

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

**DISSERTAÇÃO DE MESTRADO**

**Análise Energética e Exergética de uma  
Usina Nuclear com Reator PWR**

**Autora: Diana Silva Siqueira**

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

**Co-Orientador: Prof. Dr. Genésio José Menon**

Itajubá, Fevereiro de 2016

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

**Diana Silva Siqueira**

**Análise Energética e Exergética de uma  
Usina Nuclear com Reator PWR**

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

**Área de Concentração:** Conversão de energia

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

**Co-Orientador:** Prof. Dr. Genésio José Menon

**Itajubá, Fevereiro de 2016**

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

**Diana Silva Siqueira**

**Análise Energética e Exergética de uma Usina Nuclear  
com Reator PWR**

Dissertação aprovada por banca examinadora em 19  
fevereiro de 2016, conferindo a autora o título de **Mestre em  
Ciências em Engenharia Mecânica**

**Banca Examinadora:**

Prof. Dr. Francisco de Sousa Júnior

Prof. Dr. Marcelo José Pirani

Prof. Dr. Genésio José Menon

Prof. Dr. Rogério José da Silva

**Itajubá – MG**

**2016**

## **Dedicatória**

A Deus o grande dono de nossas vidas e guia dos nossos passos.

Aos meus pais, Maria e João e ao meu irmão Jonas por acreditar em mim e me apoiar incondicionalmente em minha caminhada. Sei que esta caminhada me fez estar ausente em muitos momentos, mas vocês nunca estiveram e nunca estarão ausentes no meu coração.

Ao meu fiel companheiro Marcelo Luis pelo amor, amizade, compreensão, apoio, carinho e força concedida. Sempre me estimulando a caminhar e me ensinando a cada dia a ser uma pessoa melhor.

As meninas Tatiane e Letícia por sempre me receber com belos e especiais sorrisos que me faz refletir a beleza da vida e como é simples ser feliz.

## **Agradecimentos**

Ao programa CAPES/ELETRONUCLEAR pela parceria estabelecida com a Universidade Federal de Itajubá por meio do Projeto intitulado “Monitoramento e Diagnóstico de Centrais Nucleares com Reatores PWR com a Utilização da Ferramenta de Análise Exergética dos Sistemas de Operação”, que propiciou o apoio financeiro para o desenvolvimento deste trabalho.

Ao Prof. Dr. Genésio José Menon pelo estimado tempo dedicado em suas atividades de co-orientação voltadas aos princípios fundamentais e cálculos termodinâmicos envolvidos para o desenvolvimento do trabalho.

Ao Prof. Dr. Rogério José da Silva coordenador do projeto e orientador desta dissertação da qual não mediu esforços para garantir o desenvolvimento deste trabalho.

A todos os colegas da pós-graduação e da graduação pelos momentos de construção de conhecimento, retiradas de dúvidas, trocas de ideias, risadas, discussões políticas... e tantos outros, que fizeram desta caminhada um momento único.

## Resumo

**SIQUEIRA, D. S. (2016).** *Análise Energética e Exergética de uma Usina Nuclear com Reator PWR*. Itajubá, 132p. Dissertação (Mestrado em Conversão de Energia) - Instituto de Engenharia Mecânica, Universidade Federal de Itajubá.

A energia nuclear é uma fonte de geração de eletricidade com grande potencial de expansão. Dentre seus aspectos positivos estão: baixo índice de emissão de gases de efeito estufa, elevado fator de capacidade, baixo custo de operação e abundantes reservas de combustível. Há diferentes tipos de reatores nucleares para a produção de eletricidade, mas são os reatores de água pressurizada (PWR) os mais utilizados a nível mundial, visto que os mesmos apresentam uma série de características intrínsecas de segurança associada ao seu projeto. Porém os reatores PWR não apresentam as maiores eficiências, assim faz-se necessário a realização de estudos investigativos das usinas que operam com este tipo de reator, a fim de maximizar o seu rendimento. Logo, neste trabalho é apresentada a análise energética e exergética de Angra 2. É uma usina nuclear que opera com reator PWR com potência nominal 3771 MWt, com uma geração bruta de 1350 MWe e líquida de 1280 MWe. Foram avaliadas as irreversibilidades e rendimentos dos componentes que constituem o sistema. Os resultados apontam que as maiores irreversibilidades da usina estão concentradas no reator com 76,4 %, seguido das turbinas de baixa pressão (9,1 %), gerador de vapor (5,3 %), condensador (2,6 %) e turbinas de alta pressão (2,5 %). Os resultados apontaram ainda para uma eficiência energética e exergética da planta avaliadas, respectivamente em 34,2 % e 33,4 %. Um estudo realizado no conjunto da turbina de baixa pressão e condensador, apresentou a relação existente entre a pressão do condensador e o processo de expansão do vapor ocorrido na turbina, a potência gerada pela turbina apresenta um comportamento inversamente a temperatura da água de resfriamento do condensador. Foram determinadas, para diferentes temperaturas da água de resfriamento, as irreversibilidades da turbina e condensador, além da determinação das eficiências energética e exergética, da turbina.

### **Palavras-chave:**

Energia Nuclear, Reator PWR, Energia, Exergia

## **Abstract**

**SIQUEIRA, D. S. (2016).** Energy and Exegetic analysis of a nuclear power plant with PWR reactor. Itajubá, 132p. Msc. Dissertation - Instituto de Engenharia Mecânica, Universidade Federal de Itajubá.

Nuclear energy is a source of electricity generation with great potential for expansion. Among its positive aspects are: low rate of emission of greenhouse gases, high capacity factor, low operating costs and abundant fuel reserves. There are different types of nuclear reactors to produce electricity, but pressurized water reactors (PWR) are the most widely used worldwide, as they present series of inherent safety features associated with your project. But the PWRs reactors not have the highest efficiency, so it's necessary to carry out investigative studies of the plants operating with this type of reactor in order to maximize your performance. This work presents the energy and exergy analysis of Angra 2. It's nuclear power plant that operates with PWR reactor at nominal power 3771 MWt, with a gross generation 1350 MWe and net 1280 MWe. Irreversibilities and yields of the components that constitute the system were evaluated. The results show that the largest irreversibility of the plant are concentrated in the reactor with 76.4 %, followed by the low pressure turbine (9.1 %), steam generator with 5.3 %, condenser (2.6 %) and high pressure turbine (2.5 %). The results also pointed to an energetic and exergetic efficiency of the plant valued, respectively at 34.2 % and 33.4 %. A study across the low pressure and condenser turbine, presented the relationship between a condenser pressure and the steam expansion process occurred in the turbine, the power generated by the turbine has an inverse behavior the temperature of the cooling water condenser. They were determined for different temperatures of the cooling water, the irreversibility of the turbine and condenser, as well as determination of efficiencies energy and exergy, of the turbine.

