Padrão de Carregamento de Combustível

Fonte: Testa e Kunkle (1984)

Na hora do reabastecimento, os elementos combustíveis da região central, os menos enriquecidos, são removidos e os elementos combustíveis da região externa são deslocados para o interior em conformidade com um padrão de recarga selecionado. Combustível novo é então adicionado na periferia do núcleo e, em alguns casos, em locais interiores adjacentes. Esse método cíclico resulta em uma distribuição de energia e queima mais uniforme (TESTA; KUNKLE, 1984).

O vaso de pressão do reator, bem como todo o sistema de geração de vapor, o tanque de água dos elementos combustíveis usados e o depósito dos elementos combustíveis novos estão instalados em uma grande carcaça de aço denominada contenção. Essa contenção é projetada para resistir à pressão que se desenvolveria na hipótese de ruptura de uma tubulação do circuito

primário, sendo essa contenção a terceira barreira que serve para impedir a saída de material radioativo para o meio ambiente (ELETRONUCLEAR, 1998).

Há outro envoltório, de concreto, revestindo a contenção sendo denominado de edifício do reator. O edifício do reator envolve a esfera de contenção e é a quarta barreira física que serve para impedir a saída de material radioativo para o meio ambiente e, além disso, oferece proteção contra condições adversas da natureza (ventos, chuvas, inundações) e contra impactos externos (queda de aviões e explosões). A Figura 3.9 faz a ilustração dessas barreiras de segurança (ELETRONUCLEAR, 1998).

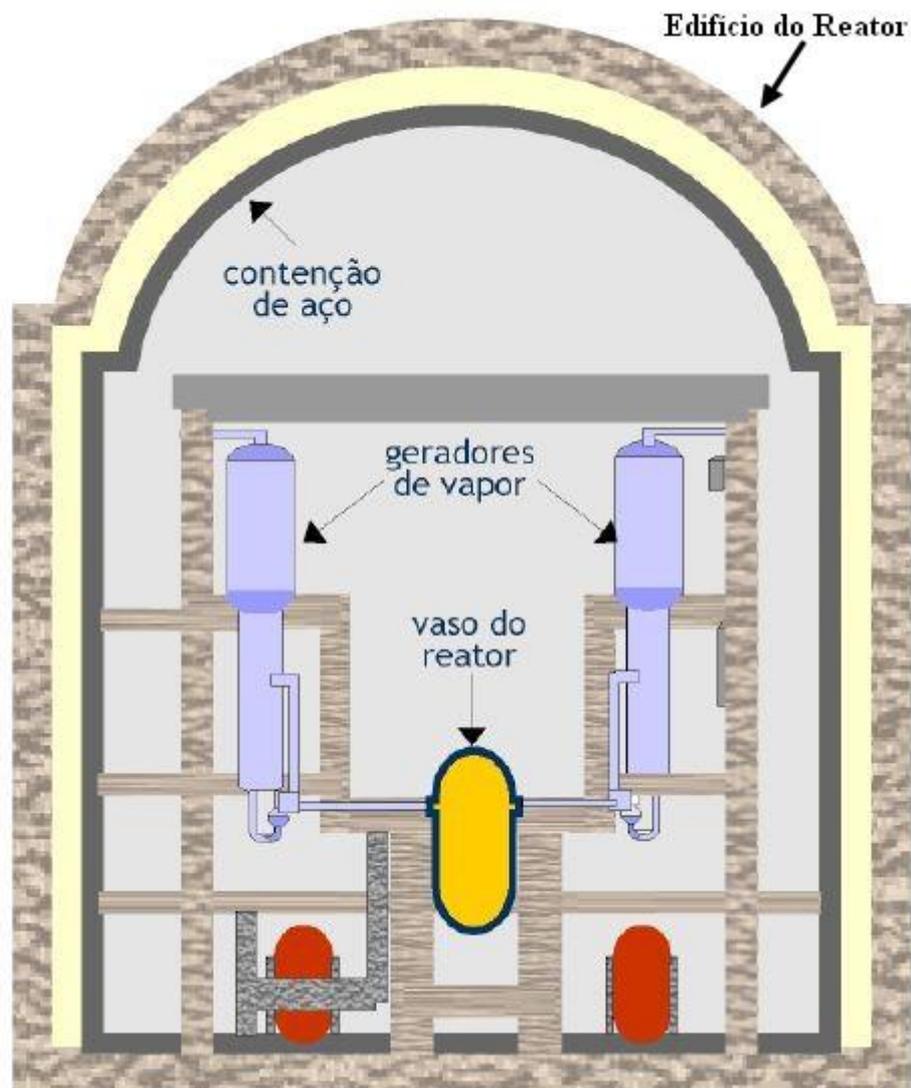


Figura 3.9 - Edifício do Reator

Fonte: Eletronuclear (1998)

3.1.1.2. GERADOR DE VAPOR

Os reatores a água pressurizada utilizam como princípio um projeto de sistema de ciclo fechado. Isso significa que o fluido radioativo no circuito primário é completamente separado do circuito secundário. A ligação que conecta os dois circuitos é o gerador de vapor.

Os geradores de vapor (Figura 3.10) possibilitam a transferência de energia térmica da água de refrigeração do reator (circuito primário) para a água de alimentação do circuito secundário. Esses equipamentos são montados verticalmente com tubos tipo “U” e constituídos por duas seções: uma seção do evaporador e outra de tambor de vapor (TESTA; KUNKLE, 1984).

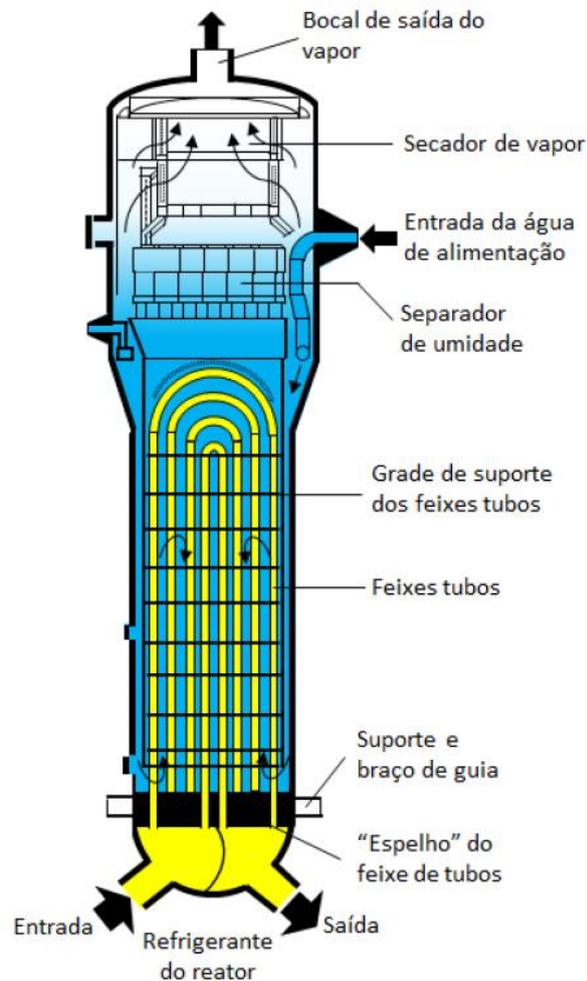


Figura 3.10 - Gerador de Vapor

Fonte: Siqueira (2016)

A seção do evaporador é constituída por um permutador de calor de tubos em “U”, enquanto que a seção de tambor de vapor (localizada na parte superior do gerador de vapor) abriga equipamentos de separação de umidade.

A água de refrigeração do reator, a alta pressão e temperatura, entra no gerador de vapor pela parte inferior, flui pelos tubos tipo “U” e depois sai também pela parte inferior (como visto na Figura 3.10). Uma placa divisória limita esse canal entre as seções de entrada e saída.

A água de alimentação entra na unidade através de um bocal localizado na parte superior e é distribuída em torno do exterior do feixe de tubos, onde troca calor com a água de refrigeração do reator. A vaporização ocorre à medida que o fluido sobe pelo feixe de tubos.

Um conjunto de separadores de umidade, que se encontram acima do feixe de tubos, remove a maior parte da água presente no vapor. Secadores de vapor são empregados para aumentar a qualidade do vapor. Após isso, o vapor sai pelo bocal localizado na parte superior do gerador de vapor. A Tabela 3.2 mostra alguns parâmetros típicos de um gerador de vapor de 4-Loop da Westinghouse. Para todos os projetos de gerador de vapor, o vapor é conduzido para as turbinas e o líquido de arrefecimento é encaminhado para a bomba de refrigeração do reator.

Tabela 3.2 - Dados de Projeto de um Gerador de Vapor da Westinghouse

Dados de Projeto de um Gerador de Vapor	
Altura (m)	20,6
Pressão de Projeto (MPa)	17,2
Temperatura de Projeto (° C)	343
Vazão de Vapor por Gerador de Vapor (kg/s)	480
Umidade Máxima de Saída (%)	0,25
Vazão do Fluido de Resfriamento (Kg/s)	4.419
Temperatura do Fluido de Resfriamento na Entrada (°C)	327
Temperatura do Fluido de Resfriamento na Saída (°C)	292
Peso - Seco (t)	346
Peso - Operação de Projeto (t)	422
Peso - Plena Carga (t)	560

Fonte: Testa e Kunkle (1984)

3.1.1.3. BOMBA DE REFRIGERAÇÃO DO REATOR

Cada circuito de refrigeração do reator contém uma bomba vertical de estágio único e vedação no eixo projetada para bombear grandes volumes de refrigerante no circuito primário a altas pressões e temperaturas (TESTA; KUNKLE, 1984).

Segundo o NRC (2001a), a finalidade da bomba de refrigeração do reator é fornecer fluido de arrefecimento para remover o calor que é gerado pelo processo de fissão. Mesmo sem uma bomba, haveria fluxo circulando naturalmente pelo reator, entretanto, esse fluxo não seria suficiente para arrefecer o reator quando o mesmo estivesse em operação.

O fluido de resfriamento entra pela sucção da bomba a partir da saída do gerador de vapor. A água ganha velocidade a partir do rotor, uma região de baixa pressão, e este aumento de velocidade é convertido em pressão na voluta de descarga. A região de alta pressão é criada na periferia do rotor onde o fluido encontra um aumento progressivo de área, o que gera uma queda na velocidade e, conseqüentemente, um aumento na pressão.

Na descarga da bomba de refrigeração do reator, a pressão de arrefecimento será de aproximadamente 0,6 MPa acima da pressão de entrada (NRC, 2001a).

Depois de o fluido refrigerante deixar a descarga da bomba, ele entrará na perna fria do vaso do reator. O refrigerante passará então pelo combustível para trocar calor e será enviado de volta para o gerador de vapor.

Os principais componentes de uma bomba de refrigeração do reator são o motor, o conjunto de vedação e a unidade hidráulica. Uma bomba típica da Westinghouse é mostrada na Figura 3.11 e a Tabela 3.3 mostra os principais parâmetros da mesma.

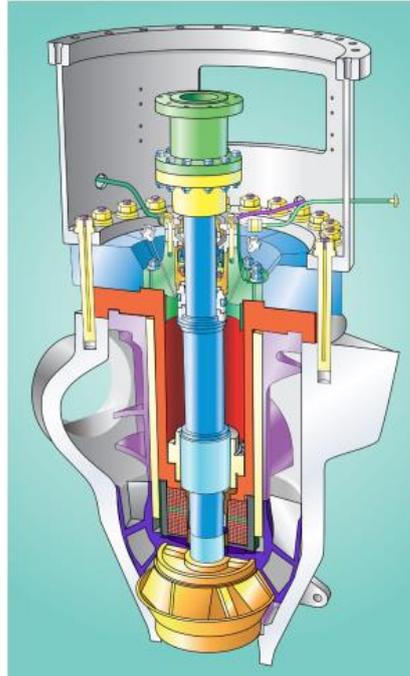


Figura 3.11 - Bomba de Resfriamento do Reator

Fonte: Westinghouse (2017)

Tabela 3.3 - Dados de Projeto de uma Bomba de Resfriamento do Reator da Westinghouse

Dados de Projeto de uma Bomba de Resfriamento do Reator	
Capacidade de Projeto (m ³ /s)	6,15
Pressão de Projeto (MPa)	17,2
Temperatura de Projeto (°C)	343
Temperatura de Sucção (°C)	292
Velocidade de Operação (rpm)	1.189
Tensão do Motor (V)	6.600

Fonte: Testa e Kunkle (1984)

3.1.1.4. PRESSURIZADOR

O NRC (2001a) define pressurizador (Figura 3.12) como sendo o equipamento do sistema de refrigeração do reator que fornece um meio de controlar a pressão do sistema ocasionada pelas alterações de volume do refrigerante. O pressurizador é conectado à perna quente do circuito primário e a pressão é controlada pelo uso de aquecedores elétricos, bico de pulverização, válvulas de alívio e de segurança.

O pressurizador opera com uma mistura de vapor e água em equilíbrio. Se a pressão começa a desviar do valor desejado, os vários componentes atuarão para trazer a pressão de volta ao

ponto de operação normal. A causa da variação de pressão está normalmente associada com a mudança na temperatura do sistema de refrigeração do reator. Se a temperatura do sistema de refrigeração do reator começa a aumentar, a densidade do refrigerante irá diminuir, e a água começará a ocupar mais espaço. Uma vez que o pressurizador está ligado ao sistema de refrigeração do reator através da linha de fluxo, a água irá expandir-se para o pressurizador. Isso irá fazer com que o vapor na parte superior do pressurizador seja comprimido, e, por consequência, a pressão aumente.

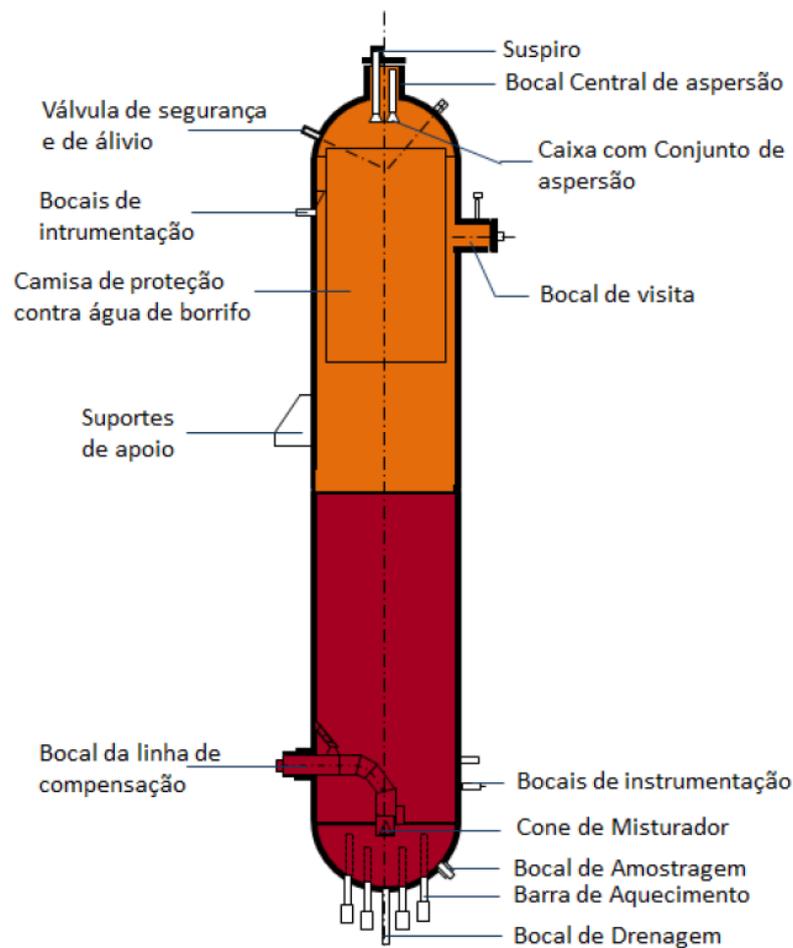


Figura 3.12 - Pressurizador

Fonte: Siqueira (2016)

O efeito oposto irá ocorrer se a temperatura do sistema de refrigeração do reator diminuir. A água irá se tornar mais densa, e desse modo ocupará menos espaço. O nível no pressurizador irá diminuir, o que causará uma diminuição na pressão. Para um aumento ou diminuição da pressão, o pressurizador irá operar para trazer a pressão de volta ao normal.

Em uma usina termonuclear quando ocorrer, no circuito secundário, uma situação de redução na carga elétrica da usina, haverá uma instantânea queda na quantidade de calor retirada do refrigerante através do gerador de vapor. Conseqüentemente, ocorrerá um significativo aumento da temperatura do refrigerante que implicará em sua expansão e, portanto, um aumento da pressão no circuito primário (WOISKI, 1981).

Um raciocínio análogo pode ser desenvolvido para o caso de um aumento de carga elétrica no circuito secundário. Neste caso, haverá uma maior quantidade de calor retirada do refrigerante através do gerador de vapor. Por conseguinte, haverá uma diminuição na temperatura do refrigerante e, neste caso, a pressão no circuito primário tenderá a diminuir devido à contração do refrigerante. Esta queda de pressão pode ser de tal ordem que provocaria vaporização localizada da água e possível queima de elementos combustíveis, além de problemas de cavitação no circuito primário (WOISKI, 1981).

Em condições de aumento de pressão haverá um fluxo de água para dentro do pressurizador através de uma linha de alimentação que tenderá a condensar o vapor impedindo que a pressão aumente, visto que o vapor toma mais espaço do que a mesma massa de água. Para acelerar a condensação existem aspersores de fluxo controlado no topo do tanque.

Se o aumento de pressão exceder a capacidade do pressurizador, as válvulas de alívio do mesmo abrirão e descarregarão vapor para um tanque de alívio. Se isso não aliviar a pressão, as válvulas de segurança se abrirão, descarregando o vapor também para o tanque de alívio.

Segundo o NRC (2001a), o tanque de alívio do pressurizador é um grande tanque contendo água com uma atmosfera de nitrogênio. Essa água serve para condensar o vapor descarregado pelas válvulas de alívio e segurança. Uma vez que o sistema de resfriamento do reator contém hidrogênio, a atmosfera de nitrogênio é usada para evitar que a partir do hidrogênio existente, haja um ambiente potencialmente explosivo.

Já em condições de queda de pressão, haverá um fluxo de água do pressurizador para o circuito primário, que fará com que parte da água entre em ebulição, impedindo que a pressão diminua. Para tornar mais rápida a ebulição existe aquecedores elétricos imersos na água.

O pressurizador deve, portanto, manter a pressão do refrigerante durante a operação em regime permanente, limitar as variações de pressão causadas por expansão e contrações térmicas durante oscilações normais de carga, e impedir que a pressão do circuito primário exceda certo limite de segurança (WOISKI, 1981).

A Tabela 3.4 mostra alguns parâmetros típicos de pressurizadores de 2, 3 e 4-Loop da Westinghouse.

Tabela 3.4 - Dados de Projeto de Pressurizadores da Westinghouse

Dados de Projeto de um Pressurizador			
	Usina 2-Loop	Usina 3-Loop	Usina 4-Loop
Altura (m)	9,6	12,8	16,1
Diâmetro (m)	2,3	2,3	2,3
Volume de Água (m ³)	17	23,8	30,6
Volume de Vapor (m ³)	11,3	15,9	20,4
Pressão de Projeto (MPa)	17,2	17,2	17,2
Temperatura de Projeto (°C)	360	360	360
Tipo de Aquecedores	Imersão Elétrica	Imersão Elétrica	Imersão Elétrica
Número de Aquecedores	78	78	78
Potência Instalada do Aquecedor (kW)	1.000	1.400	1.800
Número de Válvulas de Alívio	2	2	2
Número de Válvulas de Segurança	3	3	3
Peso - Seco (t)	52,6	70,4	88,7
Peso - Operação Normal (t)	62,7	84,5	106
Peso - Plena Carga (t)	80,9	110	140

Fonte: Testa e Kunkle (1984)

3.1.1.5. TURBINAS DE USINAS NUCLEARES

Muitas características de projeto de turbinas a vapor para aplicações em termonucleares são baseadas na experiência adquirida com projetos de turbinas para aplicações de energia fóssil. Entretanto, há condições de operação específicas em aplicações nucleares que não estão presentes em aplicações fósseis, tais como vapor úmido e, em alguns casos, radiação. Há também condições em aplicações fósseis que não têm que ser considerados em aplicações nucleares, tais como pressões e temperaturas de vapor supercrítico. Portanto, a experiência no projeto de turbina a vapor da indústria de energia fóssil tem uma aplicabilidade limitada para as instalações nucleares e vice-versa. Nem toda a experiência adquirida com turbinas fósseis pode ser transportada para turbinas nucleares (HITACHI, 2006).

As turbinas das usinas nucleares operam no estado de saturação ou em condições muito próximas do vapor saturado. Por esse motivo que elas são denominadas muitas vezes de “turbinas de vapor úmido”. Em comparação com as usinas nucleares, o ciclo de vapor de usinas

de combustíveis fósseis envolve vapor altamente superaquecido, com pressões e temperaturas elevadas (HITACHI, 2006). Essa característica pode ser observada através da Figura 3.13.

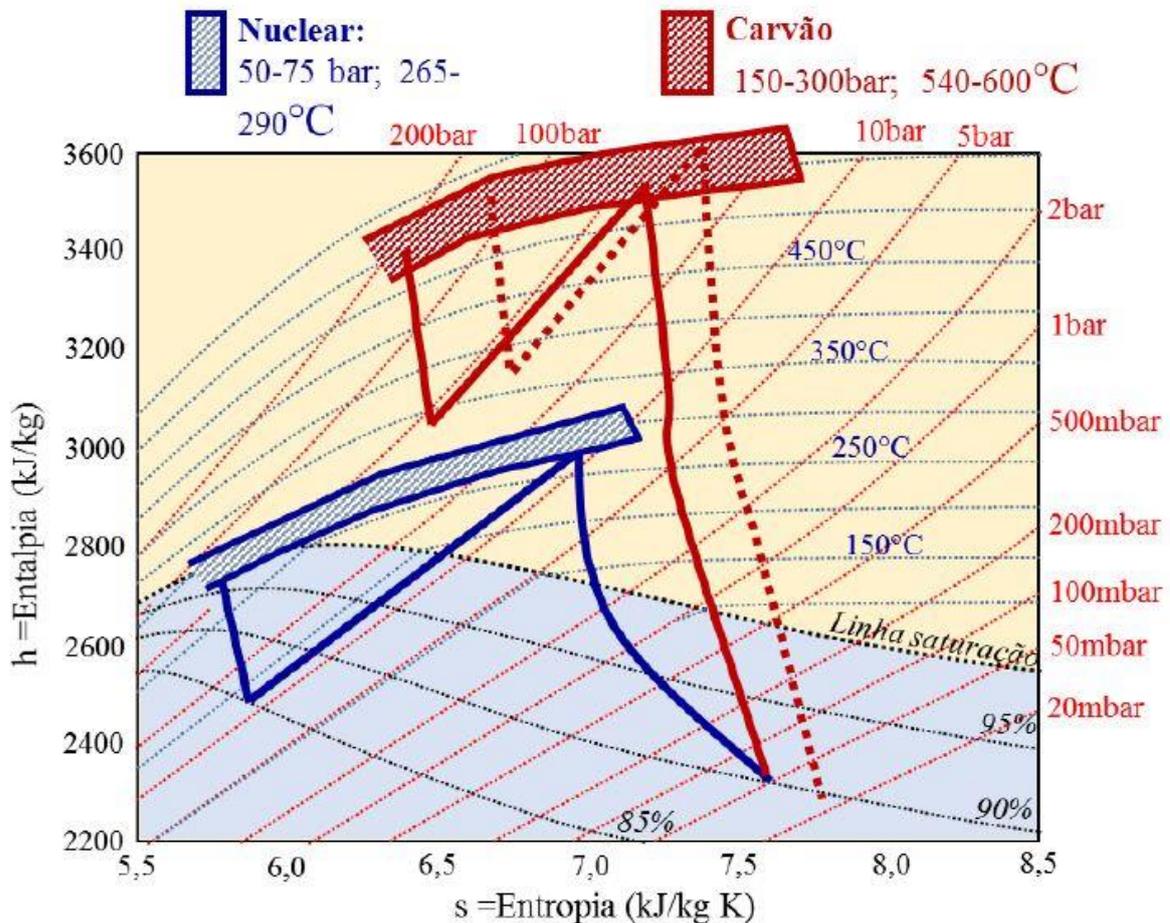


Figura 3.13 - Condições de Vapor de uma Usina Fóssil e uma Usina Termonuclear

Fonte: Siqueira (2016)

Por essa diferença de valores de pressão e temperatura entre os ciclos de vapor de usinas nucleares e fósseis, a primeira opera com volumes específicos maiores e grandes vazões de vapor, e conseqüentemente, com equipamentos mais robustos, como visto na Figura 3.14.

Essa combinação de grandes vazões de vapor e de volumes específicos exigem turbinas de pás com grandes comprimentos e diâmetros. Devido a essas grandes pás, turbinas nucleares são projetadas com a metade da velocidade de um rotor de uma turbina de combustível fóssil, a fim de manter a velocidade de ponta da pá dentro de limites razoáveis. Para 60 Hz, a velocidade do rotor de uma turbina nuclear da HITACHI é de 1800 rpm, e para 50 Hz a velocidade do rotor é de 1500 rpm. Esta velocidade de eixo reduzida requer um gerador de quatro polos, diferente de um gerador de uma usina de combustíveis fósseis, que normalmente trabalha com dois polos (HITACHI, 2006).

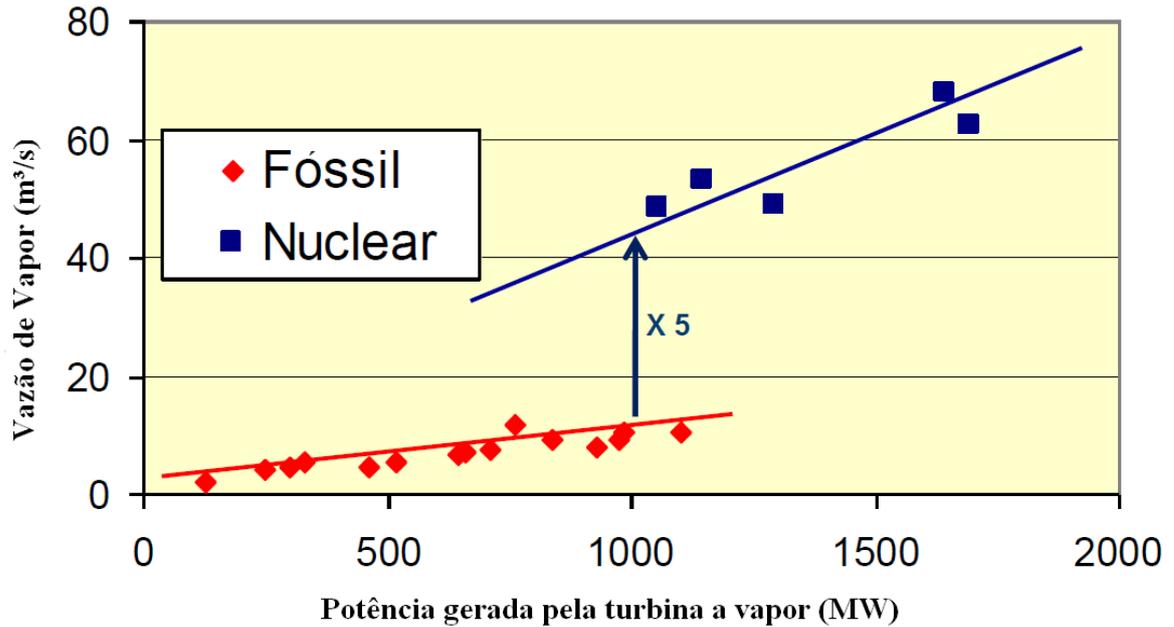


Figura 3.14 - Vazão de Vapor de uma Usina Fóssil e uma Usina Termonuclear

Fonte: Alstom (2013)

Outra característica importante de turbinas nucleares é que elas são projetadas para operação de carga base, enquanto que as turbinas a vapor de combustíveis fósseis são normalmente projetadas para mudanças de cargas mais frequente. Essa particularidade impacta na análise de stress térmico, avaliação do ciclo de vida e seleção de materiais (HITACHI, 2006).

A Tabela 3.5 mostra os principais parâmetros de alguns modelos de turbinas e uma turbina nuclear típica da General Electric é mostrada na Figura 3.15.

Tabela 3.5 – Dados Técnicos de Modelos de Turbinas Nucleares da General Electric

Dados de Projeto de Três Modelos de Turbinas Nucleares			
	D 200	Arabelle 1000	Arabelle 1700
Energia Térmica do Reator (MW)	1500-2200	2500-3500	3500-4900
Frequência (Hz)	50	50	50
Número de Turbinas de Baixa Pressão	2 ou 3	2 ou 3	3 ou 4
Comprimento das Pás no Último Estágio (")	39	57, 69, 75	57, 69, 75
Velocidade (rpm)	3000	1500	1500
Potência Elétrica de Saída (MW)	715	1080	1750
Peso (t)	80	190	280
Largura (m)	17	17	20
Altura (m)	15	14,5	15
Comprimento - Incluindo o Gerador (m)	53	56	70

Fonte: General Electric (2015)



Figura 3.15 - Turbina Nuclear da General Eletric

Fonte: General Eletric (2015)

3.1.2. REATORES BWR

O reator BWR é o segundo reator mais difundido no mundo, e a motivação civil para o seu desenvolvimento é de reduzir os custos para aplicações comerciais através da simplificação do projeto e componentes de menores pressões.

O projeto de reatores do tipo BWR está inserido na categoria de usinas de ciclo direto. As usinas de ciclo direto geram vapor no reator que passa diretamente para a turbina. Conforme mostrado na Figura 3.16 não há distinção entre ciclos primário e secundário como existe em um PWR. Por essa característica, o vapor utilizado para acionar as turbinas é contaminado por radiação. Por isso, a água do sistema deve apresentar um grau de pureza bastante alto.

O sistema BWR elimina a necessidade da existência de geradores de vapor e pressurizador, que são parte integrante do projeto de reatores PWR e acarretam tanto perdas termodinâmicas quanto aumento de custos. Uma vez que não há necessidade de impedir a ocorrência de ebulição no núcleo, a pressão no reator é mais baixa que a verificada em um PWR no qual vapor de água é produzido nas mesmas condições.

A água fervente, que funciona como refrigerante e moderador no vaso do reator, encontra-se em média a uma pressão de 7,3 MPa. O vapor saturado é fornecido às turbinas a uma temperatura por volta de 281 °C e pressão de 6,5 MPa (ALBIAC, 2004).

O ciclo de vapor começa com o vaso do reator, onde o núcleo do mesmo fornece a fonte de calor para a geração de vapor, consistindo principalmente no combustível nuclear e barras de controle para regular o processo de fissão. O vapor gerado no vaso do reator é encaminhado para as turbinas que por sua vez acionam um gerador elétrico. O vapor expandido na última turbina é então condensado e bombeado de volta para o vaso do reator após passar por aquecedores da água de alimentação utilizando o vapor de extração dos estágios das turbinas.

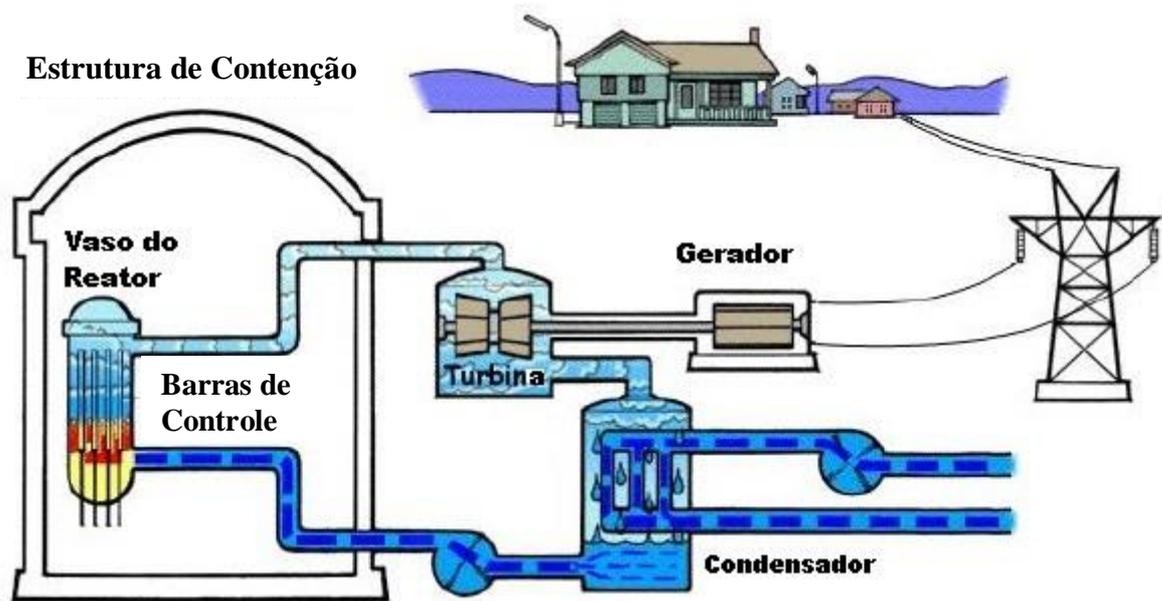


Figura 3.16 - Usina Termonuclear BWR

Fonte: NRC (2016a)

O núcleo e as estruturas internas de um reator BWR típico é mostrado na Figura 3.17. O vaso do reator é montado verticalmente e consiste de um invólucro cilíndrico. Os componentes internos do vaso do reator são constituídos principalmente pelos elementos combustíveis, barras de controle, separadores de vapor e secadores de vapor.

A mistura água-vapor sai do núcleo pela parte superior, passando por separadores de vapor e secadores de vapor. Os separadores de vapor são constituídos por uma série de tubos verticais, cada um contendo internamente diversas pás que obrigam a mistura água-vapor a efetuar um movimento helicoidal. Este movimento tem como finalidade separar a água do vapor. A água

separada é recirculada e a umidade remanescente no vapor é retirada nos secadores (ALBIAC, 2004).

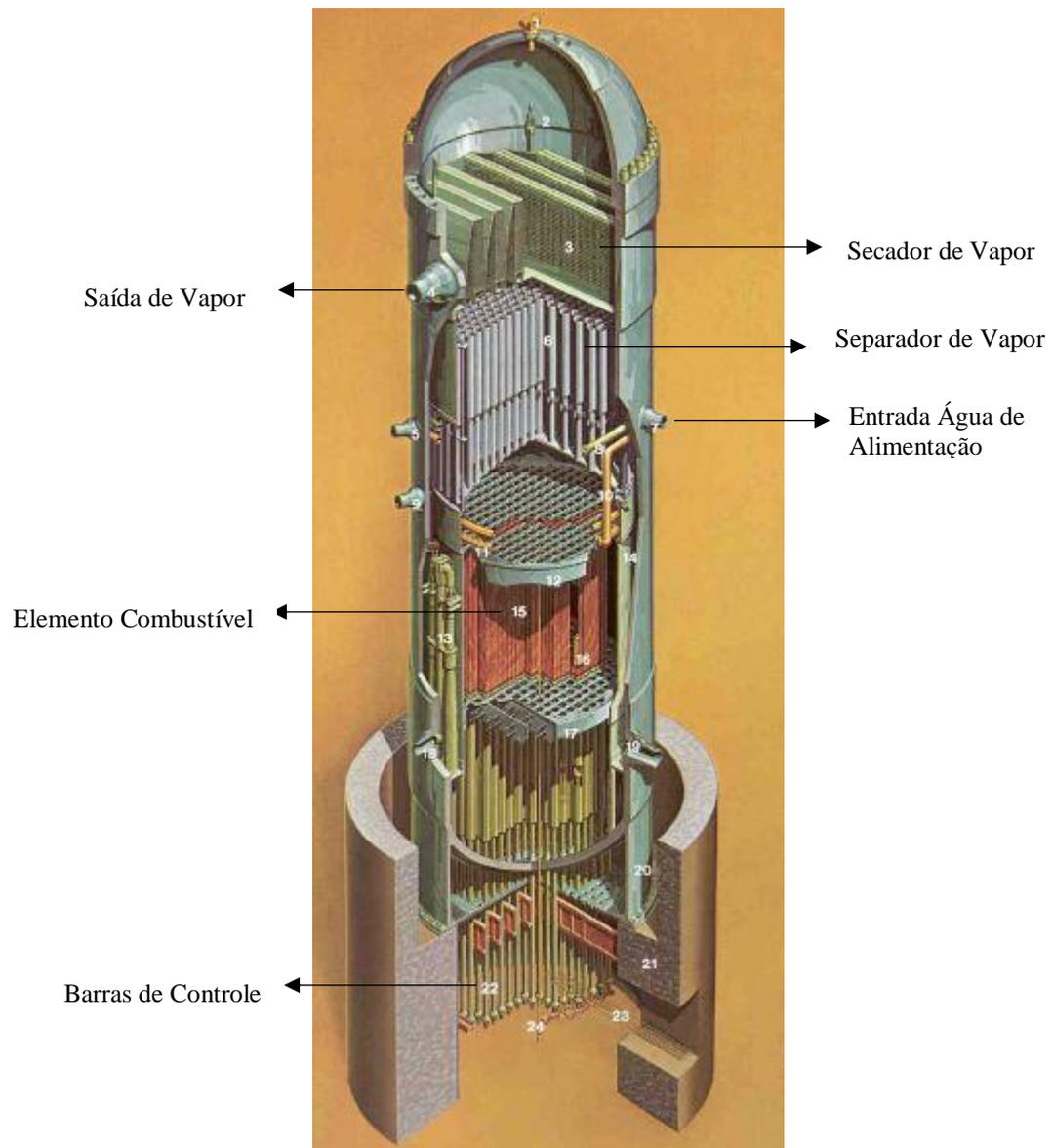


Figura 3.17 - Reator BWR

Fonte: NRC (2001b)

Devido ao fato da região acima do núcleo estar ocupada por separadores e secadores de vapor, as barras de controle do reator são instaladas embaixo do núcleo. Cada barra de controle possui seu próprio mecanismo de movimentação, que é operado hidraulicamente. As barras de controle são cruciformes e a inserção das mesmas no núcleo se faz de baixo para cima, em meio aos espaços existentes entre os elementos combustíveis. O material utilizado nas barras de controle é carbeto de boro, B_4C (ALBIAC, 2004).

3.2. REATORES PHWR

Os reatores pressurizados a água pesada são também conhecidos como reatores CANDU e têm como característica que os distinguem dos demais reatores o uso da água pesada (óxido de deutério - D_2O) como moderador e refrigerante, permitindo o uso do urânio natural como combustível (0,7 % de U-235), não havendo a necessidade de enriquecimento do mesmo. Isso é possível devido ao fato de a água pesada absorver menos nêutrons que a água leve. Uma desvantagem da água pesada é o custo elevado para produzi-la (REZENDE *et al.*, 2009).

O projeto do núcleo dos reatores CANDU possibilita uma separação maior entre os elementos combustíveis do que os reatores a água leve, podendo haver canais de combustível individualmente refrigerados, com moderador a água pesada circundando-os. Os elementos combustíveis estão presentes em um grande tanque cilíndrico chamado calandria (REZENDE *et al.*, 2009).

O combustível do reator CANDU é similar aos reatores LWR no qual as pastilhas de combustível de dióxido de urânio são seladas em encapsulamentos de zircaloy e colocadas em varetas e organizadas nos elementos combustíveis. Um diagrama esquemático do reator CANDU e seu sistema de refrigeração é mostrado na Figura 3.18.

Esses reatores utilizam tipicamente um sistema de refrigeração primário pressurizado, dessa forma o sistema de refrigeração do reator e geração de vapor é idêntico ao PWR, com exceção de que o sistema primário de refrigeração dos reatores CANDU utilizam água pesada e o vaso de pressão é substituído por uma calandria com centenas de tubos de pressão individual, cada um com um alimentador em cada ponta levando a dutos do gerador de vapor (REZENDE *et al.*, 2009).

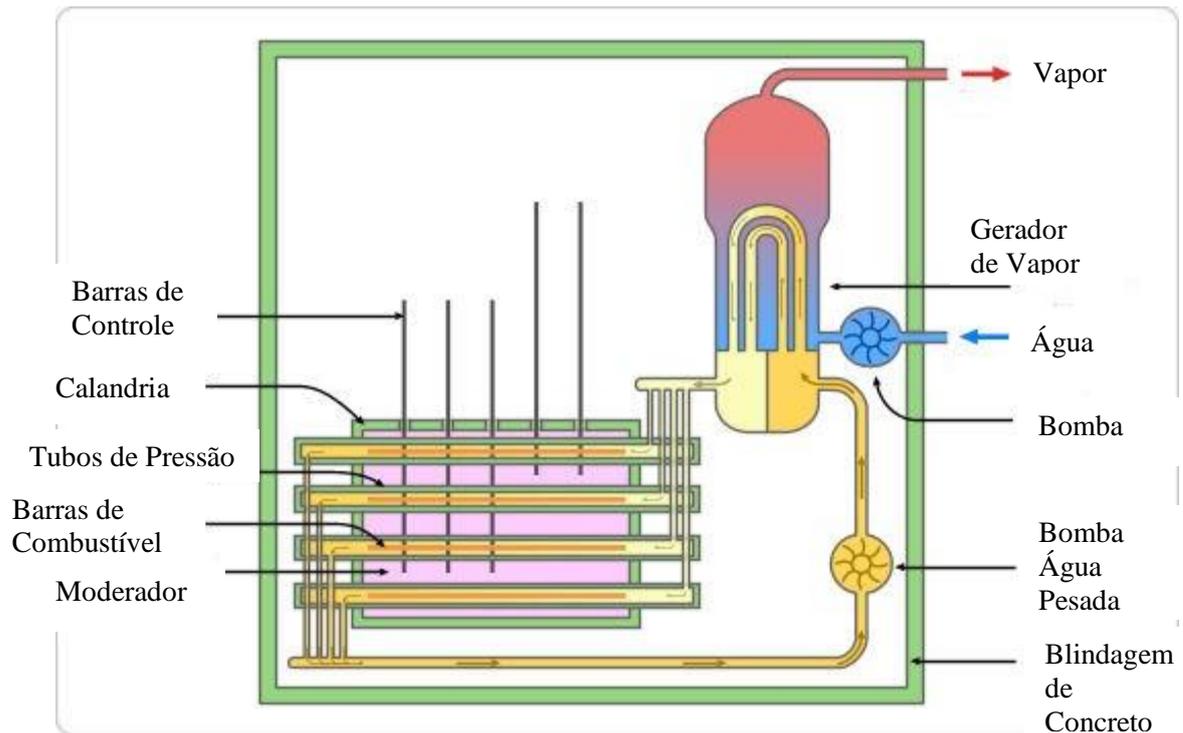


Figura 3.18 - Reator CANDU

Fonte: Nuclear Street (2016)

Observa-se através da Figura 3.18, que o moderador está contido na calandria. Deste modo o moderador e o refrigerante, embora sendo ambos a água pesada, estão separados fisicamente. Essa configuração permite que a água pesada dentro da calandria (Figura 3.19) seja mantida a uma temperatura por volta dos 65° e que a água pesada refrigerante contida nos tubos seja pressurizada (REZENDE *et al.*, 2009).

A pressão da água pesada refrigerante no reator é entre 9 e 10 MPa e as temperaturas com que o fluido entra e sai do núcleo são, respectivamente, em torno de 250°C e 293°C . No gerador de vapor é produzido vapor a 251°C e 4,2 MPa (REZENDE *et al.*, 2009).

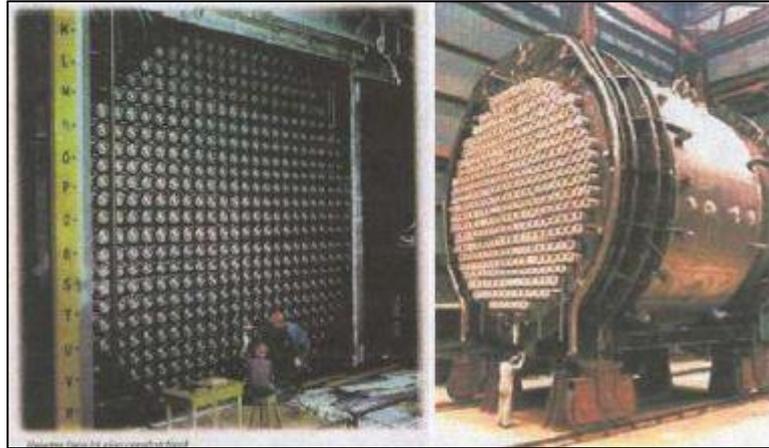


Figura 3.19 - Calandria de um reator CANDU

Fonte: Rezende *et al.* (2009)

O fluido no sistema secundário em um reator CANDU que aciona o gerador de vapor é água leve. Esse sistema aciona a turbina, é condensado, e então retorna para o gerador de vapor.

3.3. REATORES RÁPIDOS

Os reatores rápidos, chamados de reatores de nêutrons rápidos, são um passo tecnológico além dos reatores de potência convencionais. Esses reatores foram projetados para fazer um uso mais completo do material físsil no combustível do que em reatores usando nêutrons térmicos (CEA, 2005).

Os reatores de nêutrons rápidos foram originalmente concebidos para queimar urânio mais eficientemente e, dessa forma, estender os recursos de urânio no mundo. Desde o início, cientistas nucleares entendiam que os reatores de hoje, alimentados essencialmente com U-235, exploravam menos que 1% do potencial de energia disponível a partir do urânio (WNA, 2016g).

As primeiras percepções de que as reservas de urânio eram escassas levaram muitos países a embarcarem em extensos programas de desenvolvimento de reatores rápidos. Entretanto, foram encontrados significantes problemas tecnológicos e de materiais, além da exploração geológica revelar, na década de 70, que a escassez de urânio não seria um problema por um longo tempo. Devido a esses fatores, na década de 80 ficou claro que os reatores rápidos não seriam comercialmente competitivos com os já existentes reatores a água leve (WNA, 2016g).

Segundo Giraldo *et al.* (2012), ao contrário dos reatores térmicos, os reatores rápidos podem sustentar uma reação nuclear em cadeia usando os nêutrons rápidos, desse modo não há

necessidade de moderador. Entretanto, a fim de manter a reação nuclear em cadeia usando nêutrons rápidos é necessário um combustível que é mais rico em materiais físséis. Reatores rápidos podem utilizar um combustível que tenha uma concentração maior de U-235 (20% ou mais, ao contrário dos 3% a 5% dos reatores térmicos) ou plutônio 239 (Pu-239). O Pu-239 não é um isótopo que ocorre naturalmente, mas é produzido em reatores especiais de produção de plutônio ou como um subproduto de reatores térmicos.

Pu-239 é mais adequado para reatores rápidos porque ele libera 25% a mais de nêutrons por fissão que o U-235. Apesar de haver menos absorção de nêutrons por causa da maior velocidade dos mesmos, isso é compensado pela maior quantidade de nêutrons liberados e a reação nuclear é capaz de ser mantida. Uma vez que os reatores rápidos dependem de nêutrons rápidos, a fim de evitar qualquer tipo de moderação, um metal líquido (normalmente o sódio) é usado como refrigerante ao invés da água e também proporciona um meio mais eficiente para a transferência de calor (GIRALDO *et al.*, 2012).

Hoje há um grande progresso na vertente técnica, mas a economia dos reatores rápidos ainda depende do valor do combustível de plutônio que é criado/usado, em relação ao custo do urânio puro. Existe também um interesse internacional em relação à eliminação de plutônio proveniente de operações militares, e há propostas para uso de reatores rápidos (como “queimadores”) para esse propósito. Em ambos os aspectos a tecnologia é importante considerando um longo prazo de sustentabilidade energética mundial (WNA, 2016g).

Pelo fato de os reatores rápidos utilizarem o Pu-239 como seu principal combustível, eles estão sendo considerados como um meio de lidar com os resíduos nucleares gerados pelos reatores térmicos. Quando o combustível nuclear gasto é removido dos reatores térmicos, cerca de 1% é Pu-239 (GIRALDO *et al.*, 2012). Uma vez que o Pu-239 é altamente radioativo e tem uma meia-vida de 24000 anos (NRC, 2016b), armazená-lo com segurança é muito caro. A ideia é remover o Pu-239 do combustível gasto e usá-lo como combustível para reatores rápidos. Isso é visto como sendo benéfico não apenas pelo fato de se livrar de resíduos perigosos, mas também por reduzir o custo de armazenamento do combustível remanescente e a possibilidade de proliferação de materiais nucleares.

O núcleo de um reator rápido é muito menor que de um reator nuclear normal, e tem uma maior densidade de potência, exigindo uma transferência de calor muito eficiente. Esses reatores operam a cerca de 500-550 °C à pressão atmosférica ou perto dela. As barras de controle utilizadas são tipicamente de carboneto de boro. Outra característica desses reatores é

o fato de terem um forte coeficiente de temperatura negativo (a reação diminui à medida que a temperatura sobe indevidamente), uma característica de segurança inerente (WNA, 2016g).

3.4. REATORES DA GERAÇÃO IV

As metas adotadas pelo Fórum Internacional da Geração IV forneceram a base para identificar e selecionar seis sistemas de energia nuclear para o desenvolvimento futuro.

Todos os sistemas da Geração IV visam à melhoria de desempenho, novas aplicações da energia nuclear e/ou abordagens mais sustentáveis para a gestão de materiais nucleares. A Tabela 3.6 resume as principais características dos seis sistemas da Geração IV.

Tabela 3.6 – Características dos Reactores da Geração IV

Sistema	Reação de Fissão/Espectro de Nêutrons	Refrigerante	Temperatura de Saída (°C)	Ciclo do Combustível	Capacidade (MW)
GFR	Rápido	Hélio	850	Fechado	1200
LFR	Rápido	Chumbo	480-570	Fechado	20-180 300-1200 600-1000
MSR	Térmico/Rápido	Sais de Flúor	700-800	Fechado	1000
SCWR	Térmico/Rápido	Água	510-625	Aberto/Fechado	300-700 1000-1500
SFR	Rápido	Sódio	500-550	Fechado	50-150 300-1500 600-1500
VHTR	Térmico	Hélio	900-1000	Aberto	250-300

Fonte: GIF (2016c)

O sistema *Gas-Cooled Fast Reactor* (GFR) é um reator de espectro rápido de alta temperatura refrigerado a hélio com um ciclo de combustível fechado. Combina as vantagens dos sistemas de espectros rápidos pela sustentabilidade em longo prazo dos recursos de urânio e a minimização dos resíduos (através do reprocessamento múltiplo de combustível), com os sistemas de alta temperatura (eficiência alta do ciclo térmico e uso industrial do calor gerado, para produção, por exemplo, de hidrogênio). Um trocador de calor transfere o calor do refrigerante de hélio para um ciclo de gás contendo uma mistura de hélio e nitrogênio que, por sua vez, aciona uma turbina gás de ciclo fechado. O calor residual da exaustão da turbina a gás

é usado para gerar vapor em um gerador de vapor que é então usado para acionar uma turbina a vapor (GIF, 2016d).

O *Lead-Cooled Fast Reactor* (LFR) possui um espectro de nêutrons rápidos e utiliza um ciclo de combustível fechado. Uma característica importante do LFR é o aumento da segurança que resulta da escolha do chumbo como um refrigerante de baixa pressão e relativamente inerte (GIF, 2016e).

No *Molten Salt Reactor* (MSR) o combustível de urânio é dissolvido no refrigerante de sais de flúor que circula através dos canais do núcleo. A usina de referência é de até 1000 MW elétricos. Os produtos de fissão são removidos continuamente e os actínídeos são totalmente reciclados. Um sistema de refrigeração secundário é usado para geração de eletricidade e a produção de hidrogênio termoquímico também é viável (WNA, 2016f).

O *Supercritical Water-Cooled Reactor* (SCWR) trata-se de um reator de alta pressão refrigerado a água que opera acima do ponto crítico termodinâmico da água, a fim de proporcionar uma eficiência térmica cerca de um terço maior que os atuais reatores de água leve. A água supercrítica vai diretamente para a turbina, sem qualquer sistema de vapor secundário, simplificando a usina. (WNA, 2016f).

Os projetos de SCWRs possuem algumas particularidades como pelo fato de as eficiências de uma usina que conta com um SCWR podem aproximar-se de 44% ou mais. O fato de não ter necessidade de equipamentos como aquecedores e separadores de umidade, uma vez que o vapor já se encontra superaquecido. Além do fato da maior entalpia de vapor permitir diminuir o tamanho do sistema da turbina (GIF, 2016f).

O *Sodium-Cooled Fast Reactor* (SFR) utiliza sódio líquido como refrigerante do reator, permitindo alta densidade de potência com fração baixa de volume de refrigerante e operação a baixa pressão. Enquanto o ambiente isento de oxigênio evita a corrosão, o sódio reage quimicamente com ar e água e requer um sistema de refrigeração selado (GIF, 2016g).

O *Very High-Temperature Reactors* (VHTR) é um passo adicional no desenvolvimento evolutivo de reatores de alta temperatura. O VHTR é útil para a cogeração de eletricidade e hidrogênio, bem como para outras aplicações de calor de processo. É capaz de produzir hidrogênio a partir da água através da utilização de processos termoquímicos, eletroquímicos ou híbridos com emissão reduzida de gases de CO_2 (GIF, 2016c).

CAPÍTULO 4

4. FUNDAMENTAÇÃO TEÓRICA

Termodinâmica é amplamente vista como a ciência da energia, e a engenharia térmica está concentrada em fazer o melhor uso dos recursos energéticos disponíveis. A ciência da termodinâmica é construída principalmente em duas leis naturais fundamentais, conhecidas como a Primeira e Segunda Leis.

A Primeira Lei da Termodinâmica é simplesmente uma expressão do princípio da conservação de energia. Ela afirma que durante uma interação, a energia pode mudar de uma forma para outra, mas a quantidade total de energia permanece constante, sendo apenas transferida. A Segunda Lei da Termodinâmica afirma que energia tem qualidade assim como quantidade, e processos reais ocorrem no sentido de diminuir a qualidade de energia. Os esforços para quantificar a qualidade ou “potencial de trabalho” de energia em função da Segunda Lei da Termodinâmica resultou na definição das propriedades de entropia e exergia (DINCER; CENGEL, 2001).

Kanoglu *et al.* (2007) diz que eficiência é um dos termos usados mais frequentes em termodinâmica, e que indica quão bem um processo é realizado. Eficiência é também um dos termos mais utilizados de forma errônea em termodinâmica e é frequentemente uma fonte de mal entendido. Isso ocorre porque a eficiência é frequentemente utilizada sem ser, primeiramente, devidamente definida.

Tradicionalmente, eficiência tem sido definida principalmente com base na Primeira Lei da Termodinâmica. Nas últimas décadas, a análise exérgica encontrou cada vez mais aceitação como uma ferramenta útil no projeto, avaliação, otimização e melhoria de sistemas energéticos. A determinação das eficiências exérgicas de um sistema global e/ou dos componentes individuais os quais fazem parte do mesmo, constitui uma parte importante da análise exérgica. Uma análise abrangente de um sistema termodinâmico inclui a análise de energia e exergia, a fim de obter uma visão mais completa do comportamento do sistema.

Para auxiliar na melhoria das eficiências das usinas de geração de energia, as suas características termodinâmicas e desempenho são usualmente investigadas. As centrais elétricas são normalmente examinadas usando análise energética, mas, como apontado anteriormente, um melhor entendimento é alcançado quando uma visão termodinâmica mais

completa é feita, usando a segunda lei da termodinâmica em conjunto com a análise energética, via o método de exergia (DINCER; ROSEN, 2013).

A análise exergética é um método que usa a conservação de massa e os princípios da conservação de energia, juntos com a segunda lei da termodinâmica, para a análise, projeto e melhoria de sistemas energéticos. O método de exergia é uma ferramenta útil para promover uma meta de uso mais eficiente dos recursos energéticos. Para isso permite as localizações, tipos e as grandezas de desperdícios e perdas a serem identificadas e as eficiências significativas a serem determinadas (DINCER; ROSEN, 2013).