### **Palavras-chave:**

Nuclear Energy, Reactor PWR, Energy, Exergy

## Lista de Figuras

Figura 2.1 – Produção total de energia no mundo entre 1973 e 2014 por tipo de fonte.....	21
Figura 2.2 – Intensidade das Emissões de dióxido de carbono equivalente gerado ao longo do ciclo de vida para os diferentes tipos de fonte de geração.....	22
Figura 2.3 – Histórico de Custo total da Produção de eletricidade para usinas térmicas que operam com diferentes tipos de combustíveis.....	23
Figura 2.4 – Percentual de reatores nucleares no mundo até 31 de dezembro de 2014 .....	24
Figura 2.5 – Eficiência real das usinas nucleares em operação por tipo de reator .....	25
Figura 2.6 – Estimativa da eficiência das usinas nucleares com reatores avançados.....	26
Figura 2.7 – Participação da energia nuclear na matriz energética dos países .....	27
Figura 2.8 – Produção total de eletricidade por fonte nuclear por países em 2014.....	28
Figura 2.9 – Quantificação e distribuição geográfica mundial dos reatores .....	29
Figura 2.10 – Detalhes do elemento combustível.....	36
Figura 2.11 – Detalhes de um reator nuclear tipo PWR.....	37
Figura 2.12 – Representação esquemática das barreiras de contenção de radioatividade.....	40
Figura 3.1 – Sistema de geração de vapor da B&W .....	44
Figura 3.2 – Modelo ilustrativo dos circuitos de uma usina PWR.....	45
Figura 3.3 – Arranjo típico do conjunto de turbinas e condensador, contendo separador de umidade e reaquecedor vertical.....	45
Figura 3.4 – Representação esquemática do diagrama de entalpia por entropia.....	46
Figura 3.5 – Fluxos volumétricos de vapor requeridos em usinas nucleares e fósseis em diferentes potências .....	47

Figura 3.6 – Performance dos condensadores em diferentes sistemas de resfriamento.....	50
Figura 3.7 – Pluma de poluição térmica do sistema de resfriamento da usina.....	51
Figura 4.1 – Representação dos fluxos associados ao gerador de vapor.....	56
Figura 4.2 – Representação dos fluxos associados a uma turbina sem e com extrações. ....	57
Figura 4.3 – Representação dos fluxos associados a um trocador de calor.....	58
Figura 5.1 – Representação esquemática da central de geração nuclear Pickering.....	68
Figura 5.2 – Energia e exergia produzida e/ou perdida na usina nuclear de Pickering.....	70
Figura 5.3 – Diagrama esquemático da estação nuclear LaSalle County (Reator BWR) .....	72
Figura 5.4 – Diagrama de Fluxos da usina nuclear Indian Point 1 com superaquecedor com combustível fóssil.....	75
Figura 5.5 – Exergia perdida em grupo de equipamentos .....	76
Figura 5.6 – Representação esquemática de uma usina com PWR com 1500 MWe.....	78
Figura 5.7 – Percentuais de energia e exergia produzida e/ou perdida da planta analisada. ....	80
Figura 6.1 – Vista parcial da Usina Angra 2 (Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto).....	82
Figura 6.2 – Comparação do EAR médio mundial e de Angra 2 entre 2001 a 2014 .....	82
Figura 6.3 – Ranking Mundial de eficiência das usinas nucleares PWR em operação.....	83
Figura 6.4 – Média história das temperaturas do ar registradas em Angra dos Reis.....	84
Figura 6.5 – Média história das temperaturas da água do mar registradas na região costeira do município de Angra dos Reis. ....	84
Figura 6.6 – Corte longitudinal do reator de Angra 2 .....	85
Figura 6.7 – Corte longitudinal do Gerador de vapor de Angra 2.....	86
Figura 6.8 – Corte longitudinal do Pressurizador de Angra 2.....	88
Figura 6.9 – Esquema representativo do ciclo de Angra 2.....	89
Figura 7.1 – Representação dos percentuais de energia e exergia produzida e/ou perdida da planta analisada com relação a literatura.....	102
Figura 7.2 – Representação dos fluxos de Energia pelo Diagrama de Sankey (MW) .....	103
Figura 7.3 – Representação dos fluxos de Exergia pelo Diagrama de Grasmman (MW).....	104

Figura 7.4 – Representação esquemática do conjunto turbina de baixa pressão e condensador .....	105
Figura 7.5 – Relação entre as temperaturas da água de entrada e saída do condensador .....	107
Figura 7.6 – Variação da pressão do condensador para diferentes temperaturas de resfriamento .....	107
Figura 7.7 – Potência Produzida para diferentes temperaturas da água de resfriamento .....	108
Figura 7.8 – Comparação entre Potência estimada e a Potência real registrada segundo dados da ONS, em diferentes temperaturas de água de resfriamento.....	109
Figura 7.9 – Eficiência Energética e Exergética para a Turbina de Baixa Pressão em diferentes temperaturas da água de resfriamento. ....	111
Figura 7.10 – Irreversibilidades da Turbina de Baixa Pressão em diferentes temperaturas da água de resfriamento.....	111
Figura 7.11 – Irreversibilidades do Condensador em diferentes Temperaturas da água de resfriamento.....	112

## Lista de Quadros

Quadro 3.1 – Características das turbinas fabricadas para usinas térmicas.....	48
Quadro 3.2 – Características entre os sistemas de resfriamento direto e com recirculação .....	52
Quadro 4.1 – Irreversibilidade e eficiência exergética de equipamentos. ....	63
Quadro 4.2 – Determinação dos Fluxos de Massa e/ou Calor.....	65
Quadro 5.1 – Dados Técnicos para usina com reator PWR de 1500 MWe .....	77
Quadro 6.1 – Descrição dos fluxos associados a Usina Nuclear de Angra 2 .....	90
Quadro 7.1 – Cálculos para determinação dos fluxos mássicos e de calor na planta de Angra 2. .....	95

## Lista de Tabelas

Tabela 2.1 – Características de alguns modelos de reatores nucleares PWR Avançados .....	35
Tabela 2.2 – Parâmetros técnicos de um reator PWR de fabricação da Westinghouse .....	38
Tabela 5.1 – Dados termodinâmicos, Energia e Exergia dos Fluxos da usina Pickering.....	69
Tabela 5.2 – Dados termodinâmicos, Energia e Exergia dos Fluxos da usina LaSalle.....	73
Tabela 5.3 – Valores de energia e exergia dos fluxos da planta com reator PWR de 1500 MWe .....	79
Tabela 6.1 – Dados de projeto do Gerador de Vapor .....	87
Tabela 6.2 – Dados Termodinâmicos do Ciclo de Angra 2.....	91
Tabela 7.1 – Propriedades Termodinâmicas do Estado de Referência Adotado.....	98
Tabela 7.2 – Propriedades termodinâmicas e Energia e Exergia dos Fluxos ( $T_0=25\text{ }^\circ\text{C}$ ).....	99
Tabela 7.3 – Eficiência Energética e Exergética dos Equipamentos.....	99
Tabela 7.4 – Irreversibilidade dos Equipamentos da Usina Angra 2 .....	100
Tabela 7.5 – Comparação entre as Irreversibilidades encontradas e as presentes na literatura .....	101
Tabela 7.6 – Propriedades termodinâmicas e Energia e Exergia dos Fluxos do V.C. ( $T_0=25\text{ }^\circ\text{C}$ ). .....	106

## Lista de Abreviaturas e Siglas

ARIS	-	Advanced Reactor Information System
ATW	-	International Journal for Nuclear Power
BWR	-	Boiling Water Reactor (Reatores de água fervente)
B&W	-	Babcock&Wilcox
CANDU	-	Canada Deuterium Uranium
CE	-	Combustion Engineering
CNNC	-	China National Nuclear Corporation
EIA	-	United States Energy Information Administration
EAR	-	Fator de Disponibilidade Equivalente
EPA	-	United States Environmental Protection Agency
FBR	-	Fast Breeder Reactor
GCR	-	Gas-Cooled Reactor
GEE	-	Gases de Efeito Estufa
GFR	-	Gas-Cooled Fast Reactor
GW	-	Gigawatts
HWR	-	Heavy Water Reactor
Hz	-	hertz
IAEA	-	International Atomic Energy Agency
IEA	-	International Energy Agency

IEE	-	Institution of Electrical Engineers
INFCIS	-	Integrated Nuclear Fuel Cycle Information Systems
IWCR	-	Inner Wall Coated Reactor
KAERI	-	Instituto de Pesquisa de Energia Atômica da Coreia
kWh	-	Quilowatts-hora
LFR	-	Lead-Cooled Fast Reactor
LWGR	-	Light water graphite reactor
MHI	-	Mitsubishi Heavy Industries
MOX	-	Mixed-Oxide (Mistura de óxidos)
Mtoe	-	Milhões de tonelada de óleo equivalente
MWe	-	Megawatts elétricos
MWt	-	Megawatts térmicos
NEA	-	Nuclear Energy Agency
NEI	-	Nuclear Energy Institute
NOAA	-	National Oceanic and Atmospheric Administration
OECD	-	Organisation for Economic Co-operation and Development
PHWR	-	Pressurized Heavy-Water Reactor
PRIS	-	Power Reactor Information System
PWR	-	Pressurized Water Reactor (Reatores de água pressurizada)
RIAR	-	Instituto de Pesquisa de Reatores Atômicos
rpm	-	Rotações por minuto
SWCR	-	Supercritical Water Cooled Reactor
SNPTC	-	State Nuclear Power Technology Company
TWh	-	Terawatts hora
VHTR	-	Very-High-Temperature Reactor
WNA	-	World Nuclear Association

# Simbologia

## Símbolos Latinos

$\dot{m}$	-	Fluxo de massa
$\dot{Q}$	-	Taxa de transferência de calor
$\dot{W}$	-	Trabalho
$b$	-	Exergia específica
$B$	-	Exergia
$B_{\text{sys}}$	-	Exergia Total
$B^{\text{CH}}$	-	Exergia Química
$B^{\text{KN}}$	-	Exergia Cinética
$B^{\text{M}}$	-	Exergia Mecânica
$B^{\text{PH}}$	-	Exergia Física
$B^{\text{PT}}$	-	Exergia Potencial
$B^{\text{T}}$	-	Exergia Térmica
$B^{\text{w}}$	-	Exergia do Fluxo de Trabalho
$c$	-	Condensador
$F$	-	Insumos
$g$	-	Aceleração da gravidade
$h$	-	Entalpia Específica
$h_o$	-	Entalpia específica do ambiente de referência
$H$	-	Entalpia
$H_o$	-	Entalpia do ambiente de referência
$HP$	-	Turbinas de Alta Pressão
$I$	-	Irreversibilidade
$L$	-	Perdas
$LP$	-	Turbinas de Baixa pressão
$p$	-	Pressão
$P$	-	Produtos
$s$	-	Entropia específica
$s_o$	-	Entropia específica do ambiente de referência
$S$	-	Entropia

$S_o$	-	Entropia do ambiente de referência
$T$	-	Temperatura
$T_c$	-	Temperatura do meio ambiente
$T_o$	-	Temperatura do ambiente de referência
$u$	-	Energia interna específica
$U$	-	Energia interna
$\vec{v}$	-	vetor velocidade
$V$	-	Volume
$\dot{W}$	-	Potência
$z$	-	Altura do sistema relativo a um referencial

## Letras Gregas

$\alpha_T^F$	-	Coefficiente de reatividade de temperatura do combustível
$\alpha_T^M$	-	Coefficiente de reatividade de temperatura do Moderador
$\alpha_T^P$	-	Coefficiente de reatividade da potência
$\Delta$	-	Varição
$\eta$	-	Eficiência Energética
$v$	-	Volume específico
$\rho$	-	Reatividade
$\delta$	-	Irreversibilidade percentual dos equipamentos
$\psi$	-	Eficiência Exergética

## Subscritos

$c1$	-	Circuito Primário
$c2$	-	Circuito Secundário
$i$	-	Entrada ou Fornecimento
$e$	-	Saída ou perda
$liq$	-	Fluxo de líquido (saturado ou comprimido)
$o$	-	Condição ambiente
$es$	-	Fluxo com saída Isentrópica
$ri$	-	Entrada de água radioativa
$re$	-	Saída de água radioativa
$vap$	-	Fluxo de vapor (úmido, saturado ou superaquecido)
$vc$	-	Volume de Controle

# Sumário

Capítulo 1 .....	15
1. INTRODUÇÃO .....	15
1.1. MOTIVAÇÃO DO TRABALHO .....	15
1.2. OBJETIVOS DO PRESENTE TRABALHO .....	17
1.3. CONTRIBUIÇÕES DO PRESENTE TRABALHO .....	17
1.4. DESENVOLVIMENTO DO PRESENTE TRABALHO .....	18
Capítulo 2 .....	20
2. ENERGIA NUCLEAR .....	20
2.1. PANORAMA E PERSPECTIVA MUNDIAL .....	20
2.2. OS REATORES PWR .....	33
2.2.1. Sistemas de segurança da usina PWR .....	38
2.2.2. Vantagens e Limitações da Tecnologia PWR .....	39
Capítulo 3 .....	43
3. CIRCUITOS DE UMA USINA PWR .....	43
3.1. CIRCUITO PRIMÁRIO .....	43
3.2. CIRCUITO SECUNDÁRIO .....	44
3.2.1. Turbinas Nucleares .....	46
3.2.2. Condensador .....	49
3.3. CIRCUITO TERCIÁRIO .....	50
Capítulo 4 .....	53
4. FUNDAMENTAÇÃO TEÓRICA .....	53
4.1. ANÁLISE ENERGÉTICA .....	54
4.1.1. Eficiência Energética .....	55
4.1.1.1. Bomba .....	56
4.1.1.2. Gerador de Vapor .....	56

4.1.1.3.	Turbina.....	57
4.1.1.4.	Trocador de Calor .....	58
4.2.	ANÁLISE EXERGÉTICA .....	59
4.2.1.	Estado de Referência .....	60
4.2.2.	Componentes da Exergia .....	60
4.2.3.	Exergia dos Fluxos: Trabalho, Calor e Vapor .....	61
4.2.4.	Irreversibilidade e Eficiência Exergética.....	62
4.3.	DETERMINAÇÃO DOS FLUXOS: MASSA E/OU CALOR .....	65
4.4.	AVALIAÇÃO DA INFLUÊNCIA DA TEMPERATURA DA ÁGUA DE RESFRIAMENTO.....	66
Capítulo 5 .....		67
5.	ESTUDOS ENERGÉTICOS E EXERGÉTICOS EM USINAS NUCLEARES.....	67
Capítulo 6 .....		81
6.	ESTUDO DE CASO .....	81
6.1.	USINA NUCLEAR DE ANGRA 2.....	81
6.1.1.	Condições Ambientais de Angra dos Reis .....	83
6.1.2.	Características dos Equipamentos da Usina .....	85
6.1.3.	Dados Termodinâmicos da Usina.....	88
Capítulo 7 .....		94
7.	RESULTADOS.....	94
7.1.	ANÁLISE ENERGÉTICA E EXERGÉTICA DA PLANTA .....	94
7.2.	INFLUÊNCIA DA TEMPERATURA DA ÁGUA DE RESFRIAMENTO.....	105
Capítulo 8 .....		113
8.	CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES.....	113
8.1.	CONCLUSÕES .....	113
8.2.	SUGESTÕES DE TRABALHOS FUTUROS .....	115
REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS .....		117
APÊNDICE I.....		125
APÊNDICE II.....		128
APÊNDICE III .....		131