4.1. ANÁLISE ENERGÉTICA

O conceito de energia foi introduzido pela primeira vez na mecânica por Newton quando ele levantou hipóteses sobre as energias cinética e potencial. Entretanto, o surgimento da energia como conceito unificador na física não foi adotado até meados do século XIX e é considerada uma das maiores conquistas científicas naquele século (DINCER; ROSEN, 2013). O conceito de energia é tão familiar para nós hoje, que parece intuitivamente óbvio para entender, ainda que frequentemente seja difícil defini-lo precisamente.

O conceito de energia é um conceito fundamental em termodinâmica, e um dos aspectos mais significativos de análise em engenharia. Segundo Dincer e Rosen (2013), energia é uma quantidade escalar que não pode ser observada diretamente, mas que pode ser registrada e avaliada por meio de medições indiretas. O valor absoluto de energia de um sistema é difícil de medir, ao passo que a variação de energia é relativamente fácil de avaliar.

Moran *et al.* (2013) afirmam ainda que a energia é uma propriedade extensiva de um sistema. Apenas variações na energia de um sistema possuem significado e as variações de energia são contabilizadas por meio do balanço de energia.

Um dos critérios de avaliação de desempenho de um sistema de geração de potência mais comuns são baseados na Primeira Lei da Termodinâmica (LIOR; ZHANG, 2007), que é o princípio da conservação de energia.

No projeto e análise de desempenho de sistemas que envolvem geração ou uso da energia, a Primeira Lei da Termodinâmica é usada para quantificar as várias formas de energias envolvidas nos processos. Essa lei estabelece que a energia de um sistema é conservada;

portanto, um balanço de energia num sistema realizando um processo pode ser feito de modo a contabilizar toda forma de energia (AHERN, 1980).

A Primeira Lei da Termodinâmica representa a lei de conservação da energia. Essa afirmação indica que a energia não pode ser criada e nem destruída, apenas muda de forma (DINCER; CENGEL, 2001).

A Primeira Lei da Termodinâmica para volume de controle no regime permanente com múltiplas entradas e saídas pode ser expressa através da Equação 1 do balanço de energia como:

$$\dot{Q}_{vc} - \dot{W}_{vc} = \sum_s \dot{m}_s \left(h_s + \frac{V_s^2}{2} + gz_s \right) - \sum_e \dot{m}_e \left(h_e + \frac{V_e^2}{2} + gz_e \right) \quad (1)$$

Desconsiderando as variações de energia cinética e potencial, a Equação 1 pode ser escrita como:

$$\dot{Q}_{vc} - \dot{W}_{vc} = \sum_s \dot{m}_s h_s - \sum_e \dot{m}_e h_e \quad (2)$$

Em que \dot{Q}_{vc} representa a taxa de transferência de calor através da superfície de controle (kW); \dot{W}_{vc} a potência através da superfície de controle (kW); \dot{m}_s a vazão mássica saindo do volume de controle (kg/s); \dot{m}_e a vazão mássica entrando no volume de controle (kg/s); h_s a entalpia específica na saída do volume de controle (kJ/kg) e h_e a entalpia específica na entrada do volume de controle (kJ/kg).

A equação de balanço de massa para cada volume de controle no regime permanente é dada pela Equação 3:

$$\sum_s \dot{m}_s - \sum_e \dot{m}_e = 0 \quad (3)$$

Ou seja, o somatório das vazões mássicas nas entradas e saídas de um volume de controle são iguais.

Em uma análise pela Primeira Lei da Termodinâmica, os principais critérios de desempenho são normalmente potência e eficiência térmica. Nesta análise, os valores de entrada e saída dos componentes da usina podem ser determinados usando as variáveis termodinâmicas medidas/calculadas tais como temperatura, pressão e fluxo de massa.

A eficiência (η) da Primeira Lei de um sistema e/ou componente é apresentada na Equação 4 e é definida, em geral, como a razão entre o produto energético obtido pela energia disponibilizada para obter esse produto.

$$\eta = \frac{\text{Produto energético obtido}}{\text{Energia disponibilizada}} \quad (4)$$

O Princípio da Conservação de Energia implica que energia não pode ser destruída, entretanto, Durmayaz e Yavuz (2001) afirmam que a ideia que algo possa ser destruído é mais útil.

A real perda de energia útil não pode ser justificada pela Primeira Lei da Termodinâmica, porque ela não diferencia entre quantidade e qualidade de energia (KAUSHIK *et al*, 2011).

Dincer e Cengel (2001) afirmam que a Primeira Lei da Termodinâmica define energia como uma função de estado e que fornece uma declaração formal da conservação de energia. Entretanto, ela não fornece informações a respeito da direção em que os processos ocorrem espontaneamente, ou seja, os aspectos de reversibilidades dos processos termodinâmicos.

Um princípio com o intuito de caracterizar a disponibilidade de energia é requerido para fazer isso. Esse é precisamente o papel da Segunda Lei da Termodinâmica que será discutido mais adiante.

4.1.1. REATOR

Para o reator (Figura 4.1), a taxa de energia térmica do núcleo do reator pode ser expressa, segundo Durmayaz e Yavuz (2001), pela Equação 5:

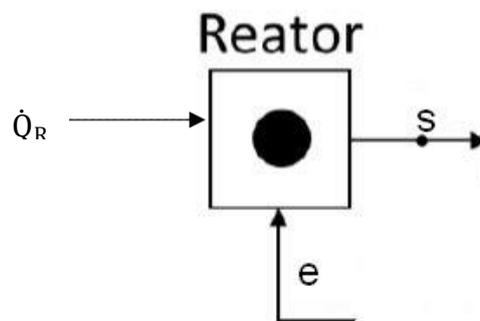


Figura 4.1 - Representação dos Fluxos do Reator

$$\dot{Q}_R = \dot{m}(h_s - h_e) \quad (5)$$

Onde h_s e h_e são a entalpia específica na saída e entrada do reator (kJ/kg).

4.1.2. BOMBAS

Para um volume de controle que engloba a bomba, como mostrado na Figura 4.2, a Equação 2 se simplifica, visto que a transferência de calor com a vizinhança pode ser desprezada. Portanto, o balanço de energia da bomba é expresso pela Equação 6.

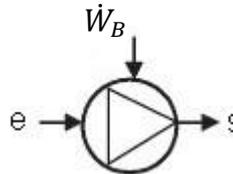


Figura 4.2 - Representação dos Fluxos da Bomba

$$\dot{W}_B = \frac{\dot{m}v(P_e - P_s)}{\eta_{iso}} \quad (6)$$

Sendo que v é o volume específico (m^3/kg) do fluido e P_e e P_s representam, respectivamente, a pressão (MPa) na entrada e saída da bomba. Vale ressaltar que a potência de eixo da Equação (6) se refere ao processo adiabático. Para a eficiência de Primeira Lei foi considerada uma eficiência isentrópica de 85% para todas as bombas da usina segundo recomendação de Sayyaadi e Sabzaligol (2010).

4.1.3. TURBINA

Para um volume de controle que engloba a turbina, assim como na bomba, a transferência de calor entre a turbina e a vizinhança é desprezada. Logo, o balanço de energia da turbina e sua eficiência de Primeira Lei em relação à Figura 4.3 são expressas pelas Equações 7 e 8, respectivamente.

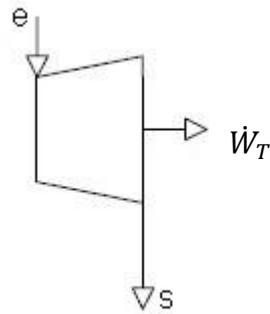


Figura 4.3 - Representação dos Fluxos da Turbina

$$\dot{W}_T = \dot{m}(h_e - h_s) \quad (7)$$

$$\eta = \frac{\dot{W}_T}{\dot{W}_{T(iso)}} = \frac{\dot{m}(h_e - h_s)}{\dot{m}(h_e - h_{s(iso)})} \quad (8)$$

Sendo que h_e representa a entalpia específica na entrada da turbina (kJ/kg); h_s a entalpia específica na saída da turbina (kJ/kg) e $h_{s(iso)}$ a entalpia específica isentrópica na saída da turbina (kJ/kg).

No caso da turbina apresentar extrações (Figura 4.4), o balanço de energia e sua eficiência pela Primeira Lei são calculadas segundo as Equações 9 e 10, respectivamente.

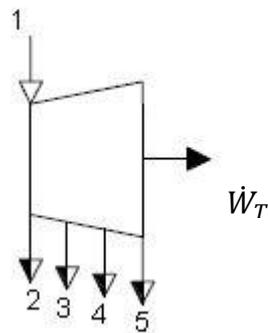


Figura 4.4 - Representação dos Fluxos da Turbina com Extrações

$$\dot{W}_T = \dot{m}_1 h_1 - (\dot{m}_2 h_2 + \dot{m}_3 h_3 + \dot{m}_4 h_4 + \dot{m}_5 h_5) \quad (9)$$

$$\eta = \frac{\dot{W}_T}{\dot{W}_{T(iso)}} \quad (10)$$

Sendo que $\dot{W}_{T(iso)}$ é dada por:

$$\dot{W}_{T(iso)} = \dot{m}_1 h_1 - (\dot{m}_2 h_{2(iso)} + \dot{m}_3 h_{3(iso)} + \dot{m}_4 h_{4(iso)} + \dot{m}_5 h_{5(iso)}) \quad (11)$$

4.1.4. TROCADORES DE CALOR (GERADOR DE VAPOR, AQUECEDORES, REAQUECEDORES, SEPARADOR DE UMIDADE, DESAERADOR E CONDENSADOR)

Para um volume de controle englobando um trocador de calor (Figura 4.5) o único trabalho é o de escoamento nos locais onde o fluido entra e sai, assim sendo, o termo \dot{W}_{vc} desaparece do balanço de energia. Além disso, apesar de ocorrer altas taxas de transferência de energia no trocador de calor, a transferência de calor com a vizinhança pode ser desprezada, por consequência, o termo \dot{Q}_{vc} também desaparece do balanço de energia, ficando apenas os termos relacionados à entalpia, como mostrado na Equação 12:

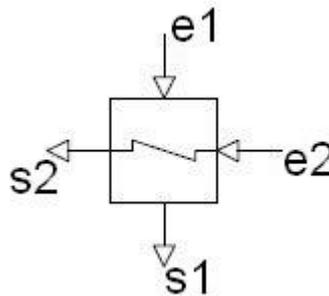


Figura 4.5 - Representação dos Fluxos de um Trocador de Calor

$$\sum_e \dot{m}_e h_e = \sum_s \dot{m}_s h_s \quad (12)$$

Sendo que h_e representa a entalpia específica na entrada do trocador de calor (kJ/kg) e h_s a entalpia específica na saída do trocador de calor (kJ/kg).

A eficiência pela Primeira Lei para o gerador de vapor, aquecedores e reaquecedor é dada pela Equação 13 como sendo:

$$\eta = \frac{\Delta \dot{E}_{Fluxo Aquecido}}{\Delta \dot{E}_{Fluxo Usado para Aquecimento}} \quad (13)$$

Onde $\Delta \dot{E}$ representa a variação de energia entre os fluxos de entrada e saída do equipamento analisado.

A eficiência pela Primeira Lei para o separador de umidade e desaerador é dada pela Equação 14 como sendo:

$$\eta = \frac{\sum \dot{E}_s}{\sum \dot{E}_e} \quad (14)$$

Onde $\sum \dot{E}_s$ e $\sum \dot{E}_e$ representam, respectivamente, os somatórios de saída e entrada dos fluxos de energia.

Neste trabalho considerou-se o condensador como um equipamento dissipativo. Dessa forma não foi calculada a eficiência do mesmo.

4.2. ANÁLISE EXERGÉTICA

Apesar de um processo espontâneo só poder ir adiante a uma direção definida, a Primeira Lei da Termodinâmica não dá nenhuma informação a respeito da direção, limitando-se apenas a quantificar a quantidade de energia convertida em um processo independentemente da sua viabilidade. Por exemplo, a transferência de uma determinada quantidade de calor a partir de um corpo de baixa temperatura para um corpo de alta temperatura, sem realização de trabalho, seria possível de acordo com a Primeira Lei. No entanto, a realidade mostra que isso é impossível e a Primeira Lei torna-se inadequada em retratar a transferência de energia completa. Além disso, quando a energia na forma de calor é transferida para um sistema, apenas uma parte do calor pode ser convertida em trabalho, conceito que é estabelecido pela Segunda Lei da Termodinâmica, que considera a degradação de energia que ocorre no sistema tomando como base um estado de referência (DINCER; CENGEL, 2001).

Processos ideais que são reversíveis não ocorrem no mundo real, e a transferência de calor ou a conversão de calor e trabalho de uma forma para a outra sempre resulta em alguma perda de trabalho (AHERN, 1980). O fato de essas perdas ocorrerem em certo grau em todos os processos energéticos significa que cada vez que o fluido de trabalho num sistema passa por um processo, uma parte do trabalho inicial disponível é perdido.

Devido a essas perdas, o fluido de trabalho não pode retornar ao seu estado inicial (anterior ao processo que passou) sem o auxílio de trabalho externo para explicar o trabalho perdido. Nestas condições, o processo é irreversível.

A Segunda Lei da Termodinâmica afirma que todos os processos espontâneos, tanto físicos quanto químicos, procedem para maximizar a entropia, ou seja, para se tornar mais aleatório e para converter a energia em uma forma menos disponível. Uma consequência direta de fundamental importância é a implicação de que no equilíbrio termodinâmico a entropia de um sistema está em um máximo relativo, isto é, nenhum aumento na desordem é possível sem alterar, por meio de alguns meios externos (como adição de calor), o estado termodinâmico do sistema (DINCER; CENGEL, 2001).

A irreversibilidade de um processo é contabilizada pela Segunda Lei da Termodinâmica e é indicada por um aumento na produção de entropia que não é acompanhado por uma produção equivalente de trabalho (AHERN, 1980).

A distinção entre os processos reversíveis e irreversíveis foi introduzida pela primeira vez em termodinâmica através do conceito de entropia, que é uma medida da quantidade de desordem molecular dentro de um sistema (DINCER; CENGEL, 2001). Um sistema que possui um elevado grau de desordem molecular (como um gás a alta temperatura) tem um valor elevado de entropia. Vale ressaltar que um sistema só pode gerar, não destruir, entropia. Todos os processos de transferência e conversão de energia são irreversíveis. Eles vão espontaneamente ao sentido de aumento da entropia.

A mensagem que se obtém da Segunda Lei da Termodinâmica é que a produção de entropia deve ser minimizada para a conservação energética eficiente. O trabalho perdido através da produção de entropia é contabilizado pelo método de exergia.

Durante as décadas de 1960 e 1970, a análise exérgica foi desenvolvida principalmente na Europa, mas depois de 1980 o interesse nessa análise aumentou consideravelmente nos Estados Unidos (SZARGUT, 2005).

Ahern (1980) define exergia como sendo o trabalho útil que está disponível em um fluido ou massa como resultado de sua condição de não equilíbrio em relação a uma condição de referência.

Kotas (1980) afirma que exergia de um sistema é a quantidade de trabalho disponível quando o sistema é levado para um estado de equilíbrio sem restrições (térmico, mecânico e químico) com o ambiente por meio de processos reversíveis envolvendo com o ambiente apenas interações térmicas e químicas. Como se segue a partir dessa definição, exergia é uma propriedade de dois estados: o estado do sistema e o estado do ambiente.

Tsatsaronis (1993) descreve exergia como sendo o máximo trabalho útil atingível de um sistema energético sob as condições impostas por um determinado ambiente. Assim como dito por Kotas (1980), Tsatsaronis (1993) reitera que a exergia de um sistema energético é uma propriedade termodinâmica que depende tanto do sistema considerado e o estado ambiente. Este expressa a capacidade máxima de um sistema energético para causar mudanças.

Para Durmayaz e Yavuz (2001), exergia é o trabalho teórico máximo que pode ser obtido de uma dada forma de energia usando os parâmetros do meio ambiente como o estado de referência.

Dincer e Rosen (2013) definem exergia como sendo o trabalho de eixo máximo que pode ser feito pela composição de um sistema e um ambiente de referência definido. Um dos principais usos desse conceito é o balanço de exergia, que pode ser considerado como uma explicação na degradação de dada forma específica de energia.

Por fim, Moran *et al.* (2013), afirma que exergia é o máximo trabalho teórico possível de ser obtido a partir de um sistema global, composto por um sistema e o ambiente, conforme este entra em equilíbrio com o ambiente.

Isto posto, vê-se que um sistema em completo equilíbrio com o ambiente não tem qualquer exergia. Nenhuma diferença aparece na temperatura, pressão ou concentração para ocorrer qualquer processo. Conclui-se, portanto, que quanto mais um sistema desvia do ambiente, mais exergia ele transporta. A água quente tem um teor mais elevado de exergia durante o inverno do que em um dia quente de verão, por exemplo.

Segundo Kotas (1985), o método de análise exérgica é uma técnica de análise em que a base da avaliação das perdas termodinâmicas decorre da Segunda Lei da Termodinâmica em vez da Primeira Lei. Portanto, esse método pertence a essa categoria de análise conhecida como análise pela Segunda Lei. Outro nome que também é utilizado é análise de disponibilidade.

Valero e Lozano (1986) alegam que a exergia pode ser usada como medida da qualidade e quantidade de energia a qual envolve a Primeira e a Segunda Lei da Termodinâmica, por isso uma análise exérgica é útil para identificar, localizar e quantificar as irreversibilidades de um sistema.

No geral, o objetivo de qualquer análise exérgica é determinar as fontes, locais e valores de destruições exérgicas em diversos dispositivos ou sistemas. Os resultados dão uma ideia a respeito dos lugares de potenciais melhorias para a eficiência da usina.

4.2.1. AMBIENTE DE REFERÊNCIA

Exergia é avaliada em relação a um ambiente de referência, de modo que as propriedades intensivas do ambiente de referência determinam a exergia de um fluxo ou sistema.

Segundo Moran *et al.* (2013), o ambiente de referência é considerado um sistema compressível simples que é grande em extensão e uniforme em temperatura, T_0 , e pressão, P_0 . As propriedades intensivas do ambiente não variam significativamente como resultado de algum processo sob consideração, e o ambiente é livre de irreversibilidades.

Quando um sistema de interesse está a T_0 e P_0 e em repouso em relação ao ambiente, diz-se que o sistema está no estado morto. Na condição de estado morto não pode haver interação entre o sistema e o ambiente, e desse modo não há potencial para se desenvolver trabalho.

Rosen e Dincer (2004) estabelecem que o ambiente de referência seja normalmente utilizado como $P_0 = 101,325$ kPa, e $273,15 \leq T_0 \leq 323,15$.

4.2.2. EQUAÇÕES

A análise exérgica para os diferentes fluxos de uma usina termonuclear serão calculados a seguir segundo Sayyaadi e Sabzaligol (2009a).

O balanço de exergia para cada equipamento do sistema com múltiplas entradas e saídas pode ser escrito conforme a Equação 15:

$$\sum_j \frac{\dot{Q}_j \left(1 - \frac{T_0}{T_j}\right)}{\dot{B}_Q} - \dot{W} + \sum_e \dot{m}_e B_e - \sum_s \dot{m}_s B_s = \dot{E}_d \quad (15)$$

O termo \dot{B}_Q representa o fluxo de exergia associado com a transferência de calor \dot{Q}_j (kW) que se transfere de uma temperatura maior, T_j (K), a outra menor, T_0 (K).

O termo \dot{W} representa a exergia da potência, que é a taxa de trabalho útil (kW).

O termo \dot{E}_d representa a destruição exérgica devido às irreversibilidades (I) do sistema (kW).

O termo \dot{m} representa a entrada/saída da vazão mássica no volume de controle (kg/s), e B é a grandeza de exergia específica (kJ/kg) e é determinado pela Equação 16:

$$B = B_{ph} + B_{ch} + B_k + B_p \quad (16)$$

Onde B_{ph} , B_{ch} , B_k e B_p representam as exergias física, química, cinética e potencial, respectivamente. Nesse trabalho, as grandezas das exergias cinética e potencial serão negligenciadas.

A exergia química é referente a processos que envolvam reações químicas. Considerando a composição química constante dos fluxos, a exergia química também será cancelada nas equações de balanço de exergia.

Portanto, a exergia específica em cada estado é equivalente a exergia física, que é referente dependente das propriedades termodinâmicas do sistema. Quando um sistema de controle está em um estado morto restrito, existe completo equilíbrio térmico e mecânico no sistema, de onde não se pode extrair trabalho. Quando esse sistema de controle é colocado em qualquer outro estado diferente do estado morto restrito, um potencial de extração de trabalho passa a existir (MORAN, 1989). A exergia física (ou disponibilidade) é a medida deste potencial e é obtida através da Equação 17:

$$B_{ph} = (h - h_0) - T_0(s - s_0) \quad (17)$$

Onde h e s são, respectivamente, a entalpia e entropia para um dado estado e h_0 , T_0 e s_0 são, respectivamente, a entalpia, temperatura e entropia do ambiente de referência.

O cálculo das irreversibilidades é um critério do método de exergia pelo qual as perdas na usina e seus componentes podem ser quantificadas e comparadas de forma racional. Comparando as grandezas de irreversibilidades geradas para os vários componentes da usina, pode-se ver onde ocorrem as maiores perdas, ou seja, quais componentes da usina que mais contribuem para a ineficiência da mesma.

As causas de irreversibilidades em uma usina termonuclear estão associadas por exemplo com a transformação química do combustível em calor, a subsequente transferência desse calor para o fluido de trabalho e a troca de calor nos aquecedores (DUNBAR *et al.*, 1995; VERKHIVKER; KOSOY, 2001).

Se a entrada e saída de exergia são corretamente identificadas em relação a um volume de controle, então pode-se contabilizar a irreversibilidade (I) de um equipamento pela Equação 18:

$$I = \sum_e \dot{B}_e - \sum_s \dot{B}_s \quad (18)$$

Em que $\sum_e \dot{B}_e$ é o somatório de todas as transferências de exergia (kW) na entrada do volume de controle e $\sum_s \dot{B}_s$ é o somatório de todas as transferências de exergia (kW) na saída do mesmo.

Assim sendo, a irreversibilidade total de uma usina pode ser colocada como sendo a soma das irreversibilidades de todos os equipamentos que constituem a mesma:

$$I_T = \sum_{i=1}^n I_i \quad (19)$$

Deste modo, pode-se determinar uma relação percentual por equipamento:

$$\delta_i = \frac{I_i}{I_T} \quad (20)$$

A Equação 20 permite identificar quais equipamentos que contribuem para as maiores taxas de irreversibilidade na usina.

Por fim, a eficiência exergética de uma usina pode ser determinada como sendo:

$$\psi = \frac{\sum_{i=1}^n \dot{W}_i}{\dot{Q}_R} \quad (21)$$

Em que $\sum_{i=1}^n \dot{W}_i$ representa a exergia da potência de todas as turbinas da usina e \dot{Q}_R a taxa de energia térmica do núcleo do reator. No cálculo da eficiência exergética foi desconsiderada a potência das bombas por representarem valores muito pequenos em relação à potência das turbinas.

4.2.3. REATOR

Para o reator a irreversibilidade (exergia destruída) é dada segundo Durmayaz e Yavuz (2001) pela Equação 22.

$$I = (\dot{E}_s - \dot{E}_e) - (\dot{B}_s - \dot{B}_e) \quad (22)$$

No qual \dot{E}_s e \dot{E}_e representam o fluxo energético na saída e entrada do reator (kW) e \dot{B}_s e \dot{B}_e representam o fluxo de exergia na saída e entrada do reator (kW).

Expandindo a Equação 22, tem-se:

$$I = \dot{m}(h_s - h_e) - \dot{m}\{[h_s - h_0 - T_0(s_s - s_0)] - [h_e - h_0 - T_0(s_e - s_0)]\} \quad (23)$$

Onde h_s e h_e representam a entalpia específica na saída e entrada do reator (kJ/kg) e h_0 a entalpia específica na temperatura ambiente de referência (kJ/kg); s_s e s_e representam a entropia específica na saída e entrada do reator (kJ/kgK) e s_0 a entropia específica na temperatura ambiente de referência (kJ/kgK); T_0 representa a temperatura ambiente de referência (K).

Simplificando a Equação 23, resulta:

$$I = \dot{m}T_0(s_s - s_e) \quad (24)$$

A potência máxima disponível do reator pode ser escrita como sendo:

$$\dot{W}_R = \dot{m}[(h_s - h_e) - T_0(s_s - s_e)] = \dot{B}_s - \dot{B}_e \quad (25)$$

Por fim, a eficiência exergética pode ser escrita:

$$\psi_R = \frac{\dot{W}_R}{\dot{Q}_R} \quad (26)$$

4.2.4. BOMBAS

No caso das bombas considera-se o processo adiabático, por conseguinte, as irreversibilidades geradas e a eficiência exergética são dadas como:

$$I = \sum_e \dot{m}_e B_e - \sum_s \dot{m}_s B_s - \dot{W}_B \quad (27)$$

$$\psi_B = \frac{\sum_e \dot{m}_e B_e - \sum_s \dot{m}_s B_s}{\dot{W}_B} \quad (28)$$

No qual B_e e B_s representam a exergia específica (kJ/kg) na entrada e saída da bomba.

4.2.5. TURBINAS

De modo análogo às bombas, assume-se considera-se o processo adiabático das turbinas, logo, as irreversibilidades geradas no processo de expansão nas turbinas e a eficiência exergética das mesmas podem ser escritas através das Equações 29 e 30, respectivamente.

$$I = \sum_e \dot{m}_e B_e - \sum_s \dot{m}_s B_s - \dot{W}_T \quad (29)$$

$$\psi_T = \frac{\dot{W}_T}{\sum_e \dot{m}_e B_e - \sum_s \dot{m}_s B_s} \quad (30)$$

No qual B_e e B_s representam a exergia específica (kJ/kg) na entrada e saída da turbina.

4.2.6. TROCADORES DE CALOR (GERADOR DE VAPOR, AQUECEDORES, REAQUECEDORES, SEPARADOR DE UMIDADE, DESAERADOR E CONDENSADOR)

Em processos de transferência de calor a irreversibilidade é definida como sendo:

$$I = \sum_e \dot{m}_e B_e - \sum_s \dot{m}_s B_s \quad (31)$$

No qual B_e e B_s representam a exergia específica (kJ/kg) das entradas e saídas do equipamento.

A eficiência pela Segunda Lei para o gerador de vapor, aquecedores e reaquadecedores pode ser definida como:

$$\psi = \frac{\Delta \dot{B}_{Fluxo Aquecido}}{\Delta \dot{B}_{Fluxo Usado para Aquecimento}} \quad (32)$$

No qual $\Delta \dot{B}$ representa a variação de exergia entre os fluxos de entrada e saída do equipamento analisado.

A eficiência pela Segunda Lei para o separador de umidade e desaerador é definida como:

$$\psi = \frac{\sum \dot{B}_s}{\sum \dot{B}_e} \quad (33)$$

No $\sum \dot{B}_s$ e $\sum \dot{B}_e$ representam o somatório dos fluxos de exergia (kW) na saída e entrada do equipamento.

Assim como na eficiência pela Primeira Lei, não calculou-se a eficiência pela Segunda Lei para o condensador por se tratar de um equipamento dissipativo.

4.3. DIAGNÓSTICO TERMODINÂMICO DE CENTRAIS TÉRMICAS

Procedimentos de diagnóstico visam principalmente a localização de equipamentos onde ocorrem as maiores irreversibilidades, a identificação das causas e a quantificação dos seus efeitos. Sendo que esses procedimentos dependem da comparação entre duas ou mais condições de trabalho do sistema.

Lozano *et al.* (1994) afirmam que diagnóstico é a descoberta e identificação de algum equipamento que está trabalhando fora da condição de projeto, descobrir e interpretar sinais de mau funcionamento e de quantificar os seus efeitos no sistema.

Segundo Toffolo e Lazzaretto (2004), diagnóstico é um campo de pesquisa em sistemas energéticos dedicado ao estudo de anomalias de operação. Essas anomalias fazem com que o desempenho real de um sistema seja diferente do projeto, resultando em mudanças nos parâmetros esperados para o sistema, como eficiência e irreversibilidades.

Valero *et al.* (2004) dizem que diagnóstico é a arte de descobrir anomalias em sistemas energéticos. O objetivo das técnicas de monitoramento das condições termomecânicas, usualmente adotadas em usinas de geração de energia, consiste em prever falhas, enquanto que metodologias de monitoramento termodinâmico são principalmente adequadas para analisar parâmetros que causam redução na eficiência do sistema. O diagnóstico exergetico pertence ao campo de monitoramento termodinâmico.