# Capítulo 1

## INTRODUÇÃO

### 1.1. MOTIVAÇÃO DO TRABALHO

A energia nuclear apresentou um crescimento da sua participação na matriz energética mundial, saltando de 0,9 % para 4,4 % entre os anos de 1973 e 2014 (IEA, 2014a; BP, 2015a). Especificamente para produção de eletricidade, ela representou no ano de 2014, 11 % na produção de eletricidade a nível mundial (BP, 2015b). A produção de eletricidade é o setor que apresenta maior contribuição para a emissão dos gases de efeito estufa (EPA, 2015). A energia nuclear é, entre as fontes não-renováveis, a que apresenta o menor índice de emissão ao longo do seu ciclo de vida (WNA, 2011), neste contexto é apontada como uma fonte de energia estratégica, para o combate do aquecimento global. De acordo com OECD/NEA/IEA (2015) considerando um cenário de limitação de elevação da temperatura em 2 °C até 2050, será necessário ampliar a capacidade instalada das usinas nucleares de 396 GW para 930 GW, o que implicará em uma participação de 17 % da energia nuclear na produção de eletricidade mundial.

Considerando os avanços da energia nuclear, suas perspectivas futuras, a predominância do uso dos reatores do tipo água pressurizada (PWR) no mundo, os aspectos ambientais, custos de geração, as eficiências das usinas nucleares; diversos são os estudos que

as cercam, buscando o aperfeiçoamento das plantas termonucleares e a maximização da eficiência. A análise energética e exérgica são ferramentas utilizadas neste processo investigativo que visa a melhoria e controle das usinas, uma vez que elas permitem quantificar as irreversibilidades associadas aos sistemas e equipamentos presentes nas usinas e identificar as contribuições de cada sistema sobre a geração total da usina.

Estudos exérgicos e energéticos em usina nucleares são encontrados na literatura. Rosen e Scott (1986) analisaram plantas nucleares com um reator de água pesada do tipo Canada Deuterium Uranium (CANDU) sobre seus aspectos energéticos e exérgico. Já Dunbar *et al.*, (1995), realizaram estudos exérgicos em um reator tipo água fervente (BWR). Lior (1997) analisou a exérgia da planta PWR em condição de operação normal, e simulou esta mesma planta com adição de um superaquecedor. Durmayaz e Yavuz (2001) desenvolveram estudos similares a Rosen e Scott (1986), porém em uma usina nuclear com reatores do tipo PWR. As peculiaridades de cada planta nuclear fazem com que elas tenham sistemas com maiores ou menores percentuais de irreversibilidade.

Assim, neste trabalho é apresentada uma análise energética e exérgica na planta da usina de Angra 2, em operação na Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto, localizada no município de Angra dos Reis, no estado do Rio de Janeiro. Vale destacar que as análises realizadas no trabalho são limitadas a análise do ciclo secundário da planta, tomando como ponto de partida os dados termodinâmicos associados aos fluxos que entram no gerador de vapor e que saem do mesmo. Os balanços energéticos e exérgicos associado ao reator nuclear não serão realizadas, visto que envolve física nuclear, assunto não abordado neste trabalho.

Os resultados encontrados serão comparados com resultados apresentados na literatura realizados por Rosen e Scott (1986) e Durmayaz e Yavuz (2001). Apesar dos trabalhos realizados por Rosen e Scott (1986) serem em uma planta com reator CANDU, o diagrama da planta de uma usina que opera com este tipo de reator é análogo a uma planta que opera com um reator PWR. Tendo em vista que o trabalho desenvolvido não considerou a análise do reator nuclear, os demais equipamentos apresentam resultados similares entre si, e por isso os resultados de Rosen e Scott (1986) foram considerados para fins comparativos na análise dos resultados.

Além do estudo da planta será feita uma avaliação especificamente no conjunto turbina de baixa pressão e condensador, visando quantificar a influência da temperatura da água de resfriamento na usina e a potência gerada.

## 1.2. OBJETIVOS DO PRESENTE TRABALHO

Neste trabalho será realizada uma análise energética e exergética em uma usina nuclear com reator PWR. Visando obter:

- As eficiências energética e exergética dos vários equipamentos da usina;
- As irreversibilidades dos equipamentos;
- Frações da irreversibilidade total;
- Porcentagens das irreversibilidades geradas.

Esta análise tem como objetivo verificar a possibilidade de redução da geração de irreversibilidades nesses equipamentos e a consequente melhoria da eficiência do equipamento e da eficiência global da usina termelétrica nuclear.

Já as análises feitas na turbina de baixa pressão e condensador propõe verificar a influência da temperatura da água de resfriamento na usina na potência gerada, além de avaliar a relação com outros parâmetros como:

- Variação da pressão interna do condensador;
- Variação da potência gerada;
- Comparação dos dados reais de operação com os resultados encontrados;
- Eficiência energética e exergética para a turbina de baixa pressão;
- As irreversibilidades da turbina de baixa pressão e condensador.

## 1.3. CONTRIBUIÇÕES DO PRESENTE TRABALHO

A análise energética e exergética da planta de sistema térmico traz grandes contribuições para a usina analisada, visto que permite quantificar e identificar as perdas

localizadas dos diversos equipamentos presentes na usina, de modo a direcionar as ações de melhoria da eficiência global da usina.

O estudo da influência da temperatura da água de resfriamento sobre a potência gerada propicia uma melhor operação da usina para diferentes condições ambientais.

## **1.4. DESENVOLVIMENTO DO PRESENTE TRABALHO**

O Capítulo 1 apresenta em linhas gerais o trabalho desenvolvido.

O panorama e as perspectivas mundiais da energia nuclear, reatores existentes, dispersão geográfica, impactos econômicos pela geração da energia nuclear é apresentado no Capítulo 2. É exposto ainda um detalhamento dos reatores PWR, origem, geração dos reatores, principais modelos e fabricantes mundiais, características físicas, principais aspectos positivos e as limitações associadas a tecnologia.

No Capítulo 3 apresenta uma visão geral dos circuitos primário, secundário e terciário de uma usina que opera com reator PWR, ressaltando as características dos equipamentos presentes nestes circuitos.

A fundamentação teórica da análise energética e exergética é apresentada no Capítulo 4. São descritos neste Capítulo as equações utilizadas para os cálculos das eficiências energéticas e exergéticas nos diversos equipamentos, a realização dos balanços de energia e exergia, juntamente com determinação das irreversibilidades dos equipamentos. Serão apresentados os detalhes do balanço de massa e energia a ser aplicado nos equipamentos e também a metodologia utilizada para avaliar a influência da temperatura da água de resfriamento na potência elétrica produzida.