Usón e Valero (2009) declaram que diagnóstico termodinâmico compreende as atividades voltadas para detecção de irreversibilidades nos sistemas de energia e quantificação do impacto causado por cada um deles.

Por fim, Usón e Valero (2011) afirmam que para atingir o objetivo de analisar o impacto causado por irreversibilidades nos equipamentos, a situação real do sistema é comparada com um estado de referência (condição de projeto), a fim de determinar o resultado causado pela variação de operação do sistema. Desvios esses que podem ser causados por mudanças nas eficiências isentrópicas, eficácia dos trocadores de calor, quedas de pressão, variação de temperatura, entre outros.

As causas para a variação de desempenho em um componente são classificadas segundo Toffolo e Lazzaretto (2004) em:

- Externas: devido às variações de condições ambientais, produção elétrica da usina;

- Intrínsecas: avarias devido a falhas ou degradação do componente;
- Induzidas: definidas como modificações no ponto de operação devido às interações com outros componentes.

A utilização da ferramenta de análise exergetica será importante para a avaliação dessas mudanças de funcionamento do ciclo. A exergia depende de variáveis termodinâmicas como vazão mássica, pressão e temperatura, e, como tal, ela é adequada para medir as características de desempenho, que são efeitos intrínsecos das condições de operação do sistema.

Indicadores como taxas de irreversibilidades geradas, eficiência exergetica e geração de energia elétrica serão considerados para avaliar os efeitos da mudança de operação dos componentes. Esses indicadores permitem avaliar a diferença entre o valor de uma variável exergetica nas condições de referência e na condição operacional real.

O presente trabalho não irá buscar identificar as anomalias, mas se aterá a observar o comportamento do ciclo frente às mudanças de parâmetros. Os pontos a serem avaliados por meio do diagnóstico da usina termonuclear serão:

- O monitoramento da eficiência do sistema;
- Detecção das irreversibilidades nos componentes do ciclo;
- Quantificação da influência que cada componente teve sobre a instalação como um todo.

A condição de referência deve ser definida para se proceder o balanço de massa, análises energética e exergetica na condição de projeto. Os cálculos resultantes dessa condição representam o desempenho de projeto do ciclo.

A condição de simulação real é aquela onde os cálculos de balanço de massa, análises energética e exergetica são obtidos a partir de mudanças na condição de projeto na operação do ciclo (pressão, temperatura, vazões mássicas).

Nesse trabalho se busca observar o comportamento de uma usina termonuclear PWR frente a variação dos parâmetros termodinâmicos na operação da mesma.

CAPÍTULO 5

5. ESTUDO DE CASO

5.1. USINA TERMONUCLEAR EPR

O reator EPR é um reator do tipo PWR projetado pela AREVA NP, sendo o primeiro reator da Geração III+ a ser implantado em escala internacional. O reator EPR é classificado como Geração III+ devido ao nível de segurança obtido e ao ganho econômico obtido em relação aos modelos anteriores (AREVA, 2009). Há 4 reatores EPR em construção, sendo 1 na França, 1 na Finlândia e 2 na China (WNA, 2016d).

A Figura 5.1 mostra o *layout* da usina EPR. A unidade de um EPR compreende de um edifício do reator (1), um edifício de combustível (2), quatro edifícios de proteção (3), dois edifícios diesel (4), um edifício nuclear auxiliar (5), um edifício de resíduos (6) e um edifício das turbinas (7).



Figura 5.1 - *Layout* da Usina EPR

Fonte: Areva (2009)

O edifício do reator, localizado no centro da ilha nuclear, abriga os principais componentes do sistema de fornecimento de vapor nuclear. Sua principal função é evitar a liberação de materiais radioativos para o meio ambiente. É constituído por uma contenção interna de concreto pré-tensionado cilíndrico com um revestimento metálico, cercado por uma camada

externa de concreto armado. Os componentes do circuito primário estão dispostos dentro de áreas blindadas do edifício do reator.

O edifício de combustível, localizado na mesma base que suporta o edifício do reator e os edifícios de proteção, abriga um armazenamento provisório de combustível novo e usado.

Os quatro edifícios de proteção abrigam os sistemas de proteção tais como o sistema de remoção de calor residual, o sistema de refrigeração por componentes, o sistema de água de alimentação de emergência e seus sistemas de apoio. A sala de controle principal está localizada em um dos edifícios de proteção.

Os dois edifícios diesel abrigam quatro geradores diesel de emergência. A separação física e geográfica destes dois edifícios proporciona uma proteção adicional.

O edifício nuclear auxiliar está localizado em uma base individual que é separada do suporte do edifício do reator. Todos os gases de exaustão das áreas radiológicas controladas são encaminhados, coletados e recolhidos dentro do edifício nuclear antes da sua liberação.

. O edifício de resíduos é utilizado para coleta, armazenamento, tratamento e eliminação de resíduos radioativos líquidos e sólidos e está adjacente ao edifício nuclear auxiliar.

Por fim tem-se o edifício das turbinas que abriga os componentes do circuito secundário. Ele contém as turbinas, o grupo gerador, o condensador e os demais sistemas auxiliares. O edifício das turbinas é independente da ilha nuclear de tal forma que os riscos internos no edifício da turbina permaneçam confinados.

O reator EPR é um PWR de 4-loops cujo sistema de refrigeração do reator compreende um vaso de pressão contendo os elementos combustíveis, um pressurizador com sistemas de controle para manter a pressão do sistema, uma bomba de refrigeração do reator (BRR) por *loop* e um gerador de vapor (GV) por *loop*. Os dados técnicos de uma usina EPR são descritos na Tabela 5.1.

Tabela 5.1 - Dados Técnicos de Projeto da Usina EPR

Dados de Projeto da Usina EPR	
Tipo de Reator	<i>Pressurized Water Reactor (PWR)</i>
Refrigerante	Água leve
Moderador	Água leve
Capacidade Térmica Reator	4.614 MW
Capacidade Elétrica da Usina (Bruta)	1.770 MW
Capacidade Elétrica da Usina (Líquida)	1.650 MW
Eficiência Energética da Usina	36%
Ciclo de Vida	60 anos
Meta de disponibilidade da Usina	> 92 %
Ciclo Termodinâmico	Rankine
Vazão de Vapor	2.606 kg/s
Pressão do Vapor	7,72 MPa
Vazão da Água de Alimentação	2.630 Kg/s
Temperatura da Água de Alimentação	230 °C
Vazão do Fluido de Resfriamento	23.184 kg/s
Pressão de Operação Circuito Primário	15,5 MPa
Temperatura de Entrada do Fluido de Resfriamento do Reator	295,2 °C
Temperatura de Saída do Fluido de Resfriamento do Reator	330 °C
Material do Combustível	UO ₂ e MOX
Conjunto de Barras de um Elemento Combustível	17x17
Número de Elementos Combustíveis	241
Enriquecimento do Combustível	Até 5 %
Ciclo do Combustível	24 Meses
Pressão de Projeto do Reator	17,6 MPa
Temperatura de Projeto do Reator	351 °C
Peso do Reator	520 t
Número de Tubos do Gerador de Vapor	5980
Superfície de Troca de Calor do Gerador de Vapor	7.960 m ²
Peso do Gerador de Vapor	550 t
Número de Bombas de Resfriamento do Reator	4
Vazão de Projeto das Bombas	7,87 m ³ /s
Volume Total do Pressurizador	75 m ³

Fonte: NRC (2017)

O sistema de conversão de vapor extrai a energia do refrigerante do reator no gerador de vapor (GV) e a converte em energia elétrica através do grupo turbina-gerador. O vapor gerado nos geradores de vapor é fornecido à turbina de alta pressão (TAP) através de válvulas de controle que regulam a vazão de vapor. Depois de expandir através das pás da turbina de alta pressão, o vapor de exaustão é levado para um separador de umidade (SU) e dois reaquecedores (R1 e R2) e em seguida para a turbina de pressão intermediária (TMP). Após ser expandido

através das pás da turbina de pressão intermediária, o vapor de exaustão escoar para as três turbinas de baixa pressão (TBP). Parte do vapor das turbinas é extraído dos labirintos das mesmas para o sistema de vedação (SV).

Após expandir pelas turbinas de baixa pressão, o vapor de exaustão é então condensado através do condensador (C) que transfere o calor rejeitado no ciclo para o sistema de circulação de água (SCA).

As bombas de água de alimentação (B1 a B5) retornam o condensado para os geradores de vapor através de aquecedores regenerativos (A1 a A7) que aquecem o condensado usando o vapor de extração das turbinas. Um tanque de armazenamento de água de alimentação (DS) é integrado ao ciclo para desarear e aquecer o condensado.

As turbinas são conectadas em série e operam a 1.800 rpm. Um gerador elétrico síncrono trifásico é acoplado diretamente ao eixo da turbina. O gerador tem um rotor refrigerado a hidrogênio e um estator refrigerado a água.

É apresentado na Figura 5.2 um diagrama esquemático de uma usina EPR com todos os fluxos identificados, e na Tabela 5.2 é exposta a descrição dos mesmos.

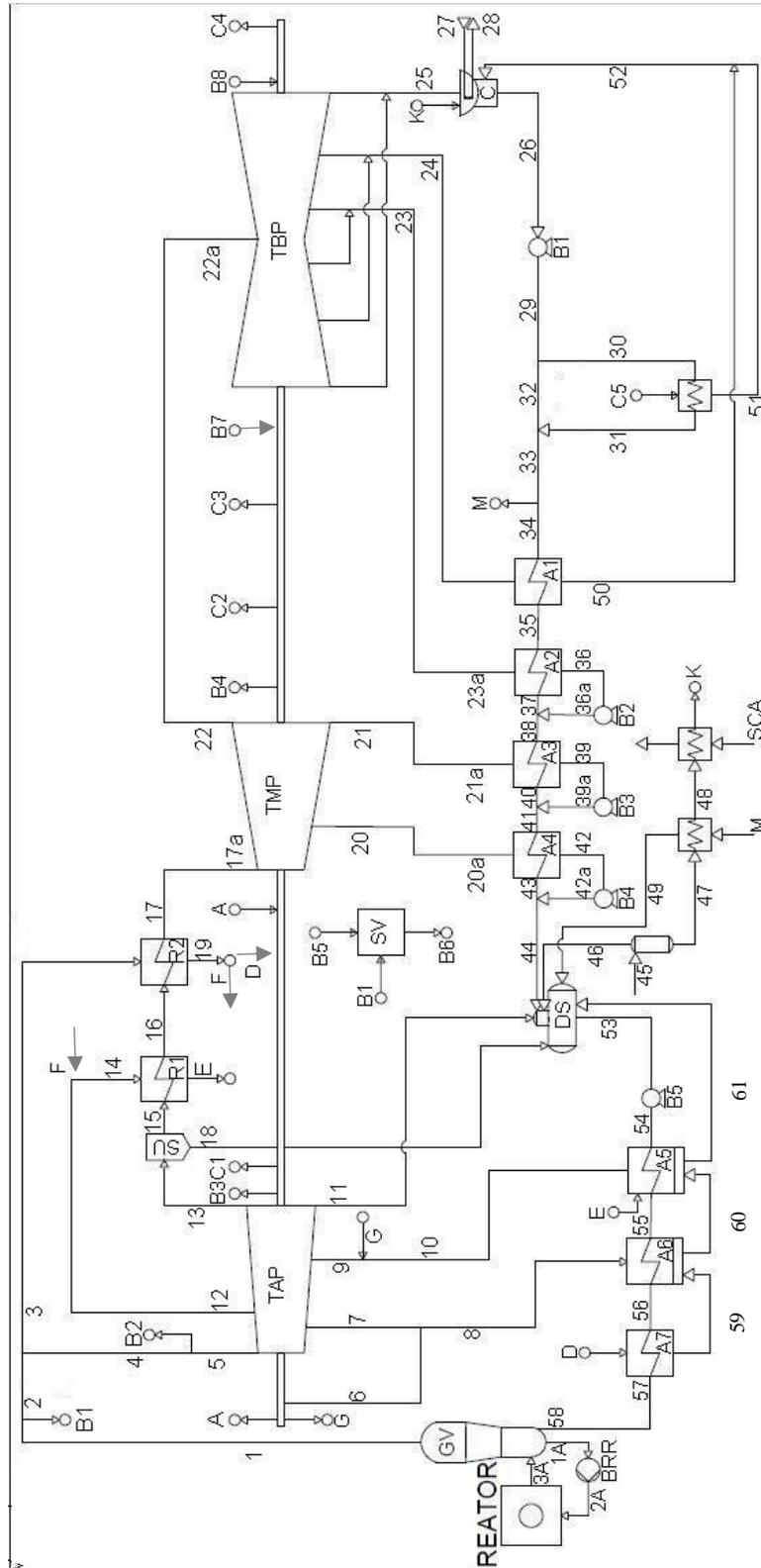


Figura 5.2 - Diagrama Esquemático da Usina EPR

Fonte: Adaptado de NRC (2017)

Tabela 5.2 – Descrição dos Fluxos Associados à Usina EPR

Fluxos	Descrição dos Fluxos
1A	Fluxo de água radioativa do Gerador de Vapor (GV) para a Bomba de Resfriamento do Reator (BRR)
2A	Fluxo de água radioativa da Bomba de Resfriamento do Reator (BRR) para o Reator
3A	Fluxo de água radioativa do Reator para o GV
1	Vapor úmido produzido pelo GV
2	Vapor úmido produzido pelo GV
3	Vapor úmido utilizado no Reaquecedor 2 (R2)
4	Vapor úmido antes de passar pelas Válvulas de Controle
5	Vapor úmido que entra na Turbina de Alta Pressão (TAP)
6	Fluxo proveniente dos labirintos da TAP
7	Vapor úmido que sai da TAP
8	Vapor úmido proveniente da TAP destinado para aquecer o Aquecedor 6 (A6)
9	Vapor úmido que sai da TAP
10	Vapor úmido proveniente da TAP destinado para aquecer o Aquecedor 5 (A5)
11	Vapor úmido proveniente da TAP destinado ao Des aerador (DS)
12	Vapor úmido que sai da TAP
13	Vapor úmido proveniente da TAP destinado ao Separador de Umidade (SU)
14	Vapor úmido utilizado no Reaquecedor 1 (R1)
15	Vapor úmido que sai do SU em direção ao R1
16	Vapor superaquecido que sai do R1 em direção ao R2
17	Vapor superaquecido que sai do R2
17a	Vapor superaquecido que entra na Turbina de Pressão Intermediária (TMP)
18	Líquido saturado que sai do SU em direção ao DS
19	Líquido saturado que sai do R2
20	Vapor superaquecido que sai da TMP
20a	Vapor superaquecido usado para aquecer o Aquecedor 4 (A4)
21	Vapor superaquecido que sai da TMP
21a	Vapor superaquecido usado para aquecer o Aquecedor 3 (A3)
22	Vapor superaquecido que sai da TMP
22a	Vapor superaquecido que entra na TBP
23	Vapor úmido que sai da TBP
23a	Vapor úmido usado para aquecer o Aquecedor 2 (A2)
24	Vapor úmido que sai da TBP usado para aquecer o Aquecedor 1 (A1)
25	Vapor úmido que sai da TBP e entra no Condensador (C)
26	Líquido comprimido que deixa o Condensador e vai para a Bomba 1 (B1)
27	Fluxo de água de resfriamento que entra no Condensador
28	Fluxo de água de resfriamento que deixa o Condensador
29	Líquido comprimido que sai da B1
30	Líquido Comprimido que vai para o sistema de limpeza do condensado
31	Líquido Comprimido que sai do sistema de limpeza do condensado
32	Líquido Comprimido proveniente do Fluxo 29 que não entrou no sistema de limpeza do condensado
33	Líquido Comprimido proveniente do Fluxo 32 e do sistema de limpeza do condensado

Tabela 5.2 – Descrição dos Fluxos Associados à Usina EPR (Continua)

Fluxos	Descrição dos Fluxos
34	Líquido Comprimido que entra no A1
35	Líquido Comprimido que sai do A1 e entra no A2
36	Líquido saturado que sai do A1 e entra na Bomba 2 (B2)
36a	Líquido comprimido que sai da B2
37	Líquido comprimido que sai do A2
38	Líquido Comprimido que entra no A3
39	Líquido saturado que sai do A3 e entra na Bomba 3 (B3)
39a	Líquido comprimido que sai da B3
40	Líquido comprimido que sai do A3
41	Líquido comprimido que entra no A4
42	Líquido saturado que sai do A4 e entra na Bomba 4 (B4)
42a	Líquido comprimido que sai da B4
43	Líquido comprimido que sai do A4
44	Líquido comprimido que entra no DS
45	Líquido comprimido proveniente da purga do GV e entra no tanque de purga
46	Vapor superaquecido que sai do tanque de purga e entra no DS
47	Vapor superaquecido que sai do tanque de purga e entra no trocador de calor que aquece o Fluxo M
48	Líquido comprimido usado para aquecer o fluxo do Sistema de Circulação de Água (SCA)
49	Líquido comprimido que entra no DS
50	Líquido saturado que sai do A1
51	Fluxo que trocou calor com o sistema de limpeza do condensado
52	Líquido comprimido que entra no Condensador
53	Líquido saturado que sai do DS e entra na Bomba 5 (B5)
54	Líquido comprimido que sai da B5 e entra no A5
55	Líquido comprimido que sai do A5 e entra no A6
56	Líquido comprimido que sai do A6 e entra no A7
57	Líquido comprimido que sai do A7
58	Líquido comprimido que entra no GV
59	Líquido saturado que sai do A7 e entra no A6
60	Líquido saturado que sai do A6 e entra no A5
61	Líquido saturado que sai do A5 e entra no DS
A	Fluxo que sai dos labirintos da TAP e entra nos labirintos da TMP
B1	Vapor úmido que vai para o Sistema de Vedação (SV)
B2	Vapor úmido utilizado no Sistema de Vedação que vai para o Fluxo B5
B3	Fluxo proveniente dos labirintos da TAP que vai para o Fluxo B5
B4	Fluxo proveniente dos labirintos da TMP que vai para o Fluxo B5
B5	Fluxo que vai para o SV
B6	Fluxo que sai do SV e vai para os labirintos da TBP através dos Fluxos B7 e B8
B7	Fluxo proveniente de B6 utilizado nos labirintos da TBP
B8	Fluxo proveniente de B6 utilizado nos labirintos da TBP
C1	Fluxo que sai dos labirintos da TAP em direção a C5

Tabela 5.2 – Descrição dos Fluxos Associados à Usina EPR (Conclusão)

Fluxos	Descrição dos Fluxos
C2	Fluxo que sai dos labirintos da TMP em direção a C5
C3	Fluxo que sai dos labirintos da TBP em direção a C5
C4	Fluxo que sai dos labirintos da TBP em direção a C5
C5	Fluxo proveniente dos Fluxos C1, C2, C3 e C4
D	Líquido saturado proveniente do Fluxo 19 usado para aquecer o Aquecedor (A7)
E	Líquido saturado que sai do R1 usado para aquecer o A5
F	Líquido saturado proveniente do Fluxo 19
G	Fluxo proveniente dos labirintos da TAP e vai para o Fluxo 9
K	Fluxo proveniente do trocador de calor do SCA e entra no Condensador
M	Líquido comprimido proveniente do Fluxo 33

5.2. ANÁLISE DOS RESULTADOS

Os dados termodinâmicos referentes aos fluxos da Figura 5.2 são apresentados nas Tabelas 5.3 e 5.4, em que esta é referente à usina operando com as válvulas completamente abertas e aquela em sua operação de projeto. A condição de válvulas completamente abertas refere-se às válvulas de controle localizadas antes da turbina de alta pressão cuja função é de controlar o fluxo de vapor da mesma.

As entalpias e entropias das Tabelas 5.3 e 5.4 foram obtidos utilizando o software computacional “*Water and Steam Properties-WASP*” e o processamento de dados foi feito no *Microsoft Excel 2013*.

Para a usina EPR usou-se como referência a temperatura e pressão de 298,15 K e 0,101325 MPa para o comupto da exergia. A vazão mássica da água de resfriamento do condensador foi calculada de acordo com uma temperatura de entrada de 15 °C e saída de 23 °C.

Tabela 5.3 - Dados Termodinâmicos da Usina EPR em sua Operação de Projeto

Fluxos	Vazão Mássica (kg/s)	Temperatura (°C)	Pressão (MPa)	Titulo	Entalpia (kJ/kg)	Entropia (kJ/kg k)
1A	23167,68	295,22	15,29	-	1310,5	3,1784
2A	23167,68	295,22	16,02	-	1310,55	3,1754
3A	23167,68	329,22	15,62	-	1510,2	3,5196
1	2606,23	-	7,66	0,9975	2760,44	5,7628
2	2605,53	-	7,66	0,9975	2760,44	5,7628
3	152,13	-	7,19	0,992	2758,3	5,7799
4	2453,4	-	7,51	0,9958	2760	5,7686
5	2452,96	-	7,51	0,9958	2760	5,7686
6	4,2	-	-	-	-	-
7	153,77	-	2,93	0,898	2617,3	5,8291
8	157,97	-	2,78	0,901	2621,1	5,8551
9	103,17	-	1,86	0,871	2548,6	5,8532
10	104,8	-	1,73	0,874	2550,9	5,8829
11	116,37	-	1,12	0,848	2475,6	5,8809
12	104,32	-	2,93	0,898	2617,3	5,8291
13	1962,81	-	1,12	0,848	2475,6	5,8809
14	108,64	-	-	-	2772,02	6,1338
15	1674,82	183,83	1,09	0,99	2758,2	6,5068
16	1674,82	221,17	1,08	-	2873,3	6,7655
17	1674,82	279,89	1,07	-	3005,4	7,0198
17a	1674,82	279,72	1,07	-	3004,9	7,0175
18	287,99	183,83	1,09	0	779,71	2,1759

Tabela 5.3 – Dados Termodinâmicos da Usina EPR em sua Operação de Projeto (Continua)

Fluxos	Vazão Mássica (kg/s)	Temperatura (°C)	Pressão (MPa)	Titulo	Entalpia (kJ/kg)	Entropia (kJ/kg k)
19	152,13	286,67	7,08	0	1271,7	3,1293
20	56,59	205,39	0,54	-	2864,3	7,0393
20a	56,59	204,39	0,49	-	2864,3	7,0746
21	88,38	158,72	0,34	-	2776,3	7,0547
21a	88,38	157,44	0,30	-	2776,2	7,104
22	1534,1	158,72	0,34	-	2776,3	7,0547
22a	1534,1	158,5	0,33	-	2776,3	7,0628
23	110,59	-	0,12	0,97	2616,6	7,1082
23a	110,59	-	0,11	0,97	2617,1	7,1477
24	76,22	-	-	-	2360	7,1506
25	1348,24	-	-	-	2260	7,1703
26	1445,94	46,22	0,01	-	193,73	0,6554
27	82956,42	15	0,10	-	62,962	0,2239
28	82956,42	23	0,10	-	96,438	0,3385
29	1445,94	46,56	2,48	-	196,79	0,6573
30	144,66	46,56	2,48	-	196,79	0,6573
31	144,66	54,28	2,48	-	229,27	0,7577
32	1301,28	46,56	2,48	-	196,79	0,6573
33	1445,94	47,39	1,67	-	199,76	0,669
34	1426,93	47,39	1,67	-	199,76	0,669
35	1426,93	60	1,62	-	252,38	0,8304
36	110,59	103,33	0,11	0	433,2	1,34433
36a	110,59	104,10	1,54	-	436,79	1,3514
37	1426,93	-	1,54	-	421,64	1,3098
38	1537,52	100,72	1,54	-	422,97	1,3136
39	88,38	133,56	0,30	0	561,37	1,6703
39a	88,38	134,36	1,47	-	565,99	1,6816
40	1537,52	-	1,47	-	550,28	1,6413
41	1625,9	130,94	1,47	-	550,88	1,6425
42	56,59	151,78	0,49	0	639,72	1,8589
42a	56,59	152,39	1,02	-	642,55	1,8665
43	1625,9	-	1,02	-	628,31	1,8314
44	1682,49	149,17	1,02	-	628,68	1,832
45	26,06	293,89	7,89	-	1310,7	3,1965
46	6,42	195,06	1,38	-	2790,8	6,4782
47	19,64	195,06	1,38	-	2790,8	6,4782
48	19,64	73,89	1,31	-	310,19	1,0013
49	19,01	174,28	1,02	-	737,67	2,0829
50	76,22	63	0,02	0	263,54	0,8686
51	1,84	-	-	-	-	-
52	78,06	60	0,02	-	250,99	0,8311

Tabela 5.3 – Dados Termodinâmicos da Usina EPR em sua Operação de Projeto (Conclusão)

Fluxos	Vazão Mássica (kg/s)	Temperatura (°C)	Pressão (MPa)	Titulo	Entalpia (kJ/kg)	Entropia (kJ/kg k)
53	2631,5	180,78	1,02	0	766,6	2,14698
54	2631,5	182,2	8,62	-	776,43	2,1513
55	2631,5	202,44	8,55	-	866,04	2,3431
56	2631,5	226,78	8,48	-	976,56	2,5701
57	2631,5	230,11	8,41	-	991,94	2,6009
58	2631,5	230	7,79	-	991,24	2,601
59	147,81	232,44	2,93	0	1001,20	2,6324
60	305,78	208	1,83	0	888,14	2,4057
61	519,22	187,78	1,19	0	797,24	2,2139
A	5,89	-	-	-	-	-
B1	0,7	-	-	-	-	-
B2	0,44	-	-	-	-	-
B3	0,4	-	-	-	-	-
B4	0,82	-	-	-	-	-
B5	1,66	-	-	-	-	-
B6	2,36	-	-	-	-	-
B7	1,18	-	-	-	-	-
B8	1,18	-	-	-	-	-
C1	0,4	-	-	-	-	-
C2	0,82	-	-	-	-	-
C3	0,31	-	-	-	-	-
C4	0,31	-	-	-	-	-
C5	1,84	-	-	-	-	-
D	147,81	286,67	7,08	0	1271,7	3,1293
E	108,64	231,67	2,88	0	997,61	2,6254
F	4,32	286,67	7,08	0	1271,7	3,1293
G	1,63	-	-	-	-	-
K	19,64	48,89	1,24	-	205,64	0,6887
M	19,01	47,39	1,67	-	199,76	0,669

Fonte: NRC (2017)

Nos fluxos 14, 37, 40 e 43 foi feito um balanço de energia para obter o valor de entalpia. A partir do valor da entalpia e considerando que não houve perda de pressão no trocador de calor, obteve-se o valor da entropia.

Os valores de entalpia e entropia dos fluxos 24 e 25 foram retirados do Diagrama de Mollier.

Nos fluxos 36, 39, 42, 50, 59, 60 e 61 foi considerado estado de líquido saturado.