O Capítulo 5 contém uma revisão bibliográfica dos principais trabalhos apresentados na literatura que realizaram análise energética e exergética em plantas nucleares, a fim de compreender quais os equipamentos apresentam as maiores eficiência e irreversibilidades e compreender as principais causas associadas as irreversibilidades.

No Capítulo 6 apresenta detalhes da Unidade 2 da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto, conhecida como Angra 2. A escolha da usina está associada ao fato dela ser uma usina nuclear que opera com um reator PWR e ter disponível uma quantidade significativa de dados termodinâmicos associado ao seu ciclo, apresentados por Lapa (2005) e por Nascimento e Lora

(2004). Ao longo do capítulo serão apresentadas algumas informações gerais da usina, tais como histórico, localização, fator de disponibilidade e eficiência. Posteriormente serão descritos os detalhes técnicos associados aos equipamentos, enfatizando em seus dados termodinâmicos. Neste capítulo também é disponibilizado um diagrama simplificado da planta, com os seus principais fluxos indicados, juntamente com a apresentação das principais considerações adotadas e simplificações realizadas para a análise da planta.

Os resultados referentes a análise energética e exérgica, aplicada ao estudo de caso, estão disponibilizados no Capítulo 7, sendo apresentados os resultados referentes a energia e exérgia obtida para cada fluxo da planta, eficiências energéticas e exérgica dos equipamentos, irreversibilidade dos mesmos. Os resultados encontrados para a planta de Angra 2 foram comparados com trabalhos realizados por Rosen e Scott (1986), Durmayaz e Yavuz (2001). Os resultados foram apresentados ainda pelos diagramas de Sankey e Grassmann. São apresentados também as principais considerações e os resultados associados a análise energética e exérgica realizada no conjunto turbina de baixa pressão e condensador, a fim para avaliar a influência da temperatura da água de resfriamento sobre a potência gerada.

No Capítulo 8 são apresentadas as conclusões do trabalho desenvolvido.

As referências bibliográficas utilizadas no trabalho são apresentadas após o Capítulo 8.

São disponibilizados em forma de Apêndices informações como: banco de dados utilizados para elaboração dos gráficos de resultados e os resultados referentes a metodologia aplicada para avaliar a influência da temperatura da água de resfriamento sobre a potência gerada.

## Capítulo 2

# ENERGIA NUCLEAR

### 2.1. PANORAMA E PERSPECTIVA MUNDIAL

As usinas nucleares passaram por uma série de aprimoramentos ao longo dos anos, que as permitiu o domínio da tecnologia e maiores níveis de segurança. Como resultado a energia nuclear apresentou um crescimento da sua participação na matriz energética mundial saltando de 0,9 % para 4,4 % entre os anos de 1973 e 2014, como é apresentado pela Figura 2.1.

Na matriz de energia primária, a energia nuclear tem uma participação muito pequena, entretanto, os dados de produção total de energia produzida a níveis mundiais são para diversas finalidades (eletricidade, combustível, calor...), sendo que esta fonte tem como principal finalidade a produção de eletricidade em usinas termonucleares. Assim avaliando a participação da energia nuclear, especificamente para produção de eletricidade, ela representou no ano de 2014, 11 % na produção de eletricidade a nível mundial, enquanto outras fontes não renováveis como carvão, gás natural e petróleo, apresentaram 40 %, 22 % e 4 %. As energias renováveis representaram 23 % da eletricidade produzida no mundo em 2014, da qual 17 % são

provenientes de usinas hidroeléctricas e 6 % de outras fontes (solar, eólica, geotérmica...) (BP, 2015b).

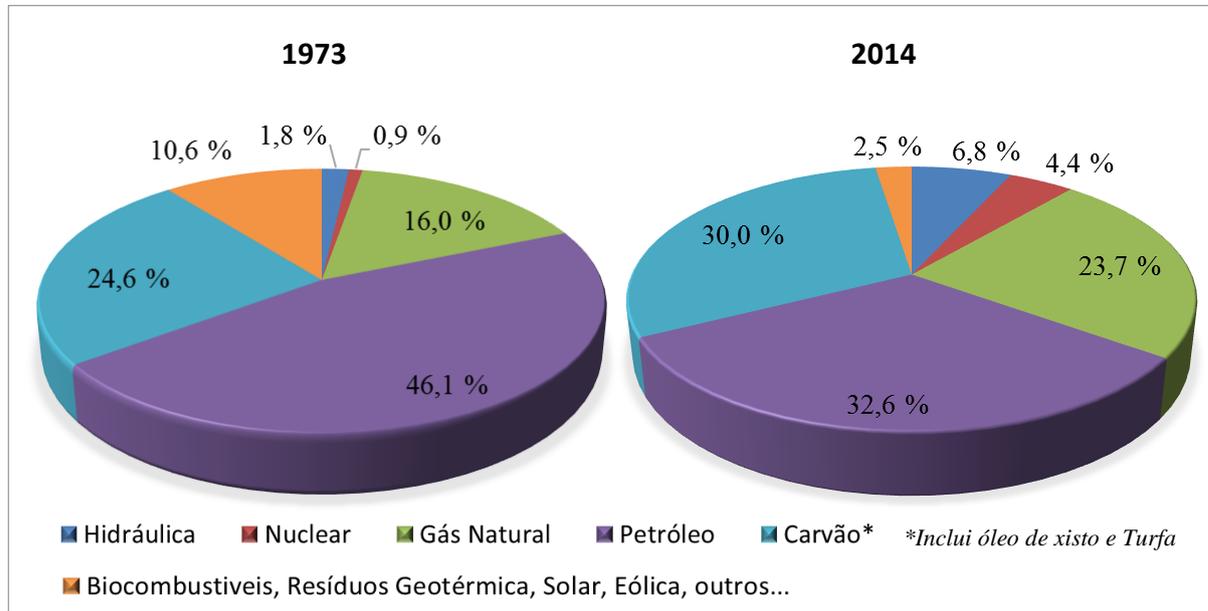


Figura 2.1 – Produção total de energia no mundo entre 1973 e 2014 por tipo de fonte

Fonte: Adaptado de IEA (2014) e BP (2015a).

De acordo com SCHNEIDER, *et al.*, (2015) a produção de eletricidade por energia nuclear atingiu 2410 TWh, em 2014 o que representa uma queda percentual de 2,2 % em relação a 2013, de 9,4 % abaixo do pico histórico de produção que ocorreu no ano de 2006.

O setor de produção de eletricidade é o que apresenta maior contribuição para a emissão dos gases de efeito estufa (GEE), sendo responsável por 31 % do volume de gases lançados para a atmosfera, sendo que desse total 67 % estão associadas a combustíveis fósseis como carvão, gás natural e petróleo (EPA, 2015). Um levantamento realizado pela WNA (2011) apresenta na Figura 2.2 os valores mínimos, médios e máximos de dióxido de carbono equivalente por cada Gigawatt hora de eletricidade gerada, para as diversas fontes de energia ao longo do seu ciclo de vida. Sendo que a energia nuclear se destaca por apresentar o menor valor médio entre as fontes não renováveis, apresentando índices de emissões similares as fontes renováveis, colocando assim as usinas nucleares entre as fontes limpas de produção de eletricidade.

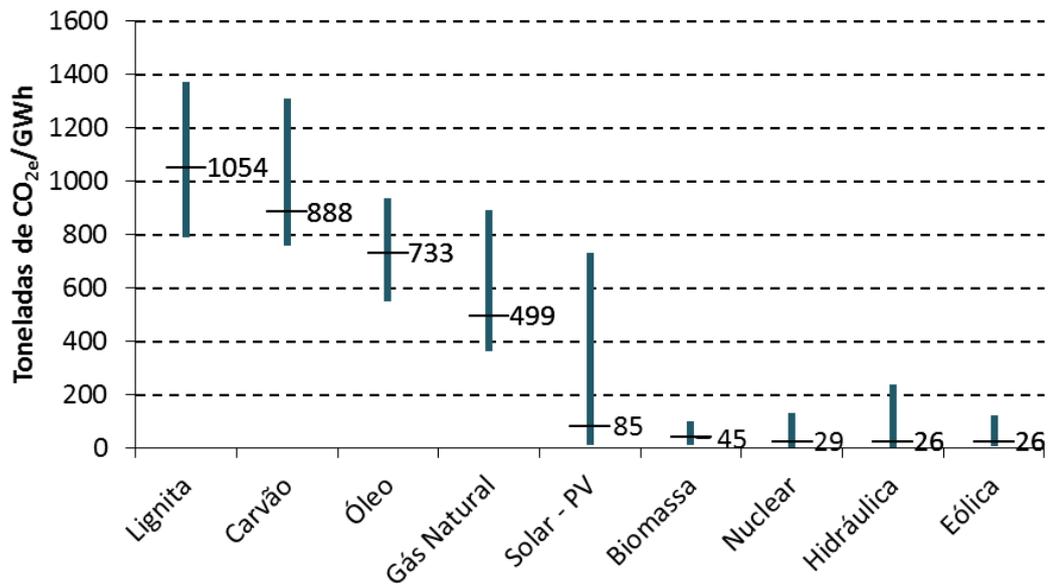


Figura 2.2 – Intensidade das Emissões de dióxido de carbono equivalente gerado ao longo do ciclo de vida para os diferentes tipos de fonte de geração.

Fonte: Adaptado de WNA (2011).

Um acordo assinado por 190 países na COP21, realizada em Paris no final do ano de 2015, prevê a necessidade da redução dos GEE a fim de limitar um aumento da temperatura média global inferior a 2 °C em relação aos níveis pré-industriais. Este acordo também reconhece a urgência de prosseguir com os esforços em limitar o aumento da temperatura a 1,5 °C (YOUNG, 2015).

Neste contexto a energia nuclear é apontada como uma fonte de energia estratégica para contribuição das reduções dos índices de emissão de GEE pelo setor de produção de eletricidade. Segundo ROSATOM (2015) atualmente a energia nuclear é responsável por uma redução nas emissões de dióxido de carbono estimadas em 3,4 bilhões de toneladas anualmente a níveis mundiais. De acordo com OECD/NEA/IEA (2015) considerando um cenário de limitação de elevação da temperatura em 2°C até 2050, será necessário ampliar a capacidade instalada das usinas nucleares de 396 GW para 930 GW, o que implicará em uma participação de 17 % da energia nuclear na produção de eletricidade mundial. É importante salientar que, em 2014, a idade média dos reatores nucleares em operação no mundo era de 28,5 anos, sendo que 146 unidades apresentam idades de 21 a 30 anos, 133 unidades apresentam idade variando de 31 a 40 anos e com mais de 40 anos já são 39 reatores (SCHNEIDER, 2015). Admitindo que a vida útil máxima para os reatores nucleares seja de 60 anos, neste contexto mais de 44 % dos reatores já estarão descomissionados em 2050 e outros 37 % em fase final da sua vida útil. Isso

implica que para atingir a meta de 17 % de geração nuclear em 2050, serão necessários fortes investimentos em toda a cadeia produtiva da energia nuclear.

Além de se apresentar como uma “fonte limpa”, a energia nuclear apresenta ainda outros aspectos favoráveis como: custos de operação, manutenção e combustível, abundância de reservas de combustíveis, elevados fatores de capacidade e domínio da tecnologia.

Uma usina nuclear apresenta um custo de operação, manutenção e combustível bem inferior a outras fontes não renováveis como apresentado na Figura 2.3, além de estar menos vulnerável aos preços do mercado internacional, como ocorre com o petróleo e gás natural.

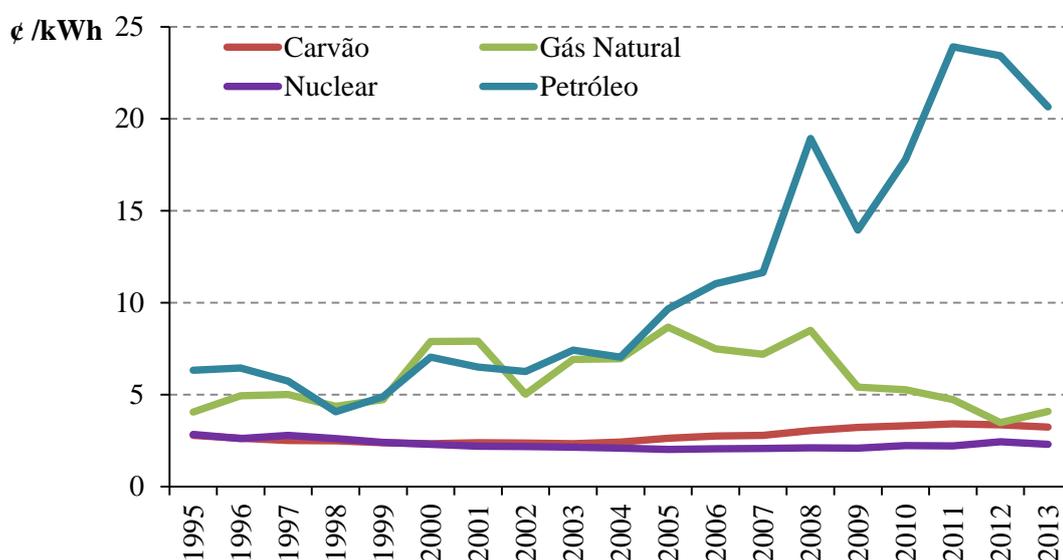


Figura 2.3 – Histórico de Custo total da Produção de eletricidade para usinas térmicas que operam com diferentes tipos de combustíveis.

Fonte: Modificado de NEI (2014).

Vale salientar que as expectativas de crescimento das reservas recuperáveis de combustível nuclear até 2050, tendem a contribuir positivamente no preço dos combustíveis nucleares. As reservas mundiais de energia tecnicamente recuperável em 2050 são estimadas em 455 bilhões de toneladas equivalentes de óleo por ano, sendo que 27,8 % são referentes as fontes não renováveis, destaque para a energia nuclear que admitindo apenas as reservas de urânio apresentam 20,3 % deste total. Por sua vez, as reservas a carvão, gás natural e óleo corresponde, respectivamente a 3,4 %, 2 % e 2,2 %. Dentre as fontes renováveis a energia solar representa 42,8 % dos recursos que estarão disponíveis, seguido das fontes geotérmicas com 16,3 %, as usinas eólicas onshore com 5,3 % e offshore com 3,4 %, as demais fontes como

oceanos, biomassa e hidráulica, representarão respectivamente 2,2 %, 1,9 % e 0,3 % dos recursos (BP, 2015b).