Tabela 5.4 - Dados Termodinâmicos da Usina EPR com Válvulas Completamente Abertas

Fluxos	Vazão Mássica (kg/s)	Temperatura (°C)	Pressão (MPa)	Título	Entalpia (kJ/kg)	Entropia (kJ/kg k)
1A	24947,56	295,22	15,29	-	1310,5	3,1784
2A	24947,56	295,22	16,02	-	1310,55	3,1754
3A	24947,56	329,22	15,62	-	1510,2	3,5196
1	2679,36	-	7,66	0,9975	2760,4	5,7628
2	2678,66	-	7,66	0,9975	2760,4	5,7628
3	152,13	-	7,19	0,993	2759,8	5,7828
4	2526,53	-	7,51	0,9958	2760	5,7686
5	2526,09	-	7,51	0,9958	2760	5,7686
6	4,2	-	-	-	-	-
7	161,13	-	3,01	0,896	2614,5	5,8138
8	165,33	-	2,86	0,899	2618,4	5,8394
9	108,21	-	1,91	0,868	2544,3	5,8344
10	109,84	-	1,78	0,872	2548,4	5,8681
11	120,05	-	1,14	0,846	2473	5,8669
12	109,37	-	3,01	0,8978	2617,7	5,8201
13	2014,81	-	1,14	0,846	2473	5,8669
14	113,69	-	-	-	2744,26	6,0683
15	1714,68	184,83	1,12	0,99	2759	6,4992
16	1714,68	222,67	1,12	-	2875	6,7548
17	1714,68	279,89	1,09	-	3004,6	7,0079
17a	1714,68	279,72	1,08	-	3004,6	7,0123
18	300,13	184,83	1,12	0	784,14	2,1855
19	152,13	286,67	7,08	0	1271,7	3,1293
20	58,38	205,33	0,55	-	2863,5	7,0274
20a	58,38	204,33	0,51	-	2863,6	7,0637
21	91	158,67	0,34	-	2775,6	7,0435
21a	91	157,44	0,31	-	2775,7	7,0929
22	1569,55	158,67	0,34	-	2775,6	7,0435
22a	1569,55	158,56	0,34	-	2775,8	7,052
23	113,81	-	0,13	0,969	2615,4	7,0953
23a	113,81	-	0,12	0,971	2615,9	7,1341
24	78,54	-	-	-	2415	7,1873
25	1378,86	-	-	-	2290	7,2234
26	1479,43	46,67	0,01	-	195,3	0,6602
27	86419,64	15	0,10	-	62,96	0,2239
28	86419,64	23	0,10	-	96,44	0,3385
29	1479,43	46,83	2,48	-	198,17	0,6615
30	147,98	46,83	2,48	-	198,17	0,6615
31	147,98	54,5	2,48	-	230,19	0,7605
32	1331,45	46,83	2,48	-	198,17	0,6615
33	1479,43	47,78	1,65	-	201,37	0,6741

Tabela 5.4 - Dados Termodinâmicos da Usina EPR com Válvulas Completamente Abertas
(Continua)

Fluxos	Vazão Mássica (kg/s)	Temperatura (°C)	Pressão (MPa)	Titulo	Entalpia (kJ/kg)	Entropia (kJ/kg k)
34	1460,42	47,78	1,65	-	201,37	0,6741
35	1460,42	60,61	1,58	-	254,9	0,838
36	113,81	103,89	0,12	0	435,6	1,3501
36a	113,81	104,67	1,51	-	439,4	1,358
37	1460,42	-	1,5	-	424,81	1,3184
38	1574,23	101,39	1,51	-	425,76	1,3211
39	91	134,5	0,31	0	565,72	1,6805
39a	91	135,31	1,43	-	569,51	1,6892
40	1574,23	-	1,43	-	553,51	1,6493
41	1665,23	131,72	1,43	-	554,18	1,6508
42	58,38	152,67	0,51	0	643,7	1,8677
42a	58,38	153,28	1,04	-	646,2	1,8742
43	1665,23	-	1,04	-	632,01	1,8401
44	1723,61	150	1,04	-	632,26	1,8404
45	26,79	293,89	7,89	-	1310,7	3,1965
46	6,6	195,06	1,38	-	2790,8	6,4782
47	20,19	195,06	1,38	-	2790,8	6,4782
48	20,19	73,89	1,31	-	310,19	1,0013
49	19,01	179,06	1,65	-	758,98	2,1288
50	78,54	63,39	0,02	0	265,17	0,8734
51	1,84	-	-	-	-	-
52	80,38	60	0,02	-	251	0,8311
53	2706,07	181,83	1,04	0	770,94	2,1557
54	2706,07	183,22	8,62	-	780,85	2,1603
55	2706,07	203,78	8,55	-	872,04	2,3557
56	2706,07	228,39	8,48	-	984	2,5849
57	2706,07	231,44	8,41	-	998,11	2,6131
58	2706,07	231,39	7,79	-	997,7	2,6138
59	147,81	233,89	3,00	0	1008,10	2,6458
60	313,14	209,33	1,88	0	894,20	2,4181
61	536,67	188,78	1,22	0	801,69	2,2235
A	5,89	-	-	-	-	-
B1	0,7	-	-	-	-	-
B2	0,44	-	-	-	-	-
B3	0,4	-	-	-	-	-
B4	0,82	-	-	-	-	-
B5	1,66	-	-	-	-	-
B6	2,36	-	-	-	-	-
B7	1,18	-	-	-	-	-
B8	1,18	-	-	-	-	-

Tabela 5.4 - Dados Termodinâmicos da Usina EPR com Válvulas Completamente Abertas (Conclusão)

Fluxos	Vazão Mássica (kg/s)	Temperatura (°C)	Pressão (MPa)	Titulo	Entalpia (kJ/kg)	Entropia (kJ/kg k)
C1	0,4	-	-	-	-	-
C2	0,82	-	-	-	-	-
C3	0,31	-	-	-	-	-
C4	0,31	-	-	-	-	-
C5	1,84	-	-	-	-	-
D	147,81	286,67	7,08	0	1271,7	3,1293
E	113,69	231,06	2,85	0	994,74	2,6197
F	4,32	286,67	7,08	0	1271,7	3,1293
G	1,63	-	-	-	-	-
K	20,19	48,89	1,24	-	205,64	0,6887
M	19,01	47,78	1,65	-	201,37	0,6741

As Tabelas 5.5 e 5.6 apresentam os fluxos energéticos e exergeticos dos fluxos apresentados na Figura 5.2. Os fluxos energéticos foram obtidos a partir da multiplicação da entalpia pela vazão mássica correspondente, já os fluxos exergeticos foram obtidos a partir da multiplicação da respectiva vazão mássica pela Equação (17).

Tabela 5.5 - Fluxos Energéticos e Exergeticos da Usina EPR em Operação de Projeto

Fluxos	Vazão Mássica (kg/s)	Temperatura (°C)	Pressão (MPa)	Ė (MW)	Ĕ (MW)
1A	23167,68	295,22	15,29	30361,24	8511,61
2A	23167,68	295,22	16,02	30362,40	8533,49
3A	23167,68	329,22	15,62	34987,83	10781,38
1	2606,23	-	7,66	7194,34	2728,18
2	2605,53	-	7,66	7192,41	2727,45
3	152,13	-	7,19	419,62	158,15
4	2453,4	-	7,51	6771,38	2562,88
5	2452,96	-	7,51	6770,17	2562,42
6	4,2	-	-	-	-
7	153,77	-	2,93	402,46	135,92
8	157,97	-	2,78	414,06	139,00
9	103,17	-	1,86	262,94	83,36
10	104,8	-	1,73	267,33	83,99
11	116,37	-	1,12	288,09	84,57
12	104,32	-	2,93	273,04	92,21
13	1962,81	-	1,12	4859,13	1426,46
14	108,64	-	-	301,15	102,96

Tabela 5.5 - Fluxos Energéticos e Exergéticos da Usina EPR em Operação de Projeto (Continua)

Fluxos	Vazão Mássica (kg/s)	Temperatura (°C)	Pressão (MPa)	Ė (MW)	Ĕ (MW)
15	1674,82	183,83	1,09	4619,49	1377,92
16	1674,82	221,17	1,08	4812,26	1441,51
17	1674,82	279,89	1,07	5033,50	1535,77
17a	1674,82	279,72	1,07	5032,67	1536,08
18	287,99	183,83	1,09	224,55	39,02
19	152,13	286,67	7,08	193,46	52,22
20	56,59	205,39	0,54	162,09	43,58
20a	56,59	204,39	0,49	162,09	42,98
21	88,38	158,72	0,34	245,37	59,88
21a	88,38	157,44	0,30	245,36	58,57
22	1534,1	158,72	0,34	4259,12	1039,31
22a	1534,1	158,5	0,33	4259,12	1035,61
23	110,59	-	0,12	289,37	55,50
23a	110,59	-	0,11	289,43	54,25
24	76,22	-	-	179,88	17,73
25	1348,24	-	-	3047,02	170,83
26	1445,94	46,22	0,01	280,12	4,13
27	82956,42	15	0,10	5248,46	61,50
28	82956,42	23	0,10	8038,99	3,82
29	1445,94	46,56	2,48	284,55	7,73
30	144,66	46,56	2,48	28,47	0,77
31	144,66	54,28	2,48	33,17	1,14
32	1301,28	46,56	2,48	256,08	6,96
33	1445,94	47,39	1,67	288,84	6,98
34	1426,93	47,39	1,67	285,04	6,89
35	1426,93	60	1,62	360,13	13,31
36	110,59	103,33	0,11	47,91	4,08
36a	110,59	104,10	1,54	48,30	4,25
37	1426,93	-	1,54	601,65	50,87
38	1537,52	100,72	1,54	650,32	55,12
39	88,38	133,56	0,30	49,61	6,00
39a	88,38	134,36	1,47	50,02	6,11
40	1537,52	-	1,47	846,07	100,65
41	1625,9	130,94	1,47	895,68	106,82
42	56,59	151,78	0,49	36,20	5,09
42a	56,59	152,39	1,02	36,36	5,13
43	1625,9	-	1,02	1021,56	141,14
44	1682,49	149,17	1,02	1057,75	146,38
45	26,06	293,89	7,89	34,16	9,44
46	6,42	195,06	1,38	17,92	5,55
47	19,64	195,06	1,38	54,81	16,97
48	19,64	73,89	1,31	6,09	0,32

Tabela 5.5 - Fluxos Energéticos e Exergéticos da Usina EPR em Operação de Projeto (Conclusão)

Fluxos	Vazão Mássica (kg/s)	Temperatura (°C)	Pressão (MPa)	É (MW)	Ĕ (MW)
49	19,01	174,28	1,02	14,02	2,30
50	76,22	63	0,02	20,09	0,69
51	1,84	-	-	-	-
52	78,06	60	0,02	19,59	0,60
53	2631,5	180,78	1,02	2017,31	344,75
54	2631,5	182,2	8,62	2043,18	367,23
55	2631,5	202,44	8,55	2278,98	452,56
56	2631,5	226,78	8,48	2569,82	565,29
57	2631,5	230,11	8,41	2610,29	581,60
58	2631,5	230	7,79	2608,45	579,68
59	147,81	232,44	2,93	147,99	32,65
60	305,78	208	1,83	271,58	53,64
61	519,22	187,78	1,19	413,94	73,57
A	5,89	-	-	-	-
B1	0,7	-	-	-	-
B2	0,44	-	-	-	-
B3	0,4	-	-	-	-
B4	0,82	-	-	-	-
B5	1,66	-	-	-	-
B6	2,36	-	-	-	-
B7	1,18	-	-	-	-
B8	1,18	-	-	-	-
C1	0,4	-	-	-	-
C2	0,82	-	-	-	-
C3	0,31	-	-	-	-
C4	0,31	-	-	-	-
C5	1,84	-	-	-	-
D	147,81	286,67	7,08	187,97	50,73
E	108,64	231,67	2,88	108,38	23,83
F	4,32	286,67	7,08	5,49	1,48
G	1,63	-	-	-	-
K	19,64	48,89	1,24	4,04	0,09
M	19,01	47,39	1,67	3,80	0,09

Tabela 5.6 - Fluxos Energéticos e Exergéticos da Usina EPR com Válvulas Completamente Abertas

Fluxos	Vazão Mássica (kg/s)	Temperatura (°C)	Pressão (MPa)	Ė (MW)	Ĕ (MW)
1A	24947,56	295,22	15,29	32693,78	9165,00
2A	24947,56	295,22	16,02	32695,02	9188,56
3A	24947,56	329,22	15,62	37675,81	11609,14
1	2679,36	-	7,66	7396,11	2804,63
2	2678,66	-	7,66	7394,17	2803,89
3	152,13	-	7,19	419,85	158,24
4	2526,53	-	7,51	6973,22	2639,27
5	2526,09	-	7,51	6972,01	2638,81
6	4,2	-	-	0,00	0,02
7	161,13	-	3,01	421,27	142,70
8	165,33	-	2,86	432,90	145,81
9	108,21	-	1,91	275,32	87,57
10	109,84	-	1,78	279,92	88,24
11	120,05	-	1,14	296,88	87,43
12	109,37	-	3,01	286,30	97,01
13	2014,81	-	1,14	4982,63	1467,42
14	113,69	-	-	311,99	106,81
15	1714,68	184,83	1,12	4730,80	1415,97
16	1714,68	222,67	1,12	4929,71	1484,21
17	1714,68	279,89	1,09	5151,93	1577,04
17a	1714,68	279,72	1,08	5151,93	1574,79
18	300,13	184,83	1,12	235,34	41,14
19	152,13	286,67	7,08	193,46	52,22
20	58,38	205,33	0,55	167,17	45,12
20a	58,38	204,33	0,51	167,18	44,49
21	91	158,67	0,34	252,58	61,89
21a	91	157,44	0,31	252,59	60,56
22	1569,55	158,67	0,34	4356,44	1067,47
22a	1569,55	158,56	0,34	4356,76	1063,81
23	113,81	-	0,13	297,66	57,41
23a	113,81	-	0,12	297,72	56,15
24	78,54	-	-	189,67	21,73
25	1378,86	-	-	3157,59	194,25
26	1479,43	46,67	0,01	288,93	4,43
27	86419,64	15	0,10	5441,15	63,76
28	86419,64	23	0,10	8334,14	3,96
29	1479,43	46,83	2,48	293,18	8,10
30	147,98	46,83	2,48	29,33	0,81
31	147,98	54,5	2,48	34,06	1,18
32	1331,45	46,83	2,48	263,85	7,29
33	1479,43	47,78	1,65	297,91	7,28

Figura 5.6 - Fluxos Energéticos e Exergéticos da Usina EPR com Válvulas Completamente Abertas
(Continua)

Fluxos	Vazão Mássica (kg/s)	Temperatura (°C)	Pressão (MPa)	Ė (MW)	Ĕ (MW)
34	1460,42	47,78	1,65	294,08	7,18
35	1460,42	60,61	1,58	372,26	13,99
36	113,81	103,89	0,12	49,58	4,28
36a	113,81	104,67	1,51	50,01	4,44
37	1460,42	-	1,5	620,40	52,96
38	1574,23	101,39	1,51	670,24	57,31
39	91	134,5	0,31	51,48	6,30
39a	91	135,31	1,43	51,83	6,41
40	1574,23	-	1,43	871,35	104,38
41	1665,23	131,72	1,43	922,84	110,78
42	58,38	152,67	0,51	37,58	5,33
42a	58,38	153,28	1,04	37,73	5,37
43	1665,23	-	1,04	1052,43	146,39
44	1723,61	150	1,04	1089,77	151,81
45	26,79	293,89	7,89	35,11	9,70
46	6,6	195,06	1,38	18,42	5,70
47	20,19	195,06	1,38	56,35	17,44
48	20,19	73,89	1,31	6,26	0,33
49	19,01	179,06	1,65	14,43	2,45
50	78,54	63,39	0,02	20,83	0,73
51	1,84	-	-	-	-
52	80,38	60	0,02	20,18	0,62
53	2706,07	181,83	1,04	2086,22	359,23
54	2706,07	183,22	8,62	2113,03	382,34
55	2706,07	203,78	8,55	2359,80	471,45
56	2706,07	228,39	8,48	2662,77	589,50
57	2706,07	231,44	8,41	2700,96	604,93
58	2706,07	231,39	7,79	2699,85	603,26
59	147,81	233,89	3,00	149,01	33,08
60	313,14	209,33	1,88	280,01	55,67
61	536,67	188,78	1,22	430,24	76,90
A	5,89	-	-	-	-
B1	0,7	-	-	-	-
B2	0,44	-	-	-	-
B3	0,4	-	-	-	-
B4	0,82	-	-	-	-
B5	1,66	-	-	-	-
B6	2,36	-	-	-	-
B7	1,18	-	-	-	-
B8	1,18	-	-	-	-
C1	0,4	-	-	-	-

Figura 5.6 - Fluxos Energéticos e Exergéticos da Usina EPR com Válvulas Completamente Abertas (Conclusão)

Fluxos	Vazão Mássica (kg/s)	Temperatura (°C)	Pressão (MPa)	Ė (MW)	Ĕ (MW)
C2	0,82	-	-	-	-
C3	0,31	-	-	-	-
C4	0,31	-	-	-	-
C5	1,84	-	-	-	-
D	147,81	286,67	7,08	187,97	50,73
E	113,69	231,06	2,85	113,09	24,81
F	4,32	286,67	7,08	5,49	1,48
G	1,63	-	-	-	-
K	20,19	48,89	1,24	4,15	0,10
M	19,01	47,78	1,65	3,83	0,09

As Tabelas 5.7 e 5.8 apresentam os valores das eficiências energéticas e exergéticas global e do circuito secundário. Os valores das eficiências energéticas e exergéticas globais foram semelhantes pelo fato que foi considerada a mesma quantidade energética para o combustível urânio. No Apêndice A encontram-se as tabelas consolidadas com todas as propriedades termodinâmicas e os fluxos energéticos e exergéticos dos dois casos analisados. Os cálculos referentes às eficiências energéticas e exergéticas são encontrados no Apêndice B.

Tabela 5.7 - Eficiências Energéticas e Exergéticas do Circuito Secundário e Global da Usina EPR em Operação de Projeto

Sistema	Eficiência Energética η (%)	Eficiência Exergética ψ (%)
Circuito Secundário	39,11	83,47
Global	38,77	38,77

Tabela 5.8 - Eficiências Energéticas e Exergéticas do Circuito Secundário e Global da Usina EPR com Válvulas Completamente Abertas

Sistema	Eficiência Energética η (%)	Eficiência Exergética ψ (%)
Circuito Secundário	38,27	81,64
Global	36,08	36,08

Observa-se que restringindo-se apenas ao circuito secundário, a eficiência exergética foi maior que o energético nas duas condições de operação. Isso nos revela que as maiores destruições exergéticas da usina estão concentradas no circuito primário.

As Tabelas 5.9 e 5.10 apresentam os valores de irreversibilidades, o percentual de irreversibilidades e a eficiência exergética dos equipamentos da usina. No Apêndice C é mostrado os cálculos referentes aos valores encontrados de irreversibilidades e eficiência exergética.

Tabela 5.9 - Irreversibilidades e Eficiência Exergética da Usina EPR em Operação de Projeto

Equipamento	Irreversibilidade (MW)	Irreversibilidade nos Ciclos Primário e Secundário (%)	Irreversibilidade na Usina (%)	Eficiência Exergética (%)
Reator	2.377,542	94,95	82,15	48,60
Gerador de Vapor	121,259	4,84	4,19	94,66
Bomba de Refrigeração do Reator	5,159	0,21	0,18	80,92
Total Circuito Primário	2.503,960	100,00	86,51	-
Turbina de Alta Pressão	55,397	14,19	1,91	92,51
Turbina de Média Pressão	27,236	6,98	0,94	93,08
Turbina de Baixa Pressão	48,701	12,48	1,68	93,85
Bomba 1	0,641	0,16	0,02	84,90
Bomba 2	0,030	0,0077	0,001	84,43
Bomba 3	0,020	0,0051	0,0007	84,86
Bomba 4	0,006	0,0016	0,0002	83,85
Bomba 5	4,101	1,05	0,14	84,57
Aquecedor 1	10,615	2,72	0,37	37,68
Aquecedor 2	12,604	3,23	0,44	74,87
Aquecedor 3	7,041	1,8	0,24	86,61
Aquecedor 4	3,571	0,91	0,12	90,58
Aquecedor 5	2,564	0,66	0,09	97,08
Aquecedor 6	5,281	1,35	0,18	95,53
Aquecedor 7	1,777	0,46	0,06	90,17
Reaquecedor 1	15,541	3,98	0,54	80,36
Reaquecedor 2	11,672	2,99	0,40	88,98
Separador de Umidade	9,510	2,44	0,33	99,33
Desaerador	6,641	1,7	0,23	98,11
Condensador	167,402	42,89	5,78	-
Total Circuito Secundário	390,350	100,00	13,49	-
Ciclo	2.894,310	-	100,00	38,77

A análise exérgica da usina EPR em operação de projeto revelou uma irreversibilidade total de 2.894,310 MW. Desse total, o reator foi o equipamento responsável pelas maiores irreversibilidades geradas com 2.377,542 MW, representando 82,15 % de toda a irreversibilidade da usina. Em seguida estão o condensador (5,78 %), as turbinas de alta, média e baixa pressão que juntas somam 4,54 % das irreversibilidades geradas e o gerador de vapor (4,19 %), conforme Tabela 5.9. Uma comparação da contribuição de irreversibilidades geradas por cada ciclo é apresentada através da Figura 5.3.

A usina apresentou uma eficiência exérgica global de 38,77 % e de 83,47 % para o circuito secundário (Tabela 5.7).

Em relação apenas ao circuito primário (reator, gerador de vapor e bomba de refrigeração), a análise exérgica aponta que a irreversibilidade se concentra principalmente no reator nuclear com 94,95 % das irreversibilidades geradas, em seguida o gerador de vapor com 4,84 % das irreversibilidades do circuito primário, e por fim, a bomba de refrigeração com apenas 0,21 % (Tabela 5.9 e Figura 5.4).

Em relação ao circuito secundário (turbinas, condensador, bombas, aquecedores, reaquadecadores, separador de umidade e desaerador), as maiores taxas de irreversibilidade foram encontradas no condensador com uma porcentagem de 42,89 %, e em seguida nas turbinas de alta, baixa e média pressão, com porcentagem de irreversibilidade de 14,19 %, 12,48 % e 6,98 %, respectivamente. Para as bombas a soma das irreversibilidades geradas ficou em 1,23 % em relação ao circuito secundário. O conjunto de aquecedores apontou uma irreversibilidade gerada de 11,13 % em relação ao circuito secundário. Já os reaquadecadores tiveram uma irreversibilidade de 6,97 %, o separador de umidade apresentou 2,44 % das irreversibilidades geradas e o desaerador 1,7 % (Tabela 5.9 e Figura 5.5).

O reator nuclear apresentou uma eficiência exérgica de 48,6 %. Para as turbinas a vapor, a turbina de alta pressão teve uma eficiência de 92,51 %, a turbina de pressão intermediária apresentou uma eficiência de 93,08 % e a de baixa pressão de 93,85 %. Os trocadores de calor (gerador de vapor, aquecedores, separador de umidade, reaquadecadores e desaerador) atingiram 80% ou mais de eficiência exérgica. Exceto os aquecedores 1 e 2 sendo encontradas eficiências de 37,68 e 74,87 %, segundo Tabela 5.9.



Figura 5.3 – Comparação das Irreversibilidades Geradas no Ciclo Primário e Secundário na Condição de Projeto

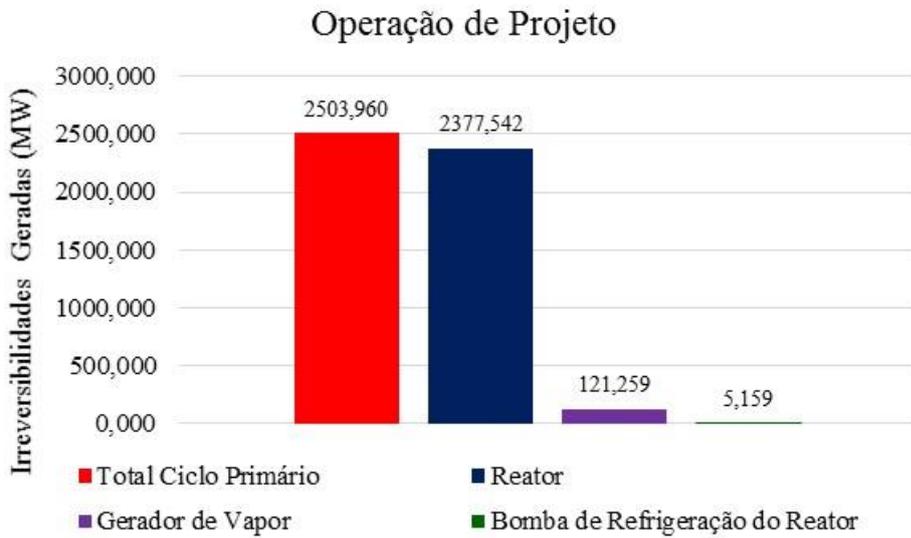


Figura 5.4 – Comparação das Irreversibilidades Geradas no Ciclo Primário na Condição de Projeto



Figura 5.5 – Comparação das Irreversibilidades Geradas no Ciclo Secundário na Condição de Projeto

Tabela 5.10 - Irreversibilidades e Eficiência Exergética da Usina EPR com Válvulas Completamente Abertas

Equipamento	Irreversibilidade (MW)	Irreversibilidade nos Ciclos Primário e Secundário (%)	Irreversibilidade na Usina (%)	Eficiência Exergética (%)
Reator	2.560,199	91,16	78,88	48,60
Gerador de Vapor	242,772	8,64	7,48	90,07
Bomba de Refrigeração do Reator	5,556	0,20	0,17	80,92
Total Circuito Primário	2.808,527	100,00	86,53	-
Turbina de Alta Pressão	47,066	10,77	1,45	93,78
Turbina de Média Pressão	24,576	5,62	0,76	93,86
Turbina de Baixa Pressão	78,584	17,98	2,42	90,06
Bomba 1	0,676	0,15	0,02	84,45
Bomba 2	0,030	0,007	0,0009	84,37
Bomba 3	0,021	0,0047	0,0006	84,05
Bomba 4	0,007	0,0017	0,0002	81,84
Bomba 5	4,166	0,95	0,13	84,72
Aquecedor 1	14,187	3,25	0,44	32,43
Aquecedor 2	12,912	2,95	0,40	75,11
Aquecedor 3	7,196	1,65	0,22	86,74
Aquecedor 4	3,544	0,81	0,11	90,95
Aquecedor 5	2,706	0,62	0,08	97,05
Aquecedor 6	5,167	1,18	0,16	95,81
Aquecedor 7	2,225	0,51	0,07	87,40
Reaquecedor 1	13,775	3,15	0,42	83,20
Reaquecedor 2	13,199	3,02	0,41	87,55
Separador de Umidade	10,305	2,36	0,32	99,30
Desaerador	6,198	1,42	0,19	98,30
Condensador	190,539	43,59	5,87	-
Total Circuito Secundário	437,077	100,00	13,47	-
Ciclo	3.245,604	-	100,00	36,08

A análise exergética da usina EPR com as válvulas completamente abertas revelou uma irreversibilidade total de 3.245,604 MW. Desse total, o reator foi o equipamento responsável pelas maiores irreversibilidades geradas com 2.560,199 MW, representando 78,88 % de toda a irreversibilidade da usina. Em seguida estão o gerador de vapor (7,48 %), condensador (5,87 %) e as turbinas de alta, média e baixa pressão que juntas somam 4,63 % das irreversibilidades geradas, conforme Tabela 5.10. Uma comparação da contribuição de irreversibilidades geradas por cada ciclo é apresentada através da Figura 5.6.

A usina apresentou uma eficiência exergética global de 36,08 % e de 81,64 % para o circuito secundário (Tabela 5.8).

Em relação apenas ao circuito primário (reator, gerador de vapor e bomba de refrigeração), a análise exergética aponta que a irreversibilidade se concentra principalmente no reator nuclear com 91,16 % das irreversibilidades geradas, em seguida o gerador de vapor com 8,64 % das irreversibilidades do circuito primário, e por fim, a bomba de refrigeração com apenas 0,2 % (Tabela 5.10 e Figura 5.7).

Em relação ao circuito secundário (turbinas, condensador, bombas, aquecedores, reaquadecadores, separador de umidade e desaerador), as maiores taxas de irreversibilidade foram encontradas no condensador com uma porcentagem de 43,59 %, e em seguida nas turbinas de baixa, alta e média pressão, com porcentagem de irreversibilidades de 17,98 %, 10,77 % e 5,62 %, respectivamente. Para as bombas a soma das irreversibilidades geradas ficou em 1,12 % em relação ao circuito secundário. O conjunto de aquecedores apontou uma irreversibilidade gerada de 10,97 % em relação ao circuito secundário. Já os reaquadecadores tiveram uma irreversibilidade de 6,17 %, o separador de umidade apresentou 2,36 % das irreversibilidades geradas e o desaerador 1,42 % (Tabela 5.10 e Figura 5.8).

O reator nuclear apresentou uma eficiência exergética de 48,6 %. Para as turbinas a vapor, a turbina de alta pressão teve uma eficiência de 93,78 %, a turbina de pressão intermediária apresentou eficiência de 93,86 % e a de baixa pressão de 90,06 %. Os trocadores de calor (gerador de vapor, aquecedores, separador de umidade, reaquadecadores e desaerador) atingiram uma eficiência exergética maior que 80 %. Exceto os aquecedores 1 e 2 sendo encontradas eficiências de 32,43 e 75,11 %, segundo Tabela 5.10.