A usina nuclear tem um fator de capacidade, muito superior as demais fontes de energia, trazendo segurança ao sistema de fornecimento de energia elétrica e garantindo uma geração limpa. Segundo EIA (2015a) as usinas nucleares apresentam um fator capacidade médio mensal de 91,4 % enquanto outras fontes como carvão e gás natural em ciclo combinado, apresentam valores médios respectivamente de 60,4 % e 48,2 %.

De acordo com IAEA (2015) havia 438 reatores em operação no mundo com uma geração total de 376.216 MWe. Vale destacar que 277 (63,2 %) dos reatores em atividade são do tipo *Pressure Water Reactor* (PWR), que produzem 68,4 % da energia gerada por fontes nucleares (Figura 2.4). Há 70 reatores nucleares em processo de construção no mundo, que juntos correspondem a um total de 68.450 MWe, sendo que destes reatores 59 são PWR, e correspondem a 86,5 % de toda potência em fase de instalação. Evidenciando assim o predomínio do uso destes reatores, frente aos demais tipos desenvolvidos. De acordo com IAEA/INFCIS (2012) a expectativa é que em 2050 os reatores nucleares PWRs correspondam a 70 % da capacidade total dos reatores nucleares no mundo.

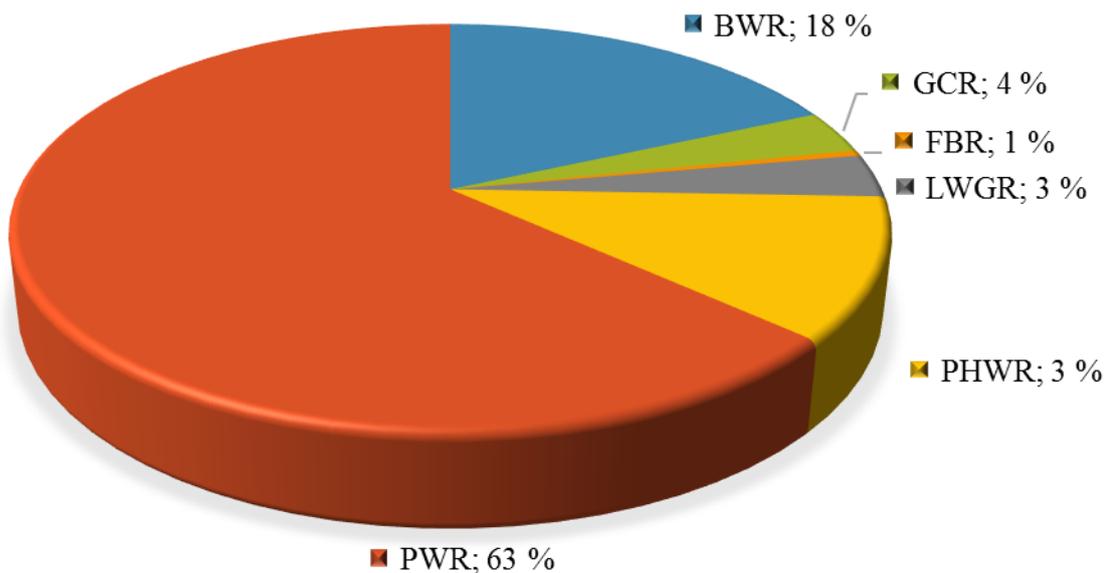


Figura 2.4 – Percentual de reatores nucleares no mundo até 31 de dezembro de 2014

Fonte: Dados processados de IAEA (2015).

Em geral as usinas nucleares em operação no mundo apresentam uma eficiência média de 32 %, mas com uma dispersão grande entre suas eficiências que variam entre 17 % a 39 % dependendo do modelo de reator e ciclo que a usina opera. Sendo apresentados pela Figura 2.5 os valores reais de eficiência média, mínimas e máximas por tipo de reator nuclear em operação no mundo. Vale ressaltar que as usinas em operação que apresentam as menores eficiências são usinas antigas projetadas entre as décadas de 60 e 70 ainda das primeiras gerações de reatores, destaque para a usina de Bilibino (1, 2, 3 e 4) localizadas na Rússia com reator do tipo Light Water Graphite Reactor (LWGR) modelo EGP-6 com eficiência de 17 %. Dentre as usinas com maiores eficiências estão as apresentam reatores do tipo Gas-Cooled Reactor (GCR), destaques para usinas de Hartlepool (unidades: A-1 e A-2) e Heysham (unidades: A-1, A-2, B-1 e B-2) todas localizadas no Reino Unido e com eficiências entre 38,3 % e 39,7 % (IAEA, 2014).

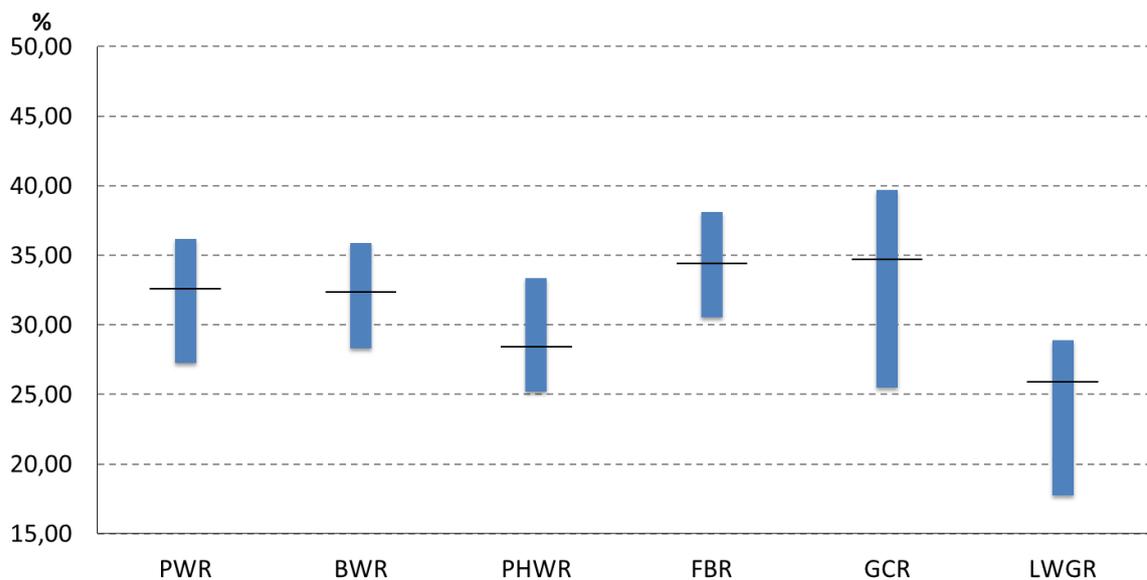


Figura 2.5 – Eficiência real das usinas nucleares em operação por tipo de reator

Fonte: Dados processados de IAEA (2014).

Já os reatores nucleares avançados tendem a apresentar uma eficiência média de 35,6 %, com valores variando entre 23 % a 47 %. Apesar de apresentarem uma maior eficiência, grande parte destes reatores ainda estão em fase de desenvolvimento, sendo que dos 60 modelos classificados como reatores avançados apenas 7 estão em fase de construção e 3 em operação (IAEA/ARIS, 2013). São mostrados na Figura 2.6 os valores estimados de eficiência média, mínimas e máximas por tipo de reator avançado.