Os resultados apresentados são pertinentes aos encontrados na literatura, como o trabalho de Durmayaz e Yavuz (2001), onde o reator foi responsável por cerca de 80 % das irreversibilidades geradas na usina, o gerador de vapor foi responsável por 5 %, o condensador por 4,7 % e as turbinas de alta e baixa pressão foram responsáveis, respectivamente, por 1,82 %, e 5,45 % das irreversibilidades da usina. Sayyaadi e Sabzaligol (2009b) realizaram um trabalho em que o reator apresentou 76,12% das irreversibilidades do ciclo, seguido pelo gerador de vapor, condensador, turbinas e aquecedores, sendo responsáveis, respectivamente, por 7,3%, 6,4%, 5,1% e 3,2% das fontes de irreversibilidades.

A eficiência exergética global do ciclo para o 1º e 2º caso foram, respectivamente, 38,77 e 36,08 %, que são valores próximos aos encontrados por Durmayaz e Yavuz (2001), que para

uma usina termonuclear PWR de 1.500 MW elétricos a eficiência exergetica foi de 36,5 %. Sayyaadi e Sabzaligol (2009b) encontraram para uma usina termonuclear PWR com uma capacidade térmica de 2.641 MW e uma produção elétrica nominal de 1.000 MW uma eficiência exergetica de 37,86 %.

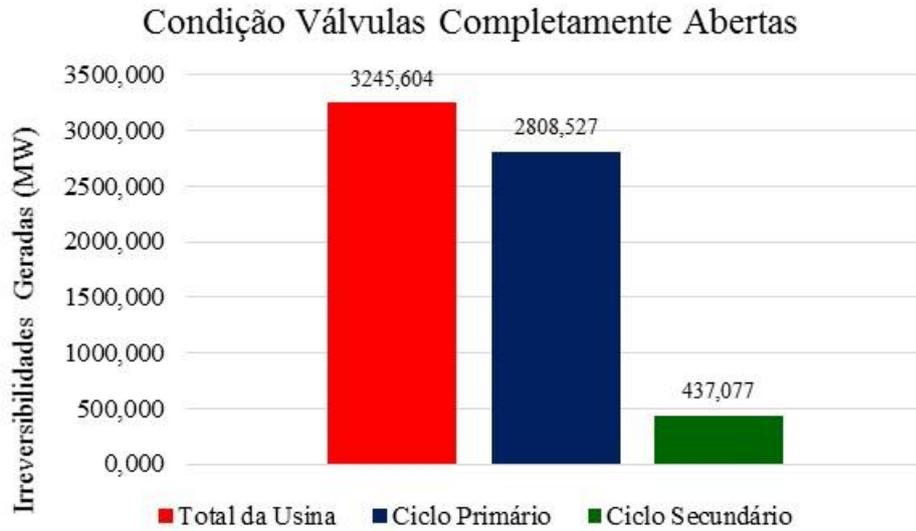


Figura 5.6 - Comparação das Irreversibilidades Geradas no Ciclo Primário e Secundário na Condição das Válvulas Completamente Abertas

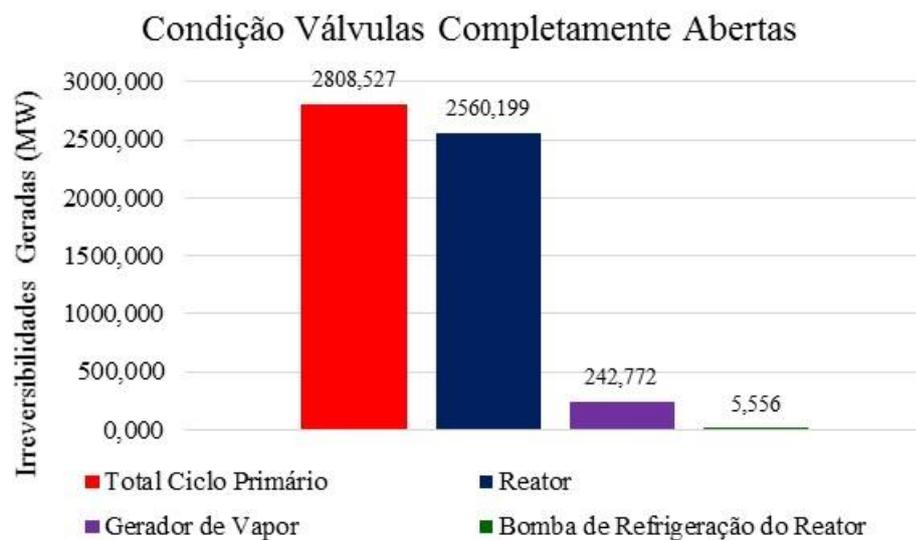


Figura 5.7 - Comparação das Irreversibilidades Geradas no Ciclo Primário na Condição das Válvulas Completamente Abertas

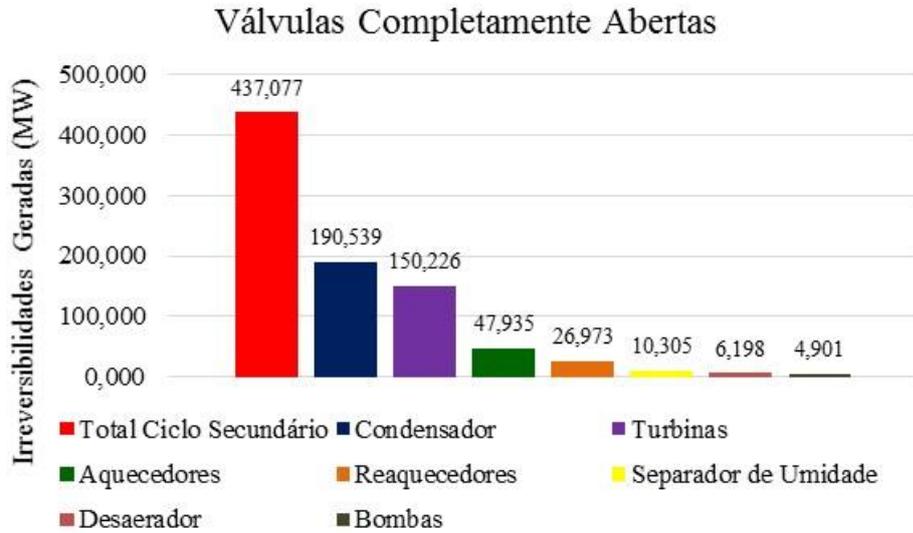


Figura 5.8 - Comparação das Irreversibilidades Geradas no Ciclo Secundário na Condição das Válvulas Completamente Abertas

A Figura 5.9 mostra uma comparação dos equipamentos que contribuíram com as maiores irreversibilidades da usina na condição de projeto e na condição das válvulas completamente abertas.

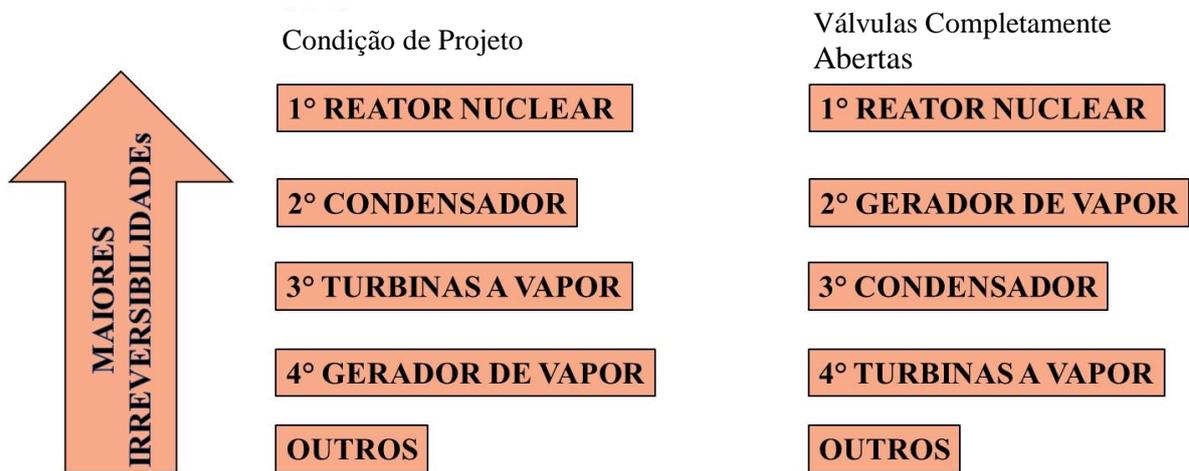


Figura 5.9 – Equipamentos com Maiores Contribuições de Irreversibilidades nos Dois Casos Analisados

Fonte: Próprio Autor

CAPÍTULO 6

6. CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES

6.1. CONCLUSÃO

Nesse estudo foram apresentados a análise exergética de uma usina termonuclear com potência elétrica de 1.770 MW (EPR) operando em condições de projeto e com as válvulas completamente abertas. Os valores de destruição exergética e eficiência exergética foram calculados para a usina e também para os equipamentos que a compõem. Tal análise permitiu localizar e quantificar os equipamentos que apresentaram as maiores irreversibilidades.

A análise energética da usina revelou que a potência de eixo total produzida é 1.793 MW para a operação de projeto e 1.797 MW para a operação com as válvulas completamente abertas.

A análise exergética realizada apontou uma eficiência exergética de 38,77 % na usina e uma irreversibilidade total de 2.894,310 MW para o primeiro caso e uma eficiência exergética de 36,08 % e uma irreversibilidade total de 3.245,604 MW para o segundo caso. Estes resultados apresentam valores similares aos encontrados por Durmayaz e Yavuz (2001) em uma usina termonuclear PWR de 1.500 MW elétricos, em que obteve uma eficiência exergética de 36,5% e uma irreversibilidade total de 2.697,928 MW. Sayyaadi e Sabzaligol (2009b) em uma usina termonuclear PWR de 1.000 MW elétricos, obteve uma eficiência exergética de 37,86 % e uma irreversibilidade total de 1.642 MW. Valores esses que indicam que os resultados obtidos para a usina EPR são adequados.

Ficou constatado nos dois casos analisados que a maior irreversibilidade está concentrada no reator nuclear, o que corresponde no primeiro caso a 82,15 % de toda a irreversibilidade da usina, e 78,88 % no segundo caso. Diversos são os fatores apresentados para o núcleo do reator apresentar índices de irreversibilidades tão elevados, segundo Durmayaz e Yavuz (2001) estes valores estão associados ao próprio processo de fissão, a transferência de energia dos fragmentos de fissão para as barras de combustível e a transferência de calor das barras de combustível para o fluido de resfriamento.

Apesar de o reator ser a principal fonte de irreversibilidades dos sistemas nucleares, há um menor esforço no sentido de reduzir essas destruições exergéticas nesse equipamento, visto que essas perdas exergéticas são intrínsecas ao processo. Um ganho na eficiência da usina seria experimentado se o reator fosse capaz de funcionar a pressões e temperaturas superiores às

atuais aplicadas. Entretanto, existem limitações relativas às pressões e temperaturas máximas permitidas dentro das barras de combustível devido às preocupações associadas com a integridade do material.

O gerador de vapor que funciona como equipamento de conexão entre os circuitos primário e secundário apresentou eficiência exergética de 94,66 % e irreversibilidade de 121,259 MW na condição de projeto e 90,07 % e 242,772 MW de irreversibilidade na condição das válvulas completamente abertas. Esses altos valores de eficiência são apresentados devido a não ocorrência de um processo de combustão em seu interior, mas apenas troca de calor entre os dois fluidos dos circuitos primário e secundário.

As turbinas, nos dois casos analisados, apresentaram valores de eficiência exergética semelhantes, isso se deve ao fato de a condição do vapor na entrada das mesmas apresentar qualidade equivalente.

O conjunto de aquecedores, desaerador, separador de umidade e reaquadadores apresentaram resultados semelhantes em ambos os casos.

Pôde-se observar também que o condensador na condição em que as válvulas estavam completamente abertas teve um maior valor de irreversibilidade. Isso foi devido às maiores vazões mássicas de fluido de trabalho na saída da turbina de baixa pressão e, conseqüentemente, maiores rejeições de calor.

6.2. RECOMENDAÇÕES

Nesse trabalho realizou-se uma análise exergética de uma usina termonuclear nuclear com reator PWR, onde calculou-se as irreversibilidades geradas pela usina e a contribuição de cada equipamento para a geração das mesmas.

Uma oportunidade de estudo futuro, a fim de complementar o trabalho, seria realizar uma análise exergo-ambiental da usina, podendo desse modo revelar, além das eficiências energética e exergética, o impacto ambiental relacionado ao ciclo de vida associado aos componentes da instalação. Onde espera-se obter informações para projetar e operar sistemas com um menor impacto ambiental.

Outra oportunidade de trabalho seria realizar um estudo mais detalhado a respeito da causa das irreversibilidades geradas nos equipamentos dos circuitos das usinas term nucleares PWR.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- AHERN, J. E. The exergy method of energy systems analysis. New York: John Wiley, 1980.
- ALBIAC, L.A. Acidente Nuclear no Japão. IPEN/CNEN-SP. 2011.
- ALBIAC, L.A. Fundamentos de Tecnologia Nuclear Reatores. Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares. IPEN/CNEN-SP.2004.
- ALSTOM. Nuclear Power Plants: The Turbine Island. Paris, 2013.
- AREVA. U. S. EPR Nuclear Plant–The Path of Greatest Certainty. 2009.
- CEA - Commissariat à l’Energie Atomique et Aux Energies Alternatives. How a Nuclear Reactor Works. 2005.
- CHEMISTRY. ”Nuclear Chemistry”. Disponível em < <http://philschatz.com/chemistry-book/contents/m51201.html>>. Acesso em 08 jan. 2017.
- DA SILVA, Julio Augusto Mendes. Sistema de Informação para a Monitoração e Diagnóstico de Desempenho de Unidades Termelétricas de Ciclo Combinado. Tese de Doutorado. Universidade Federal de Itajubá. 2009
- DINCER, Ibrahim; CENGEL, Yunus A. Energy, entropy and exergy concepts and their roles in thermal engineering. Entropy, v. 3, n. 3, p. 116-149, 2001.
- DINCER, Ibrahim; ROSEN, Marc A. Exergy: energy, environment and sustainable development. 2ª ed. Amsterdam: Elsevier, 2013.
- DUNBAR, William R.; MOODY, Scott D.; LIOR, Noam. Exergy analysis of an operating boiling-water-reactor nuclear power station. Energy conversion and management, v. 36, n. 3, p. 149-159, 1995.
- DURMAYAZ, Ahmet; YAVUZ, Hasbi. Exergy analysis of a pressurized-water reactor nuclear-power plant. Applied energy, v. 69, n. 1, p. 39-57, 2001.
- EIA - Energy Information Administration. “Electric Power Monthly”. Disponível em< http://www.eia.gov/electricity/monthly/epm_table_grapher.cfm?t=epmt_6_07_b>. Acesso em 10 jan. 2017.
- EIA - Energy Information Administration. “Today In Energy”. Disponível em< <https://www.eia.gov/todayinenergy/detail.php?id=22832#>>. Acesso em 12 dez. 2016.
- ELETRONUCLEAR. “Angra 3: energia para o crescimento do país”. Disponível em< <http://www.eletronuclear.gov.br/Aempresa/CentralNuclear/Angra3.aspx>>. Acesso em 18 mai. 2016b.
- ELETRONUCLEAR. Relatório de Impacto Ambiental: Operação da Usina Nuclear de Angra 2. 1998.

ELETRONUCLEAR. “Angra 1-Informações Gerais/Histórico/Dados Básicos”. Disponível em<<http://www.eletronuclear.gov.br/AEmpresa/CentralNuclear/Informa%C3%A7%C3%B5esAngra1.aspx>>. Acesso em 24 nov. 2016c.

ELETRONUCLEAR. “Angra 2”. Disponível em<<http://www.eletronuclear.gov.br/Aempresa/CentralNuclear/Angra2.aspx>>. Acesso em 18 mai. 2016a.

ELETRONUCLEAR. “Angra 2-Informações Gerais/Histórico/Dados Básicos”. Disponível em<<http://www.eletronuclear.gov.br/AEmpresa/CentralNuclear/InformaçõesAngra2.aspx>>. Acesso em 23 jan. 2017.

ELETRONUCLEAR. “Foto galerias Eletronuclear”. Disponível em<<http://www.eletronuclear.gov.br/?tabid=352&Gallery=39>>. Acesso em 25 nov. 2016d.

EPE – Empresa de Pesquisa Energética. Plano Decenal de Expansão de Energia 2023. MME - Ministério de Minas e Energia, Rio de Janeiro, 2014.

EUGENE, A. Avallone, BAUMEISTER, Theodore; SADEGH, Ali. Nuclear Power. Marks' Standard Handbook for Mechanical Engineers, 11th ed., McGraw-Hill, New York, 2007.

FRAUNHOFER ISE. “Net Installed Electricity Generation Capacity in Germany”. Disponível em<https://www.energy-charts.de/power_inst.htm>. Acesso em 08 dez. 2016.

GENERAL ELETRIC. Powering the World with GE's Solutions for Nuclear Turbine Islands. 2015.

GIF - Generation IV International Forum. “Gas-Cooled Fast Reactor (GFR)”. Disponível em<https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_42148/gas-cooled-fast-reactor-gfr>. Acesso em 04 nov. 2016d.

GIF - Generation IV International Forum. “Generation IV Goals”. Disponível em<https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9502/generation-iv-goals>. Acesso em 03 nov. 2016b.

GIF - Generation IV International Forum. “Lead-Cooled Fast Reactor (LFR)”. Disponível em<https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9358/lfr>. Acesso em 04 nov. 2016e.

GIF - Generation IV International Forum. “Sodium-Cooled Fast Reactor (SFR)”. Disponível em<https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9361/sfr>. Acesso em 04 nov. 2016g.

GIF - Generation IV International Forum. “Supercritical Water-Cooled Reactor (SCWR)”. Disponível em<https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9360/scwr>. Acesso em 04 nov. 2016f.

GIF - Generation IV International Forum. “Technology Systems”. Disponível em<https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9353/systems>. Acesso em 03 nov. 2016c.

GIF - Generation IV International Forum. Disponível em<https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9260/public>. Acesso em 03 nov. 2016a.

GIRALDO, Juan S. *et al.* Fundamentals of Nuclear Power. State Utility Forecasting Group. 2012.

GOLDBERG, Stephen M.; ROSNER, Robert. Nuclear Reactors: Generation to Generation. Cambridge: American Academy of Arts & Sciences, 2012.

HITACHI. "Hitachi Turbine Generator Technology for Nuclear Applications". Disponível em: <http://www.psa.mhps.com/supportingdocs/forbus/hpsa/technical_papers/Hitachi_Turbine_Generator_Technology_for_Nuclear_Applications.pdf>. 2006.

IAEA – International Atomic Energy Agency. "Angra-1". Disponível em <<https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/ReactorDetails.aspx?current=24>>. Acesso em 03 ago. 2016h.

IAEA – International Atomic Energy Agency. "Angra-2". Disponível em <<https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/ReactorDetails.aspx?current=25>>. Acesso em 03 ago. 2016i.

IAEA – International Atomic Energy Agency. "Angra-3". Disponível em <<https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/ReactorDetails.aspx?current=26>>. Acesso em 03 ago. 2016j.

IAEA – International Atomic Energy Agency. "Nuclear Power Capacity Trend". Disponível em <<https://www.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/WorldTrendNuclearPowerCapacity.aspx>>. Acesso em 25 nov. 2016a.

IAEA – International Atomic Energy Agency. "Nuclear Share of Electricity Generation in 2015". Disponível em <<https://www.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/NuclearShareofElectricityGeneration.aspx>>. Acesso em 25 nov. 2016l.

IAEA – International Atomic Energy Agency. "Operational & Long-Term Shutdown Reactors". Disponível em <<https://www.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/OperationalReactorsByCountry.aspx>>. Acesso em 25 nov. 2017.

IAEA – International Atomic Energy Agency. "Operational & Long-Term Shutdown Reactors". Disponível em <<https://www.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/OperationalReactorsByType.aspx>>. Acesso em 25 nov. 2016c.

IAEA – International Atomic Energy Agency. "Operational & Long-Term Shutdown Reactors". Disponível em <<https://www.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/OperationalReactorsByRegion.aspx>>. Acesso em 25 nov. 2016d.

IAEA – International Atomic Energy Agency. "Operational Reactores by Age". Disponível em <<https://www.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/OperationalByAge.aspx>>. Acesso em 28 nov. 2016p.

IAEA – International Atomic Energy Agency. “Permanent Shutdown Reactors”. Disponível em < <https://www.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/ShutdownReactorsByCountry.aspx>>. Acesso em 28 nov. 2016m.

IAEA – International Atomic Energy Agency. “Permanent Shutdown Reactors”. Disponível em < <https://www.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/ShutdownReactorsByType.aspx>>. Acesso em 28 nov. 2016n.

IAEA – International Atomic Energy Agency. “Permanent Shutdown Reactors”. Disponível em < <https://www.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/ShutdownReactorsByRegion.aspx>>. Acesso em 28 nov. 2016o.

IAEA – International Atomic Energy Agency. “República Popular da China”. Disponível em < <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=CN>>. Acesso em 25 nov. 2016k.

IAEA – International Atomic Energy Agency. “Trend in Electricity Supplied”. Disponível em < <https://www.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/WorldTrendinElectricalProduction.aspx>>. Acesso em 12 dez. 2016b.

IAEA – International Atomic Energy Agency. “Under Construction Reactors”. Disponível em < <https://www.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/UnderConstructionReactorsByCountry.aspx>>. Acesso em 25 nov. 2016e.

IAEA – International Atomic Energy Agency. “Under Construction Reactors”. Disponível em < <https://www.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/UnderConstructionReactorsByType.aspx>>. Acesso em 25 nov. 2016f.

IAEA – International Atomic Energy Agency. “Under Construction Reactors”. Disponível em < <https://www.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/UnderConstructionReactorsByRegion.aspx>>. Acesso em 25 nov. 2016g.

IAEA - International Atomic Energy Agency. Status and Trends of Nuclear Technologies Report of the International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO), IAEA-TECDOC-1622, Vienna, 2009.

IAEA - International Atomic Energy Agency. The International Nuclear and Radiological Events (INES), 08-26941/E, Vienna, 2008.

IEA - International Energy Agency. Key World Energy Statistics. 2016.

INB - Indústrias Nucleares do Brasil. “Reservas”. Disponível em < http://www.inb.gov.br/pt-br/WebForms/interna2.aspx?secao_id=48>. Acesso em 19 mai. 2016a.

INB - Indústrias Nucleares do Brasil. “Unidades Produtoras”. Disponível em < http://www.inb.gov.br/pt-br/WebForms/interna.aspx?secao_id=50>. Acesso em 19 mai. 2016b.

KANOGLU, Mehmet; DINCER, Ibrahim; ROSEN, Marc A. Understanding energy and exergy efficiencies for improved energy management in power plants. *Energy Policy*, v. 35, n. 7, p. 3967-3978, 2007.

KAUSHIK, S. C.; REDDY, V. Siva; TYAGI, S. K. Energy and exergy analyses of thermal power plants: A review. *Renewable and Sustainable Energy Reviews*, v. 15, n. 4, p. 1857-1872, 2011.

KOTAS, Tadeusz J. Exergy concepts for thermal plant: First of two papers on exergy techniques in thermal plant analysis. *International Journal of Heat and Fluid Flow*, v. 2, n. 3, p. 105-114, 1980.

KOTAS, Tadeusz Josef. *The exergy method of thermal plant analysis*. 1985.

LIOR, Noam; ZHANG, Na. Energy, exergy, and second law performance criteria. *Energy*, v. 32, n. 4, p. 281-296, 2007.

LOZANO, MA; BARTOLOMÉ, JL; VALERO, A; REINI, M. Thermo-economic diagnosis of energy systems. In: Carnevale, Manfrida, Martelli Flowers 94. Florence world energy research symposium, July 6–8. Padova: Sge; p. 149–56. 1994.

MORAN, Michael J. *Availability analysis: a guide to efficient energy use*. 1989.

MORAN, Michael J; SHAPIRO, Howard N; BOETTNER, Daisie D.; BAILEY, Margaret B. *Princípios de termodinâmica para Engenharia*. 7a ed. Rio de Janeiro: LTC, 2013.

MORRIS, Craig; PEHNT, Martin. *Energy transition—the German Energiewende*. Heinrich Böll Stiftung, 2016.

MURTY, K. Linga; CHARIT, Indrajit. *An Introduction to Nuclear Materials: Fundamentals and Applications*. John Wiley & Sons, 2013.

NORDHAUS, Ted; LOVERING, Jessica; SHELLENBERGER, Michael. *How to make nuclear cheap: Safety, readiness, modularity, and efficiency*. Oakland, California: Breakthrough Institute, 2014.

NRC - United States Nuclear Regulatory Commission. “Animated Images of Plants PWR and BWR”. Disponível em < <https://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/students/multimedia/animated-images-plants-pwr-bwr.html>>. Acesso em 27 dez. 2016a.

NRC - United States Nuclear Regulatory Commission. “Backgrounder on Plutonium”. Disponível em < <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/fact-sheets/plutonium.html>>. Acesso em 08 nov. 2016b.

NRC - United States Nuclear Regulatory Commission. “U.S. EPR Application Documents”. Disponível em < <https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/design-cert/epr/reports.html>>. Acesso em 05 jan. 2017.

NRC - United States Nuclear Regulatory Commission. *Reactor Concepts Manual: Pressurized Water Reactor (PWR) Systems*. Technical Training Center, 2001a.

NRC - United States Nuclear Regulatory Commission. Reactor Concepts Manual: Boiling Water Reactor (BWR) Systems. Technical Training Center. 2001b.

NUCLEAR STREET. “Pressurized Heavy Water Reactor (PHWR)”. Disponível em <https://nuclearstreet.com/nuclear-power-plants/w/nuclear_power_plants/320.pressurized-heavy-water-reactor-phwr>. Acesso em 28 dez. 2016.

REZENDE, Gabriel Fonseca da Silva *et al.* Reatores Nucleares de Potência. Instituto de Radioproteção e Dosimetria Rio de Janeiro, 2009.

ROSEN, Marc A.; DINCER, Ibrahim. Effect of varying dead-state properties on energy and exergy analyses of thermal systems. *International Journal of Thermal Sciences*, v. 43, n. 2, p. 121-133, 2004.

RTE – RÉSEAU DE TRANSPORT D’ÉLECTRICITÉ. Overviews of Electrical Energy. Disponível em <<http://www.rte-france.com/en/article/major-electricity-trends-month>>. Acesso em 08 jan. 2017

SAN ONOFRE SAFETY. “Nuclear Waste”. Disponível em <<https://sanonofresafety.org/nuclear-waste/>>. Acesso em 08 jan. 2017.

SAYYAADI, Hoseyn; SABZALIGOL, Tooraj. Comprehensive exergetic and economic comparison of PWR and hybrid fossil fuel-PWR power plants. *Energy*, v. 35, n. 7, p. 2953-2964, 2010.

SAYYAADI, Hoseyn; SABZALIGOL, Tooraj. Exergoeconomic optimization of a 1000 MW light water reactor power generation system. *International Journal of Energy Research*, v. 33, n. 4, p. 378-395, 2009a.

SAYYAADI, Hoseyn; SABZALIGOL, Tooraj. Various approaches in optimization of a typical pressurized water reactor power plant. *Applied energy*, v. 86, n. 7, p. 1301-1310, 2009b.

SIQUEIRA, Diana Silva. Análise Energética e Exergética de uma Usina Nuclear com Reator PWR. Dissertação de Mestrado. Universidade Federal de Itajubá. 2016.

SZARGUT, Jan. Exergy method: technical and ecological applications. Southampton, Boston: WIT Press, 2005.

TESTA, Don; KUNKLE, A. The Westinghouse pressurized water reactor nuclear power plant. Westinghouse Electric Corporation Water Reactor Divisions, 1984.

TOFFOLO, Andrea; LAZZARETTO, Andrea. On the Thermo-economic Approach to the Diagnosis of Energy System Malfunctions-Indicators to Diagnose Malfunctions: Application of a New Indicator for the Location of Causes. *International Journal of Thermodynamics*, v. 7, n. 2, p. 41-49, 2004.

TSATSARONIS, George. Thermo-economic analysis and optimization of energy systems. *Progress in energy and combustion science*, v. 19, n. 3, p. 227-257, 1993.

USÓN, Sergio; VALERO, Antonio. Analysis for the thermoeconomic diagnosis of energy systems. *International Journal of Thermodynamics*, v. 12, n. 2, p. 69-74, 2009.

USÓN, Sergio; VALERO, Antonio. Thermoeconomic diagnosis for improving the operation of energy intensive systems: Comparison of methods. *Applied Energy*, v. 88, n. 3, p. 699-711, 2011.

VALERO, A.; LOZANO, M. A. Determinacion de la exergia para sustâncias de interes industrial. *Revista de Ingenieria Química*. p. 119 – 128. Zaragoza. 1986.

Valero, A; Correas, L; Zaleta, A; Lazzaretto, A; Verda, V; Reini, M; RANGEL, V. On the thermoeconomic approach to the diagnosis of energy system malfunctions—Part 1: the TADEUS problem. *Energy*. 29(4):1875–87. 2004.

VANEK, F. M.; ALBRIGHT, L. D.; ANGENENT, L. T. *Energy Systems Engineering: Evaluation and Implementation*. Second Edition. McGraw-Hill, New York, 2012.

VERKHIVKER, G. P.; KOSOY, B. V. On the exergy analysis of power plants. *Energy Conversion and Management*, v. 42, n. 18, p. 2053-2059, 2001.

WESTINGHOUSE. “Reactor Cooling Pumps”. Disponível em: <<http://www.westinghousenuclear.com/Portals/0/operating%20plant%20services/outage%20services/pump%20&%20motor%20services/NS-FS-057%20Reactor%20Coolant%20Pumps.pdf>> Acesso em 03 de jan. 2017.

WNA - World Nuclear Association. “Fast Neutron Reactors”. Disponível em <<http://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/fast-neutron-reactors.aspx>>. Acesso em 07 nov. 2016g.

WNA - World Nuclear Association. “Generation IV Nuclear Reactors”. Disponível em <<http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/generation-iv-nuclear-reactors.aspx>>. Acesso em 04 nov. 2016f.

WNA - World Nuclear Association. “Greenhouse Gas Emissions Avoided Through Use of Nuclear Energy”. Disponível em <<http://www.world-nuclear.org/nuclear-basics/greenhouse-gas-emissions-avoided.aspx>>. Acesso em 27 jul. 2016c.

WNA - World Nuclear Association. “Nuclear Power in Brazil”. Disponível em <<http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/brazil.aspx>>. Acesso em 18 mai. 2016b.

WNA - World Nuclear Association. “Nuclear Power in China”. Disponível em <<http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/china-nuclear-power.aspx>>. Acesso em 06 dez. 2016j.

WNA - World Nuclear Association. “Nuclear Power Reactors”. Disponível em <<http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/nuclear-power-reactors.aspx>>. Acesso em 08 ago. 2016e.

WNA - World Nuclear Association. “Reactor Database”. Disponível em < <http://www.world-nuclear.org/information-library/facts-and-figures/reactor-database.aspx>>. Acesso em 28 jul. 2016d.

WNA - World Nuclear Association. “Supply of Uranium”. Disponível em < <http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/uranium-resources/supply-of-uranium.aspx>>. Acesso em 13 dez. 2016h.

WNA - World Nuclear Association. “Uranium and Depleted Uranium”. Disponível em < <http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/uranium-resources/uranium-and-depleted-uranium.aspx>>. Acesso em 16 mai. 2016a.

WNA - World Nuclear Association. “World Nuclear Power Reactors & Uranium Requirements”. Disponível em < <http://www.world-nuclear.org/information-library/facts-and-figures/world-nuclear-power-reactors-and-uranium-requireme.aspx>>. Acesso em 29 nov. 2016i.

WNA - World Nuclear Association. Comparison of Lifecycle Greenhouse Gas Emissions of Various Electricity Generation Sources. 2011.

WOISKI, Emanuel Rocha. Simulação do Modelo Termodinâmico de Pressurizador Típico de PWR em Regime Transiente por Meio do Programa CSMP. Tese de Doutorado. Universidade de São Paulo. 1981.

APÊNDICE A

Dados consolidados das propriedades termodinâmicas e fluxos energéticos e exergéticos da usina EPR na operação de projeto.

Pontos	Vazão Mássica (kg/s)	Temperatura (°C)	Pressão (MPa)	Título	Entalpia (kJ/kg)	Entropia (kJ/kg k)	Energia (MW)	Exergia (MW)
1A	23167,68	295,22	15,29	-	1310,5	3,1784	30361,24	8511,61
2A	23167,68	295,22	16,02	-	1310,55	3,1754	30362,40	8533,49
3A	23167,68	329,22	15,62	-	1510,2	3,5196	34987,83	10781,38
1	2606,23	-	7,65943	0,9975	2760,44	5,7628	7194,34	2728,18
2	2605,53	-	7,65943	0,9975	2760,44	5,7628	7192,41	2727,45
3	152,13	-	7,19679	0,992	2758,3	5,7799	419,62	158,15
4	2453,4	-	7,50844	0,9958	2760	5,7686	6771,38	2562,88
5	2452,96	-	7,50844	0,9958	2760	5,7686	6770,17	2562,42
6	4,2	-	-	-	-	-	-	-
7	153,77	-	2,92615	0,898	2617,3	5,8291	402,46	135,92
8	157,97	-	2,77998	0,901	2621,1	5,8551	414,06	139,00
9	103,17	-	1,85677	0,871	2548,6	5,8532	262,94	83,36
10	104,8	-	1,73266	0,874	2550,9	5,8829	267,33	83,99
11	116,37	-	1,11696	0,848	2475,6	5,8809	288,09	84,57
12	104,32	-	2,92615	0,898	2617,3	5,8291	273,04	92,21
13	1962,81	-	1,11696	0,848	2475,6	5,8809	4859,13	1426,46
14	108,64	-	-	-	2772,02	6,1338	301,15	102,96
15	1674,82	183,83	1,09352	0,99	2758,2	6,5068	4619,49	1377,92
16	1674,82	221,17	1,0811	-	2873,3	6,7655	4812,26	1441,51
17	1674,82	279,89	1,07145	-	3005,4	7,0198	5033,50	1535,77

Pontos	Vazão Mássica (kg/s)	Temperatura (°C)	Pressão (MPa)	Título	Entalpia (kJ/kg)	Entropia (kJ/kg k)	Energia (MW)	Exergia (MW)
17a	1674,82	279,72	1,0749	-	3004,9	7,0175	5032,67	1536,08
18	287,99	183,83	1,09352	0	779,71	2,1759	224,55	39,02
19	152,13	286,67	7,0851	0	1271,7	3,1293	193,46	52,22
20	56,59	205,39	0,54262	-	2864,3	7,0393	162,09	43,58
20a	56,59	204,39	0,49987	-	2864,3	7,0746	162,09	42,98
21	88,38	158,72	0,33647	-	2776,3	7,0547	245,37	59,88
21a	88,38	157,44	0,30061	-	2776,2	7,104	245,36	58,57
22	1534,1	158,72	0,33647	-	2776,3	7,0547	4259,12	1039,31
22a	1534,1	158,5	0,33026	-	2776,3	7,0628	4259,12	1035,61
23	110,59	-	0,12411	0,97	2616,6	7,1082	289,37	55,50
23a	110,59	-	0,11376	0,97	2617,1	7,1477	289,43	54,25
24	76,22	-	-	-	2360	7,1506	179,88	17,73
25	1348,24	-	-	-	2260	7,1703	3047,02	170,83
26	1445,94	46,22	0,01048	-	193,73	0,6554	280,12	4,13
27	83359,17	15	0,101325	-	62,962	0,2239	5248,46	61,50
28	83359,17	23	0,101325	-	96,438	0,3385	8038,99	3,82
29	1445,94	46,56	2,48213	-	196,79	0,6573	284,55	7,73
30	144,66	46,56	2,48213	-	196,79	0,6573	28,47	0,77
31	144,66	54,28	-	-	229,27	0,7577	33,17	1,14
32	1301,28	46,56	2,48213	-	196,79	0,6573	256,08	6,96

Pontos	Vazão Mássica (kg/s)	Temperatura (°C)	Pressão (MPa)	Título	Entalpia (kJ/kg)	Entropia (kJ/kg k)	Energia (MW)	Exergia (MW)
33	1445,94	47,39	1,66647	-	199,76	0,669	288,84	6,98
34	1426,93	47,39	1,66647	-	199,76	0,669	285,04	6,89
35	1426,93	60	1,61683	-	252,38	0,8304	360,13	13,31
36	110,59	103,33	0,11376	0	433,2	1,34433	47,91	4,08
36a	110,59	104,10	1,5403	-	436,79	1,3514	48,30	4,25
37	1426,93		1,5403	-	421,64	1,3098	601,65	50,87
38	1537,52	100,72	1,5403	-	422,97	1,3136	650,32	55,12
39	88,38	133,56	0,29955	0	561,37	1,6703	49,61	6,00
39a	88,38	134,36	1,46721	-	565,99	1,6816	50,02	6,11
40	1537,52		1,46721	-	550,28	1,6413	846,07	100,65
41	1625,9	130,94	1,46721	-	550,88	1,6425	895,68	106,82
42	56,59	151,78	0,498	0	639,72	1,8589	36,20	5,09
42a	56,59	152,39	1,02112	-	642,55	1,8665	36,36	5,13
43	1625,9		1,02112	-	628,31	1,8314	1021,56	141,14
44	1682,49	149,17	1,02112	-	628,68	1,832	1057,75	146,38
45	26,06	293,89	7,88972	-	1310,7	3,1965	34,16	9,44
46	6,42	195,06	1,37896	-	2790,8	6,4782	17,92	5,55
47	19,64	195,06	1,37896	-	2790,8	6,4782	54,81	16,97
48	19,64	73,89	1,31001	-	310,19	1,0013	6,09	0,32
49	19,01	174,28	1,02112	-	737,67	2,0829	14,02	2,30

Pontos	Vazão Mássica (kg/s)	Temperatura (°C)	Pressão (MPa)	Título	Entalpia (kJ/kg)	Entropia (kJ/kg k)	Energia (MW)	Exergia (MW)
50	76,22	63	0,022861	0	263,54	0,8686	20,09	0,69
51	1,84	-	-	-	-	-	0,00	0,01
52	78,06	60	0,022861	-	250,99	0,8311	19,59	0,60
53	2631,5	180,78	1,02112	0	766,6	2,14698	2017,31	344,75
54	2631,5	182,2	8,62539	-	776,43	2,1513	2043,18	367,23
55	2631,5	202,44	8,553	-	866,04	2,3431	2278,98	452,56
56	2631,5	226,78	8,48026	-	976,56	2,5701	2569,82	565,29
57	2631,5	230,11	8,41097	-	991,94	2,6009	2610,29	581,60
58	2631,5	230	7,7994	-	991,24	2,601	2608,45	579,68
59	147,81	232,44	2,9258	0	1001,20	2,6324	147,99	32,65
60	305,78	208	1,8332	0	888,14	2,4057	271,58	53,64
61	519,22	187,78	1,1954	0	797,24	2,2139	413,94	73,57
A	5,89	-	-	-	-	-	-	-
B1	0,7	-	-	-	-	-	-	-
B2	0,44	-	-	-	-	-	-	-
B3	0,4	-	-	-	-	-	-	-
B4	0,82	-	-	-	-	-	-	-
B5	1,66	-	-	-	-	-	-	-
B6	2,36	-	-	-	-	-	-	-
B7	1,18	-	-	-	-	-	-	-

Pontos	Vazão Mássica (kg/s)	Temperatura (°C)	Pressão (MPa)	Título	Entalpia (kJ/kg)	Entropia (kJ/kg k)	Energia (MW)	Exergia (MW)
B8	1,18	-	-	-	-	-	-	-
C1	0,4	-	-	-	-	-	-	-
C2	0,82	-	-	-	-	-	-	-
C3	0,31	-	-	-	-	-	-	-
C4	0,31	-	-	-	-	-	-	-
C5	1,84	-	-	-	-	-	-	-
D	147,81	286,67	7,0851	0	1271,7	3,1293	187,97	50,73
E	108,64	231,67	2,88685	0	997,61	2,6254	108,38	23,83
F	4,32	286,67	7,0851	0	1271,7	3,1293	5,49	1,48
G	1,63			-	-	-	-	-
K	19,64	48,89	1,24106	-	205,64	0,6887	4,04	0,09
M	19,01	47,39	1,66647	-	199,76	0,6669	3,80	0,09

Dados consolidados das propriedades termodinâmicas e fluxos energéticos e exergeticos da usina EPR com válvulas completamente abertas.

Pontos	Vazão Mássica (kg/s)	Temperatura (°C)	Pressão (MPa)	Título	Entalpia (kJ/kg)	Entropia (kJ/kg k)	Energia (MW)	Exergia (MW)
1A	24947,56	295,22	15,29	-	1310,5	3,1784	32693,78	9165
2A	24947,56	295,22	16,02	-	1310,55	3,1754	32695,02	9188,56
3A	24947,56	329,22	15,62	-	1510,2	3,5196	37675,81	11609,14
1	2679,36	-	7,65943	0,9975	2760,4	5,7628	7396,11	2804,63
2	2678,66	-	7,65943	0,9975	2760,4	5,7628	7394,17	2803,89
3	152,13	-	7,19334	0,993	2759,8	5,7828	419,85	158,24
4	2526,53	-	7,50844	0,9958	2760	5,7686	6973,22	2639,27
5	2526,09	-	7,50844	0,9958	2760	5,7686	6972,01	2638,81
6	4,2	-	-	-	-	-	0,00	0,00
7	161,13	-	3,00889	0,896	2614,5	5,8138	421,27	142,70
8	165,33	-	2,86065	0,899	2618,4	5,8394	432,90	145,81
9	108,21	-	1,90779	0,868	2544,3	5,8344	275,32	87,57
10	109,84	-	1,77886	0,872	2548,4	5,8681	279,92	88,24
11	120,05	-	1,14316	0,846	2473	5,8669	296,88	87,43
12	109,37	-	3,00889	0,8978	2617,7	5,8201	286,30	97,01
13	2014,81	-	1,14316	0,846	2473	5,8669	4982,63	1467,42
14	113,69	-	-	-	2744,26	6,0683	311,99	106,81
15	1714,68	184,83	1,11834	0,99	2759	6,4992	4730,80	1415,97
16	1714,68	222,67	1,11834	-	2875	6,7548	4929,71	1484,21
17	1714,68	279,89	1,09696	-	3004,6	7,0079	5151,93	1577,04

Pontos	Vazão Mássica (kg/s)	Temperatura (°C)	Pressão (MPa)	Titulo	Entalpia (kJ/kg)	Entropia (kJ/kg k)	Energia (MW)	Exergia (MW)
17a	1714,68	279,72	1,08593	-	3004,6	7,0123	5151,93	1574,79
18	300,13	184,83	1,11903	0	784,14	2,1855	235,34	41,14
19	152,13	286,67	7,0851	0	1271,7	3,1293	193,46	52,22
20	58,38	205,33	0,55572	-	2863,5	7,0274	167,17	45,12
20a	58,38	204,33	0,5109	-	2863,6	7,0637	167,18	44,49
21	91	158,67	0,34405	-	2775,6	7,0435	252,58	61,89
21a	91	157,44	0,30751	-	2775,7	7,0929	252,59	60,56
22	1569,55	158,67	0,34405	-	2775,6	7,0435	4356,44	1067,47
22a	1569,55	158,56	0,33785	-	2775,8	7,052	4356,76	1063,81
23	113,81	-	0,12686	0,969	2615,4	7,0953	297,66	57,41
23a	113,81	-	0,11652	0,971	2615,9	7,1341	297,72	56,15
24	78,54	-	-	-	2415	7,1873	189,67	21,73
25	1378,86	-	-	-	2290	7,2234	3157,59	194,25
26	1479,43	46,67	0,01076	-	195,3	0,6602	288,93	4,43
27	86419,64	15	0,101325	-	62,962	0,2239	5441,15	63,76
28	86419,64	23	0,101325	-	96,438	0,3385	8334,14	3,96
29	1479,43	46,83	2,48213	-	198,17	0,6615	293,18	8,10
30	147,98	46,83	2,48213	-	198,17	0,6615	29,33	0,81
31	147,98	54,5	-	-	230,19	0,7605	34,06	1,18
32	1331,45	46,83	2,48213	-	198,17	0,6615	263,85	7,29

Pontos	Vazão Mássica (kg/s)	Temperatura (°C)	Pressão (MPa)	Título	Entalpia (kJ/kg)	Entropia (kJ/kg k)	Energia (MW)	Exergia (MW)
33	1479,43	47,78	1,64993	-	201,37	0,6741	297,91	7,28
34	1460,42	47,78	1,64993	-	201,37	0,6741	294,08	7,18
35	1460,42	60,61	1,57822	-	254,9	0,838	372,26	13,99
36	113,81	103,89	0,11652	0	435,6	1,3501	49,58	4,28
36a	113,81	104,67	1,50651	-	439,4	1,358	50,01	4,44
37	1460,42		1,50651	-	424,81	1,3184	620,40	52,96
38	1574,23	101,39	1,50651	-	425,76	1,3211	670,24	57,31
39	91	134,5	0,30848	0	565,72	1,6805	51,48	6,30
39a	91	135,31	1,43481	-	569,51	1,6892	51,83	6,41
40	1574,23		1,43481	-	553,51	1,6493	871,35	104,38
41	1665,23	131,72	1,43481	-	554,18	1,6508	922,84	110,78
42	58,38	152,67	0,51098	0	643,7	1,8677	37,58	5,33
42a	58,38	153,28	1,04456	-	646,2	1,8742	37,73	5,37
43	1665,23		1,04456	-	632,01	1,8401	1052,43	146,39
44	1723,61	150	1,04456	-	632,26	1,8404	1089,77	151,81
45	26,79	293,89	7,88972	-	1310,7	3,1965	35,11	9,70
46	6,6	195,06	1,37896	-	2790,8	6,4782	18,42	5,70
47	20,19	195,06	1,37896	-	2790,8	6,4782	56,35	17,44
48	20,19	73,89	1,31001	-	310,19	1,0013	6,26	0,33
49	19,01	179,06	1,64993	-	758,98	2,1288	14,43	2,45

Pontos	Vazão Mássica (kg/s)	Temperatura (°C)	Pressão (MPa)	Título	Entalpia (kJ/kg)	Entropia (kJ/kg k)	Energia (MW)	Exergia (MW)
50	78,54	63,39	0,023268	0	265,17	0,8734	20,83	0,73
51	1,84	-	-	-	-	-	0,00	0,00
52	80,38	60	0,023268	-	251	0,8311	20,18	0,62
53	2706,07	181,83	1,0446	0	770,94	2,1557	2086,22	359,23
54	2706,07	183,22	8,62539	-	780,85	2,1603	2113,03	382,34
55	2706,07	203,78	8,553	-	872,04	2,3557	2359,80	471,45
56	2706,07	228,39	8,47716	-	984	2,5849	2662,77	589,50
57	2706,07	231,44	8,41097	-	998,11	2,6131	2700,96	604,93
58	2706,07	231,39	7,7994	-	997,7	2,6138	2699,85	603,26
59	147,81	233,89	3,0035	0	1008,10	2,6458	149,01	33,08
60	313,14	209,33	1,8829	0	894,20	2,4181	280,01	55,67
61	536,67	188,78	1,2221	0	801,69	2,2235	430,24	76,90
A	5,89	-	-	-	-	-	0,00	0,00
B1	0,7	-	-	-	-	-	0,00	0,00
B2	0,44	-	-	-	-	-	0,00	0,00
B3	0,4	-	-	-	-	-	0,00	0,00
B4	0,82	-	-	-	-	-	0,00	0,00
B5	1,66	-	-	-	-	-	0,00	0,00
B6	2,36	-	-	-	-	-	0,00	0,00
B7	1,18	-	-	-	-	-	0,00	0,00

Pontos	Vazão Mássica (kg/s)	Temperatura (°C)	Pressão (MPa)	Título	Entalpia (kJ/kg)	Entropia (kJ/kg k)	Energia (MW)	Exergia (MW)
B8	1,18	-	-	-	-	-	0,00	0,00
C1	0,4	-	-	-	-	-	0,00	0,00
C2	0,82	-	-	-	-	-	0,00	0,00
C3	0,31	-	-	-	-	-	0,00	0,00
C4	0,31	-	-	-	-	-	0,00	0,00
C5	1,84	-	-	-	-	-	0,00	0,00
D	147,81	286,67	7,0851	0	1271,7	3,1293	187,97	50,73
E	113,69	231,06	2,84893	0	994,74	2,6197	113,09	24,81
F	4,32	286,67	7,0851	0	1271,7	3,1293	5,49	1,48
G	1,63	-	-	-	-	-	0,00	0,00
K	20,19	48,89	1,24106	-	205,64	0,6887	4,15	0,10
M	19,01	47,78	1,64993	-	201,37	0,6741	3,83	0,09

APÊNDICE B

Cálculo das eficiências energética e exergetica do circuito secundário e global da usina EPR em operação de projeto.

Circuito Secundário:

$$\eta = \frac{\sum_{i=1}^n \dot{W}_i}{\dot{E}_1 - \dot{E}_{58}} = \frac{\dot{W}_{TAP} + \dot{W}_{TMP} + \dot{W}_{TBP}}{\dot{E}_1 - \dot{E}_{58}}$$

$$\dot{W}_{TAP} = \dot{m}_5 h_5 - \dot{m}_7 h_7 - \dot{m}_9 h_9 - \dot{m}_{11} h_{11} - \dot{m}_{12} h_{12} - \dot{m}_{13} h_{13}$$

$$\begin{aligned} \dot{W}_{TAP} &= (2452,96 \cdot 2760 - 153,77 \cdot 2617,3 - 103,17 \cdot 2548,6 - 116,37 \cdot 2475,6 - 104,32 \\ &\quad \cdot 2617,3 - 1962,81 \cdot 2475,6) 10^{-3} = 684,51 \text{ MW} \end{aligned}$$

$$\dot{W}_{TMP} = \dot{m}_{17a} h_{17a} - \dot{m}_{20} h_{20} - \dot{m}_{21} h_{21} - \dot{m}_{22} h_{22}$$

$$\begin{aligned} \dot{W}_{TMP} &= (1674,82 \cdot 3004,9 - 56,59 \cdot 2864,3 - 88,38 \cdot 2776,3 - 1534,1 \cdot 2776,3) 10^{-3} \\ &= 366,08 \text{ MW} \end{aligned}$$

$$\dot{W}_{TBP} = \dot{m}_{22a} h_{22a} - \dot{m}_{23} h_{23} - \dot{m}_{24} h_{24} - \dot{m}_{25} h_{25}$$

$$\begin{aligned} \dot{W}_{TBP} &= (1534,1 \cdot 2776,3 - 110,59 \cdot 2616,6 - 76,22 \cdot 2360 - 1348,24 \cdot 2260) 10^{-3} \\ &= 742,85 \text{ MW} \end{aligned}$$

$$\eta = \frac{684,51 + 366,08 + 742,85}{7194,34 - 2608,45} = 39,11 \%$$

$$\psi = \frac{\sum_{i=1}^n \dot{W}_i}{\dot{B}_1 - \dot{B}_{58}} = \frac{\dot{W}_{TAP} + \dot{W}_{TMP} + \dot{W}_{TBP}}{\dot{B}_1 - \dot{B}_{58}} = \frac{684,51 + 366,08 + 742,85}{2728,18 - 579,68} = 83,47 \%$$

Circuito Global:

$$\eta = \frac{\sum_{i=1}^n \dot{W}_i}{\dot{Q}_R} = \frac{\dot{W}_{TAP} + \dot{W}_{TMP} + \dot{W}_{TBP}}{\dot{m}_{2A}(h_{3A} - h_{2A})} = \frac{684,51 + 366,08 + 742,85}{23167,68(1510,2 - 1310,55) \cdot 10^{-3}} = 38,77 \%$$

$$\psi = \frac{\sum_{i=1}^n \dot{W}_i}{\dot{Q}_R} = \frac{\dot{W}_{TAP} + \dot{W}_{TMP} + \dot{W}_{TBP}}{\dot{m}_{2A}(h_{3A} - h_{2A})} = \frac{684,51 + 366,08 + 742,85}{23167,68(1510,2 - 1310,55) \cdot 10^{-3}} = 38,77 \%$$

Cálculo das eficiências energética e exergetica do circuito secundário e global da usina EPR com válvulas completamente abertas.

Circuito Secundário:

$$\eta = \frac{\sum_{i=1}^n \dot{W}_i}{\dot{E}_1 - \dot{E}_{58}} = \frac{\dot{W}_{TAP} + \dot{W}_{TMP} + \dot{W}_{TBP}}{\dot{E}_1 - \dot{E}_{58}}$$

$$\dot{W}_{TAP} = \dot{m}_5 h_5 - \dot{m}_7 h_7 - \dot{m}_9 h_9 - \dot{m}_{11} h_{11} - \dot{m}_{12} h_{12} - \dot{m}_{13} h_{13}$$

$$\dot{W}_{TAP} = (2526,09 \cdot 2760 - 161,13 \cdot 2614,15 - 108,21 \cdot 2544,3 - 120,05 \cdot 2473 - 109,37 \cdot 2617,7 - 2014,81 \cdot 2473) 10^{-3} = 709,61 \text{ MW}$$

$$\dot{W}_{TMP} = \dot{m}_{17a} h_{17a} - \dot{m}_{20} h_{20} - \dot{m}_{21} h_{21} - \dot{m}_{22} h_{22}$$

$$\dot{W}_{TMP} = (1714,68 \cdot 3004,6 - 58,38 \cdot 2863,5 - 91 \cdot 2775,6 - 1569,55 \cdot 2775,6) 10^{-3} = 375,73 \text{ MW}$$

$$\dot{W}_{TBP} = \dot{m}_{22a} h_{22a} - \dot{m}_{23} h_{23} - \dot{m}_{24} h_{24} - \dot{m}_{25} h_{25}$$

$$\dot{W}_{TBP} = (1569,55 \cdot 2775,8 - 113,81 \cdot 2615,4 - 78,54 \cdot 2415 - 1378,86 \cdot 2290) 10^{-3} = 711,83 \text{ MW}$$

$$\eta = \frac{709,61 + 375,73 + 711,83}{7396,11 - 2699,85} = 38,27 \%$$

$$\psi = \frac{\sum_{i=1}^n \dot{W}_i}{\dot{B}_1 - \dot{B}_{58}} = \frac{709,61 + 375,73 + 711,83}{2804,63 - 603,26} = 81,64 \%$$

Circuito Global:

$$\eta = \frac{\sum_{i=1}^n \dot{W}_i}{\dot{Q}_R} = \frac{\dot{W}_{TAP} + \dot{W}_{TMP} + \dot{W}_{TBP}}{\dot{m}_{2A}(h_{3A} - h_{2A})} = \frac{709,61 + 375,73 + 711,83}{24947,56(1510,2 - 1310,55)10^{-3}} = 36,08 \%$$

$$\psi = \frac{\sum_{i=1}^n \dot{W}_i}{\dot{Q}_R} = \frac{\dot{W}_{TAP} + \dot{W}_{TMP} + \dot{W}_{TBP}}{\dot{m}_{2A}(h_{3A} - h_{2A})} = \frac{709,61 + 375,73 + 711,83}{24947,56(1510,2 - 1310,55)10^{-3}} = 36,08 \%$$

APÊNDICE C

Cálculo das irreversibilidades e eficiência exergética dos equipamentos em operação de projeto:

Reator:

$$I = \dot{m}_{2A} T_0 (s_{3A} - s_{2A}) = 23167,68 * 298,15 * (3,5196 - 3,1754) 10^{-3} = 2377,54 \text{ MW}$$

$$\psi_R = \frac{\dot{W}_R}{\dot{Q}_R} = \frac{\dot{B}_{3A} - \dot{B}_{2A}}{\dot{m}_{2A} (h_{3A} - h_{2A})} = \frac{10781,38 - 8533,49}{23167,68 (1510,2 - 1310,55) \cdot 10^{-3}} = \frac{2247,89}{4625,43} = 48,6 \%$$

Gerador de Vapor:

$$\begin{aligned} I &= \sum_e \dot{m}_e B_e - \sum_s \dot{m}_s B_s = \dot{B}_{58} + \dot{B}_{3A} - \dot{B}_1 - \dot{B}_{1A} \\ &= 579,68 + 10781,38 - 2728,18 - 8511,61 = 121,27 \text{ MW} \end{aligned}$$

$$\psi = \frac{\Delta \dot{B}_{\text{Fluxo Aquecido}}}{\Delta \dot{B}_{\text{Fluxo Usado para Aquecimento}}} = \frac{\dot{B}_1 - \dot{B}_{58}}{\dot{B}_{3A} - \dot{B}_{1A}} = \frac{2728,18 - 579,68}{10781,38 - 8511,61} = 94,66 \%$$

Bomba de Refrigeração do Reator:

$$I = \sum_e \dot{m}_e B_e - \sum_s \dot{m}_s B_s - \dot{W}_{BRR} = \dot{B}_{1A} - \dot{B}_{2A} - \dot{W}_{BRR}$$

$$\dot{W}_{BRR} = \frac{\dot{m}_{1A} v_{1A} (P_{1A} - P_{2A})}{\eta_{iso}} = \frac{23167,68 \cdot 0,001359 (15,29 - 16,02)}{0,85} = -27,04 \text{ MW}$$

$$I = 8511,61 - 8533,49 - (-27,04) = 5,16 \text{ MW}$$

$$\psi_B = \frac{\sum_e \dot{m}_e B_e - \sum_s \dot{m}_s B_s}{\dot{W}_{BRR}} = \frac{\dot{B}_{1A} - \dot{B}_{2A}}{\dot{W}_{BRR}} = \frac{8511,61 - 8533,49}{-27,04} = 80,92 \%$$

Turbinas:

$$I = \sum_e \dot{m}_e B_e - \sum_s \dot{m}_s B_s - \dot{W}_T$$

$$\psi_T = \frac{\dot{W}_T}{\sum_e \dot{m}_e B_e - \sum_s \dot{m}_s B_s}$$

TAP

$$\begin{aligned} I &= \dot{B}_5 - \dot{B}_7 - \dot{B}_9 - \dot{B}_{11} - \dot{B}_{12} - \dot{B}_{13} - \dot{W}_{TAP} \\ &= 2562,42 - 135,92 - 83,36 - 84,57 - 92,21 - 1426,46 - 684,51 \\ &= 55,39 \text{ MW} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \psi_T &= \frac{\dot{W}_{TAP}}{\dot{B}_5 - \dot{B}_7 - \dot{B}_9 - \dot{B}_{11} - \dot{B}_{12} - \dot{B}_{13}} \\ &= \frac{684,51}{2562,41 - 135,91 - 83,36 - 84,57 - 92,2 - 1426,45} = 92,51 \% \end{aligned}$$

TMP

$$\begin{aligned} I &= \dot{B}_{17a} - \dot{B}_{20} - \dot{B}_{21} - \dot{B}_{22} - \dot{W}_{TMP} = 1536,08 - 43,58 - 59,88 - 1039,31 - 366,08 \\ &= 27,23 \text{ MW} \end{aligned}$$

$$\psi_T = \frac{\dot{W}_{TMP}}{\dot{B}_{17a} - \dot{B}_{20} - \dot{B}_{21} - \dot{B}_{22}} = \frac{366,08}{1536,08 - 43,58 - 59,88 - 1039,31} = 93,08 \%$$

TBP

$$\begin{aligned} I &= \dot{B}_{22a} - \dot{B}_{23} - \dot{B}_{24} - \dot{B}_{25} - \dot{W}_{TBP} = 1035,61 - 55,5 - 17,73 - 170,83 - 742,85 \\ &= 48,7 \text{ MW} \end{aligned}$$

$$\psi_T = \frac{742,85}{1035,61 - 55,5 - 17,73 - 170,83} = 93,85 \%$$

Bombas:

$$I = \sum_e \dot{m}_e B_e - \sum_s \dot{m}_s B_s - \dot{W}_B$$

$$\psi_B = \frac{\sum_e \dot{m}_e B_e - \sum_s \dot{m}_s B_s}{\dot{W}_B}$$

Bomba 1

$$I = \dot{B}_{26} - \dot{B}_{29} - \dot{W}_{B1}$$

$$\dot{W}_{B1} = \frac{\dot{m}_{26} v_{26} (P_{26} - P_{29})}{\eta_{iso}} = \frac{1445,94 \cdot 0,00101 (0,01048 - 2,48213)}{0,85} = -4,247 \text{ MW}$$

$$I = 4,13 - 7,73 - (-4,247) = 0,647 \text{ MW}$$

$$\psi_B = \frac{\dot{B}_{26} - \dot{B}_{29}}{\dot{W}_{B1}} = \frac{4,12 - 7,73}{-4,247} = 84,9 \%$$

Bomba 2

$$I = \dot{B}_{36} - \dot{B}_{36a} - \dot{W}_{B2}$$

$$\dot{W}_{B2} = \frac{\dot{m}_{36} v_{36} (P_{36} - P_{36a})}{\eta_{iso}} = \frac{110,59 \cdot 0,001046 (0,11376 - 1,5403)}{0,85} = -0,194 \text{ MW}$$

$$I = 4,08 - 4,24 - (-0,194) = 0,034 \text{ MW}$$

$$\psi_B = \frac{\dot{B}_{36} - \dot{B}_{36a}}{\dot{W}_{B2}} = \frac{4,08 - 4,24}{-0,194} = 84,43 \%$$

Bomba 3

$$I = \dot{B}_{39} - \dot{B}_{39a} - \dot{W}_{B3}$$

$$\dot{W}_{B3} = \frac{\dot{m}_{39} v_{39} (P_{39} - P_{39a})}{\eta_{iso}} = \frac{88,38 \cdot 0,001073 (0,29955 - 1,46721)}{0,85} = -0,13 \text{ MW}$$

$$I = 6,00 - 6,11 - (-0,13) = 0,02 \text{ MW}$$

$$\psi_B = \frac{\dot{B}_{39} - \dot{B}_{39a}}{\dot{W}_{B3}} = \frac{6,00 - 6,11}{-0,13} = 84,86 \%$$

Bomba 4

$$I = \dot{B}_{42} - \dot{B}_{42a} - \dot{W}_{B4}$$

$$\dot{W}_{B4} = \frac{\dot{m}_{42} v_{42} (P_{42} - P_{42a})}{\eta_{iso}} = \frac{56,59 \cdot 0,001093 (0,498 - 1,02112)}{0,85} = -0,038 \text{ MW}$$

$$I = 5,09 - 5,12 - (-0,038) = 0,006 \text{ MW}$$

$$\psi_B = \frac{\dot{B}_{42} - \dot{B}_{42a}}{\dot{W}_{B4}} = \frac{5,09 - 5,12}{-0,038} = 83,85 \%$$

Bomba 5

$$I = \dot{B}_{53} - \dot{B}_{54} - \dot{W}_{B5}$$

$$\dot{W}_{B5} = \frac{\dot{m}_{53} v_{53} (P_{53} - P_{54})}{\eta_{iso}} = \frac{2631,5 \cdot 0,001129 (1,02112 - 8,62539)}{0,85} = -26,579 \text{ MW}$$

$$I = 344,75 - 367,23 - (-26,579) = 4,101 \text{ MW}$$

$$\psi_B = \frac{\dot{B}_{53} - \dot{B}_{54}}{\dot{W}_{B5}} = \frac{344,75 - 367,22}{-26,579} = 84,57 \%$$

Aquecedores e Reaquecedores:

$$I = \sum_e \dot{m}_e B_e - \sum_s \dot{m}_s B_s$$

$$\psi = \frac{\Delta \dot{B}_{\text{Fluxo Aquecido}}}{\Delta \dot{B}_{\text{Fluxo Usado para Aquecimento}}}$$

Aquecedor 1

$$I = \dot{B}_{24} + \dot{B}_{34} - \dot{B}_{35} - \dot{B}_{50} = 17,73 + 6,89 - 13,31 - 0,69 = 10,62 \text{ MW}$$

$$\psi = \frac{\dot{B}_{35} - \dot{B}_{34}}{\dot{B}_{24} - \dot{B}_{50}} = \frac{13,31 - 6,89}{17,73 - 0,69} = 37,68 \%$$

Aquecedor 2

$$I = \dot{B}_{23a} + \dot{B}_{35} - \dot{B}_{36} - \dot{B}_{37} = 54,25 + 13,31 - 4,08 - 50,87 = 12,604 \text{ MW}$$

$$\psi = \frac{\dot{B}_{37} - \dot{B}_{35}}{\dot{B}_{23a} - \dot{B}_{36}} = \frac{50,87 - 13,31}{54,25 - 4,08} = 74,87 \%$$

Aquecedor 3

$$I = \dot{B}_{21a} + \dot{B}_{38} - \dot{B}_{39} - \dot{B}_{40} = 58,57 + 55,12 - 6,00 - 100,65 = 7,041 \text{ MW}$$

$$\psi = \frac{\dot{B}_{40} - \dot{B}_{38}}{\dot{B}_{21a} - \dot{B}_{39}} = \frac{100,64 - 55,12}{58,56 - 6,00} = 86,61 \%$$

Aquecedor 4

$$I = \dot{B}_{20a} + \dot{B}_{41} - \dot{B}_{42} - \dot{B}_{43} = 42,98 + 106,82 - 5,09 - 141,14 = 3,571 \text{ MW}$$

$$\psi = \frac{\dot{B}_{43} - \dot{B}_{41}}{\dot{B}_{20a} - \dot{B}_{42}} = \frac{141,14 - 106,82}{42,98 - 5,09} = 90,58 \%$$

Aquecedor 5

$$\begin{aligned} I &= \dot{B}_{10} + \dot{B}_{54} + \dot{B}_{60} + \dot{B}_E - \dot{B}_{55} - \dot{B}_{61} \\ &= 83,99 + 367,23 + 53,64 + 23,83 - 452,56 - 73,57 = 2,564 \text{ MW} \end{aligned}$$

$$\psi = \frac{\dot{B}_{55} - \dot{B}_{54}}{\dot{B}_{10} + \dot{B}_E + \dot{B}_{60} - \dot{B}_{61}} = \frac{452,56 - 367,23}{83,99 + 23,83 + 53,64 - 73,57} = 97,08 \%$$

Aquecedor 6

$$\begin{aligned} I &= \dot{B}_8 + \dot{B}_{55} + \dot{B}_{59} - \dot{B}_{56} - \dot{B}_{60} = 139,00 + 452,56 + 32,65 - 565,29 - 53,64 \\ &= 5,281 \text{ MW} \end{aligned}$$

$$\psi = \frac{\dot{B}_{56} - \dot{B}_{55}}{\dot{B}_8 + \dot{B}_{59} - \dot{B}_{60}} = \frac{565,29 - 452,56}{139,00 + 32,65 - 53,64} = 95,53 \%$$

Aquecedor 7

$$I = \dot{B}_{56} + \dot{B}_D - \dot{B}_{57} - \dot{B}_{59} = 565,29 + 50,73 - 581,6 - 32,65 = 1,777 \text{ MW}$$

$$\psi = \frac{\dot{B}_{57} - \dot{B}_{56}}{\dot{B}_D - \dot{B}_{59}} = \frac{581,6 - 565,29}{50,73 - 32,65} = 90,17 \%$$

Reaquecedor 1

$$I = \dot{B}_{14} + \dot{B}_{15} - \dot{B}_{16} - \dot{B}_E = 102,96 + 1377,92 - 1441,51 - 23,83 = 15,541 \text{ MW}$$

$$\psi = \frac{\dot{B}_{16} - \dot{B}_{15}}{\dot{B}_{14} - \dot{B}_E} = \frac{1441,51 - 1377,92}{102,96 - 23,83} = 80,36 \%$$

Reaquecedor 2

$$I = \dot{B}_3 + \dot{B}_{16} - \dot{B}_{17} - \dot{B}_{19} = 158,15 + 1441,51 - 1535,77 - 52,22 = 11,672 \text{ MW}$$

$$\psi = \frac{\dot{B}_{17} - \dot{B}_{16}}{\dot{B}_3 - \dot{B}_{19}} = \frac{1535,77 - 1441,51}{158,15 - 52,22} = 88,98 \%$$

Separador de Umidade e Desaerador:

$$I = \sum_e \dot{m}_e B_e - \sum_s \dot{m}_s B_s$$

$$\psi = \frac{\sum \dot{B}_s}{\sum \dot{B}_e}$$

Separador de Umidade

$$I = \dot{B}_{13} - \dot{B}_{15} - \dot{B}_{18} = 1426,46 - 1377,92 - 39,02 = 9,51 \text{ MW}$$

$$\psi = \frac{\dot{B}_{15} + \dot{B}_{18}}{\dot{B}_{13}} = \frac{1377,92 + 39,02}{1426,45} = 99,33 \%$$

Desaerador

$$\begin{aligned} I &= \dot{B}_{11} + \dot{B}_{18} + \dot{B}_{44} + \dot{B}_{46} + \dot{B}_{49} + \dot{B}_{61} - \dot{B}_{53} \\ &= 84,57 + 39,02 + 146,38 + 5,55 + 2,3 + 73,57 - 344,75 = 6,641 \text{ MW} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \psi &= \frac{\dot{B}_{53}}{\dot{B}_{11} + \dot{B}_{18} + \dot{B}_{44} + \dot{B}_{46} + \dot{B}_{49} + \dot{B}_{61}} = \frac{344,75}{84,57 + 39,02 + 146,38 + 5,55 + 2,3 + 73,57} \\ &= 98,11 \% \end{aligned}$$

Condensador:

$$\begin{aligned} I &= \sum_e \dot{m}_e B_e - \sum_s \dot{m}_s B_s = \dot{B}_{25} + \dot{B}_{52} + \dot{B}_K - \dot{B}_{26} = 170,83 + 0,6 + 0,09 - 4,13 \\ &= 167,4 \text{ MW} \end{aligned}$$

Cálculo das irreversibilidades e eficiência exergética dos equipamentos em operação com as válvulas completamente abertas:

Reator:

$$I = \dot{m}_{2A} T_0 (s_{3A} - s_{2A}) = 24947,56 * 298,15 * (3,5196 - 3,1754) 10^{-3} = 2560,19 \text{ MW}$$

$$\psi_R = \frac{\dot{W}_R}{\dot{Q}_R} = \frac{\dot{B}_{3A} - \dot{B}_{2A}}{\dot{m}_{2A} (h_{3A} - h_{2A})} = \frac{11609,14 - 9188,56}{24947,56 (1510,2 - 1310,55) \cdot 10^{-3}} = \frac{2420,58}{4980,78} = 48,6 \%$$

Gerador de Vapor:

$$\begin{aligned} I &= \sum_e \dot{m}_e B_e - \sum_s \dot{m}_s B_s = \dot{B}_{58} + \dot{B}_{3A} - \dot{B}_1 - \dot{B}_{1A} \\ &= 603,26 + 11609,14 - 2804,63 - 9165,00 = 242,77 \text{ MW} \end{aligned}$$

$$\psi = \frac{\Delta \dot{B}_{Fluxo\ Aquecido}}{\Delta \dot{B}_{Fluxo\ Usado\ para\ Aquecimento}} = \frac{\dot{B}_1 - \dot{B}_{58}}{\dot{B}_{3A} - \dot{B}_{1A}} = \frac{2804,63 - 603,26}{11609,14 - 9165,00} = 90,07\%$$

Bomba de Refrigeração do Reator:

$$I = \sum_e \dot{m}_e B_e - \sum_s \dot{m}_s B_s - \dot{W}_{BRR} = \dot{B}_{1A} - \dot{B}_{2A} - \dot{W}_{BRR}$$

$$\dot{W}_{BRR} = \frac{\dot{m}_{1A} v_{1A} (P_{1A} - P_{2A})}{\eta_{iso}} = \frac{24947,56 \cdot 0,001359 (15,29 - 16,02)}{0,85} = -29,11\ MW$$

$$I = 9165,00 - 9188,56 - (-29,11) = 5,55\ MW$$

$$\psi_B = \frac{\sum_e \dot{m}_e B_e - \sum_s \dot{m}_s B_s}{\dot{W}_{BRR}} = \frac{\dot{B}_{1A} - \dot{B}_{2A}}{\dot{W}_{BRR}} = \frac{9165,00 - 9188,56}{-29,11} = 80,92\%$$

Turbinas:

$$I = \sum_e \dot{m}_e B_e - \sum_s \dot{m}_s B_s - \dot{W}_T$$

$$\psi_T = \frac{\dot{W}_T}{\sum_e \dot{m}_e B_e - \sum_s \dot{m}_s B_s}$$

TAP

$$\begin{aligned} I &= \dot{B}_5 - \dot{B}_7 - \dot{B}_9 - \dot{B}_{11} - \dot{B}_{12} - \dot{B}_{13} - \dot{W}_{TAP} \\ &= 2638,81 - 142,7 - 87,57 - 87,43 - 97,01 - 1467,42 - 709,61 \\ &= 47,07\ MW \end{aligned}$$

$$\psi_T = \frac{\dot{W}_{TAP}}{\dot{B}_5 - \dot{B}_7 - \dot{B}_9 - \dot{B}_{11} - \dot{B}_{12} - \dot{B}_{13}}$$

$$= \frac{709,61}{2638,81 - 142,7 - 87,57 - 87,43 - 97,01 - 1467,42} = 93,78 \%$$

TMP

$$I = \dot{B}_{17a} - \dot{B}_{20} - \dot{B}_{21} - \dot{B}_{22} - \dot{W}_{TMP} = 1574,79 - 45,12 - 61,89 - 1067,47 - 375,73$$

$$= 24,58 \text{ MW}$$

$$\psi_T = \frac{\dot{W}_{TMP}}{\dot{B}_{17a} - \dot{B}_{20} - \dot{B}_{21} - \dot{B}_{22}} = \frac{375,73}{1574,79 - 45,12 - 61,89 - 1067,47} = 93,86 \%$$

TBP

$$I = \dot{B}_{22a} - \dot{B}_{23} - \dot{B}_{24} - \dot{B}_{25} - \dot{W}_{TBP} = 1063,81 - 57,41 - 21,73 - 194,25 - 711,83$$

$$= 78,59 \text{ MW}$$

$$\psi_T = \frac{711,83}{1063,81 - 57,41 - 21,73 - 194,25} = 90,06 \%$$

Bombas:

$$I = \sum_e \dot{m}_e B_e - \sum_s \dot{m}_s B_s - \dot{W}_B$$

$$\psi_B = \frac{\sum_e \dot{m}_e B_e - \sum_s \dot{m}_s B_s}{\dot{W}_B}$$

Bomba 1

$$I = \dot{B}_{26} - \dot{B}_{29} - \dot{W}_{B1}$$

$$\dot{W}_{B1} = \frac{\dot{m}_{26} v_{26} (P_{26} - P_{29})}{\eta_{iso}} = \frac{1479,43 \cdot 0,001011 (0,01076 - 2,48213)}{0,85} = -4,348 \text{ MW}$$

$$I = 4,43 - 8,1 - (-4,348) = 0,676 \text{ MW}$$

$$\psi_B = \frac{\dot{B}_{26} - \dot{B}_{29}}{\dot{W}_{B1}} = \frac{4,43 - 8,1}{-4,348} = 84,45 \%$$

Bomba 2

$$I = \dot{B}_{36} - \dot{B}_{36a} - \dot{W}_{B2}$$

$$\dot{W}_{B2} = \frac{\dot{m}_{36} v_{36} (P_{36} - P_{36a})}{\eta_{iso}} = \frac{113,81 \cdot 0,001047 (0,11652 - 1,50651)}{0,85} = -0,194 \text{ MW}$$

$$I = 4,28 - 4,44 - (-0,194) = 0,03 \text{ MW}$$

$$\psi_B = \frac{\dot{B}_{36} - \dot{B}_{36a}}{\dot{W}_{B2}} = \frac{4,28 - 4,44}{-0,194} = 84,37 \%$$

Bomba 3

$$I = \dot{B}_{39} - \dot{B}_{39a} - \dot{W}_{B3}$$

$$\dot{W}_{B3} = \frac{\dot{m}_{39} v_{39} (P_{39} - P_{39a})}{\eta_{iso}} = \frac{91 \cdot 0,001074 (0,30848 - 1,43481)}{0,85} = -0,129 \text{ MW}$$

$$I = 6,3 - 6,41 - (-0,129) = 0,02 \text{ MW}$$

$$\psi_B = \frac{\dot{B}_{39} - \dot{B}_{39a}}{\dot{W}_{B3}} = \frac{6,3 - 6,41}{-0,129} = 84,05 \%$$

Bomba 4

$$I = \dot{B}_{42} - \dot{B}_{42a} - \dot{W}_{B4}$$

$$\dot{W}_{B4} = \frac{\dot{m}_{42} v_{42} (P_{42} - P_{42a})}{\eta_{iso}} = \frac{58,38 \cdot 0,001094 (0,51098 - 1,04456)}{0,85} = -0,04 \text{ MW}$$

$$I = 5,33 - 5,367 - (-0,04) = 0,007 \text{ MW}$$

$$\psi_B = \frac{\dot{B}_{42} - \dot{B}_{42a}}{\dot{W}_{B4}} = \frac{5,33 - 5,367}{-0,04} = 81,84 \%$$

Bomba 5

$$I = \dot{B}_{53} - \dot{B}_{54} - \dot{W}_{B5}$$

$$\dot{W}_{B5} = \frac{\dot{m}_{53} v_{53} (P_{53} - P_{54})}{\eta_{iso}} = \frac{2706,07 \cdot 0,00113 (1,0446 - 8,62539)}{0,85} = -27,27 \text{ MW}$$

$$I = 359,23 - 382,34 - (-27,27) = 4,16 \text{ MW}$$

$$\psi_B = \frac{\dot{B}_{53} - \dot{B}_{54}}{\dot{W}_{B5}} = \frac{359,23 - 382,34}{-27,27} = 84,72 \%$$

Aquecedores e Reaquecedores:

$$I = \sum_e \dot{m}_e B_e - \sum_s \dot{m}_s B_s$$

$$\psi = \frac{\Delta \dot{B}_{Fluxo Aquecido}}{\Delta \dot{B}_{Fluxo Usado para Aquecimento}}$$

Aquecedor 1

$$I = \dot{B}_{24} + \dot{B}_{34} - \dot{B}_{35} - \dot{B}_{50} = 21,73 + 7,18 - 13,99 - 0,73 = 14,19 \text{ MW}$$

$$\psi = \frac{\dot{B}_{35} - \dot{B}_{34}}{\dot{B}_{24} - \dot{B}_{50}} = \frac{13,99 - 7,18}{21,73 - 0,73} = 32,43 \%$$

Aquecedor 2

$$I = \dot{B}_{23a} + \dot{B}_{35} - \dot{B}_{36} - \dot{B}_{37} = 56,15 + 13,99 - 4,28 - 52,96 = 12,9 \text{ MW}$$

$$\psi = \frac{\dot{B}_{37} - \dot{B}_{35}}{\dot{B}_{23a} - \dot{B}_{36}} = \frac{52,96 - 13,99}{56,15 - 4,28} = 75,11 \%$$

Aquecedor 3

$$I = \dot{B}_{21a} + \dot{B}_{38} - \dot{B}_{39} - \dot{B}_{40} = 60,56 + 57,31 - 6,3 - 104,38 = 7,19 \text{ MW}$$

$$\psi = \frac{\dot{B}_{40} - \dot{B}_{38}}{\dot{B}_{21a} - \dot{B}_{39}} = \frac{104,38 - 57,31}{60,56 - 6,3} = 86,74 \%$$

Aquecedor 4

$$I = \dot{B}_{20a} + \dot{B}_{41} - \dot{B}_{42} - \dot{B}_{43} = 44,49 + 110,78 - 5,33 - 146,39 = 3,54 \text{ MW}$$

$$\psi = \frac{\dot{B}_{43} - \dot{B}_{41}}{\dot{B}_{20a} - \dot{B}_{42}} = \frac{146,39 - 110,78}{44,49 - 5,33} = 90,95 \%$$

Aquecedor 5

$$\begin{aligned} I &= \dot{B}_{10} + \dot{B}_{54} + \dot{B}_{60} + \dot{B}_E - \dot{B}_{55} - \dot{B}_{61} \\ &= 88,24 + 382,34 + 55,67 + 24,81 - 471,45 - 76,9 = 2,71 \text{ MW} \end{aligned}$$

$$\psi = \frac{\dot{B}_{55} - \dot{B}_{54}}{\dot{B}_{10} + \dot{B}_E + \dot{B}_{60} - \dot{B}_{61}} = \frac{471,45 - 382,34}{88,24 + 24,81 + 55,67 - 76,9} = 97,05 \%$$

Aquecedor 6

$$\begin{aligned} I &= \dot{B}_8 + \dot{B}_{55} + \dot{B}_{59} - \dot{B}_{56} - \dot{B}_{60} = 145,81 + 471,45 + 33,08 - 589,5 - 55,67 \\ &= 5,17 \text{ MW} \end{aligned}$$

$$\psi = \frac{\dot{B}_{56} - \dot{B}_{55}}{\dot{B}_8 + \dot{B}_{59} - \dot{B}_{60}} = \frac{589,5 - 471,45}{145,81 + 33,08 - 55,67} = 95,81 \%$$

Aquecedor 7

$$I = \dot{B}_{56} + \dot{B}_D - \dot{B}_{57} - \dot{B}_{59} = 589,5 + 50,73 - 604,93 - 33,08 = 2,22 \text{ MW}$$

$$\psi = \frac{\dot{B}_{57} - \dot{B}_{56}}{\dot{B}_D - \dot{B}_{59}} = \frac{604,93 - 589,5}{50,73 - 33,08} = 87,4 \%$$

Reaquecedor 1

$$I = \dot{B}_{14} + \dot{B}_{15} - \dot{B}_{16} - \dot{B}_E = 106,81 + 1415,97 - 1484,21 - 24,81 = 13,77 \text{ MW}$$

$$\psi = \frac{\dot{B}_{16} - \dot{B}_{15}}{\dot{B}_{14} - \dot{B}_E} = \frac{1484,21 - 1415,97}{106,81 - 24,81} = 83,2 \%$$

Reaquecedor 2

$$I = \dot{B}_3 + \dot{B}_{16} - \dot{B}_{17} - \dot{B}_{19} = 158,24 + 1484,21 - 1577,04 - 52,22 = 13,2 \text{ MW}$$

$$\psi = \frac{\dot{B}_{17} - \dot{B}_{16}}{\dot{B}_3 - \dot{B}_{19}} = \frac{1577,04 - 1484,21}{158,24 - 52,22} = 87,55 \%$$

Separador de Umidade e Desaerador:

$$I = \sum_e \dot{m}_e B_e - \sum_s \dot{m}_s B_s$$

$$\psi = \frac{\sum \dot{B}_s}{\sum \dot{B}_e}$$

Separador de Umidade

$$I = \dot{B}_{13} - \dot{B}_{15} - \dot{B}_{18} = 1467,42 - 1415,97 - 41,14 = 10,31 \text{ MW}$$

$$\psi = \frac{\dot{B}_{15} + \dot{B}_{18}}{\dot{B}_{13}} = \frac{1415,97 + 41,14}{1467,42} = 99,3 \%$$

Desaerador

$$\begin{aligned} I &= \dot{B}_{11} + \dot{B}_{18} + \dot{B}_{44} + \dot{B}_{46} + \dot{B}_{49} + \dot{B}_{61} - \dot{B}_{53} \\ &= 87,43 + 41,14 + 151,81 + 5,7 + 2,45 + 76,9 - 359,23 = 6,2 \text{ MW} \end{aligned}$$

$$\psi = \frac{\dot{B}_{53}}{\dot{B}_{11} + \dot{B}_{18} + \dot{B}_{44} + \dot{B}_{46} + \dot{B}_{49} + \dot{B}_{61}} = \frac{359,23}{87,43 + 41,14 + 151,81 + 5,7 + 2,45 + 76,9}$$

$$= 98,3 \%$$

Condensador:

$$I = \sum_e \dot{m}_e B_e - \sum_s \dot{m}_s B_s = \dot{B}_{25} + \dot{B}_{52} + \dot{B}_K - \dot{B}_{26} = 194,25 + 0,62 + 0,1 - 4,43$$

$$= 190,54 \text{ MW}$$