Apesar das baixas eficiências o predomínio da tecnologia dos reatores PWR no mundo, está associado ao domínio da sua tecnologia e principalmente pelas características de segurança intrínsecas ao seu projeto. Alguns países como França, Eslováquia, Hungria, África do Sul, Armênia, Brasil, Bulgária, Eslovênia, Holanda, Iran e República Checa tem 100 % dos seus reatores nucleares em operação do tipo PWR (IAEA, 2015).

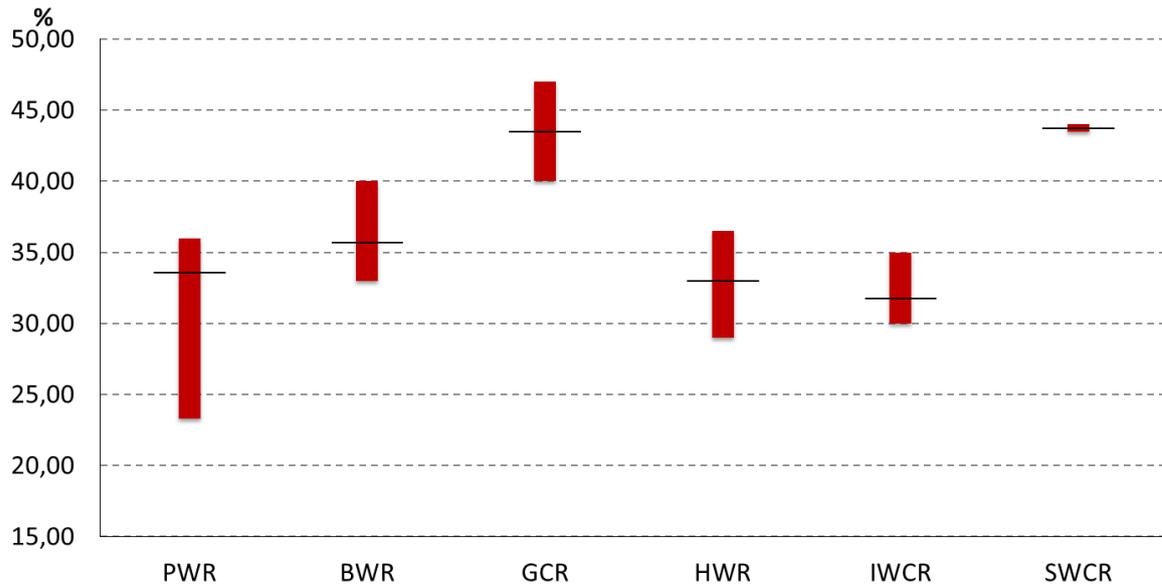


Figura 2.6 – Estimativa da eficiência das usinas nucleares com reatores avançados

Fonte: Dados processados de IAEA/ARIS (2013).

Na matriz energética de alguns países a utilização de energia nuclear é predominante para fins de geração de eletricidade, com participação superior a 50 % como pode ser observado na Figura 2.7.

Destaque para a França com mais de 76 % de sua matriz composta por fonte nuclear, com uma produção anual no ano de 2014 de 418 TWh, o que a coloca como a segunda maior produtora de eletricidade a nível mundial por esta fonte, atrás apenas dos Estados Unidos que produziu 798,6 TWh no ano de 2014, que corresponde a 35,6 % de toda eletricidade produzida por energia nuclear no mundo. É apresentado na Figura 2.8 a participação percentual da energia nuclear para a geração de energia elétrica em diversos países (IAEA, 2015).

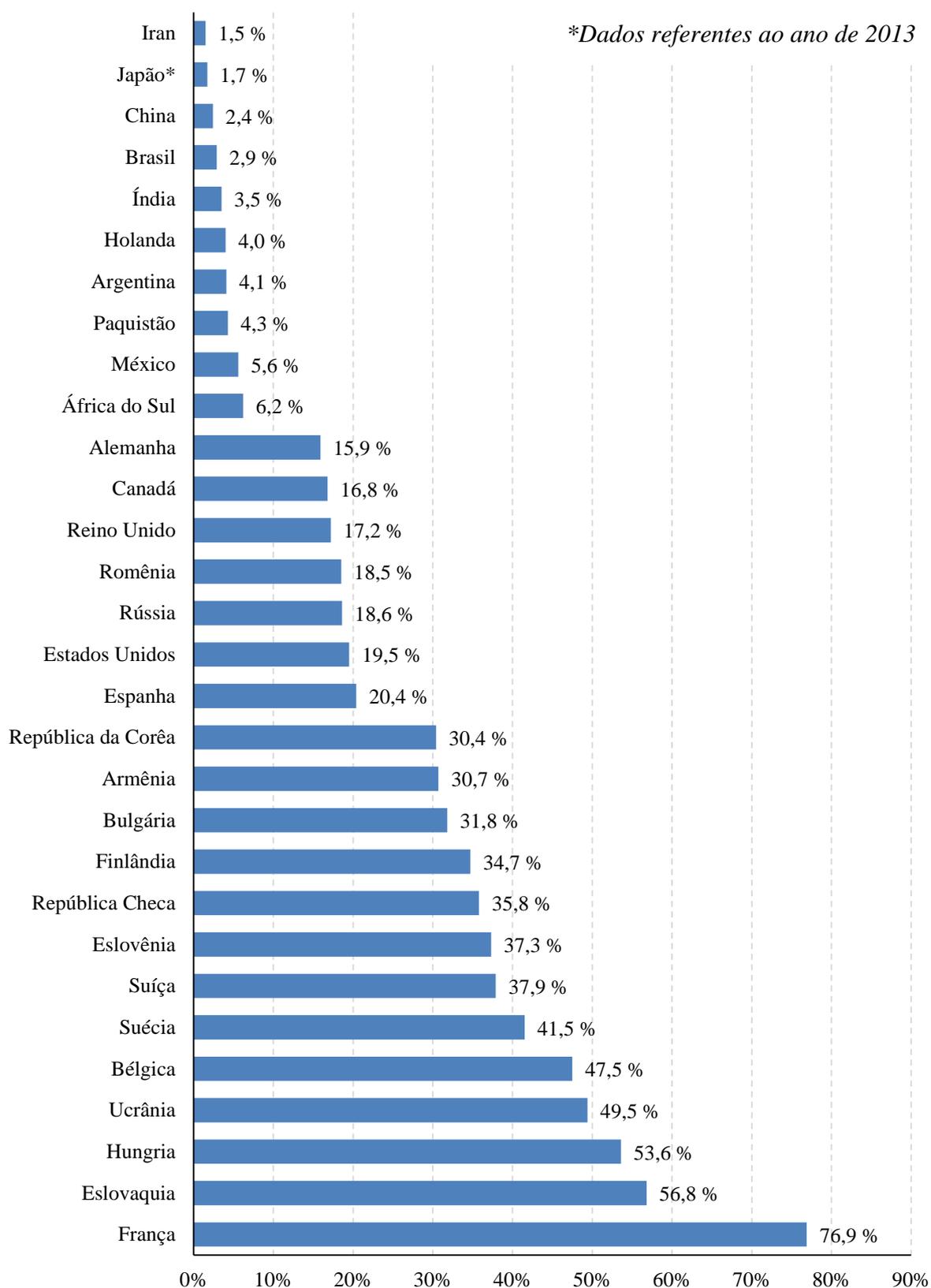
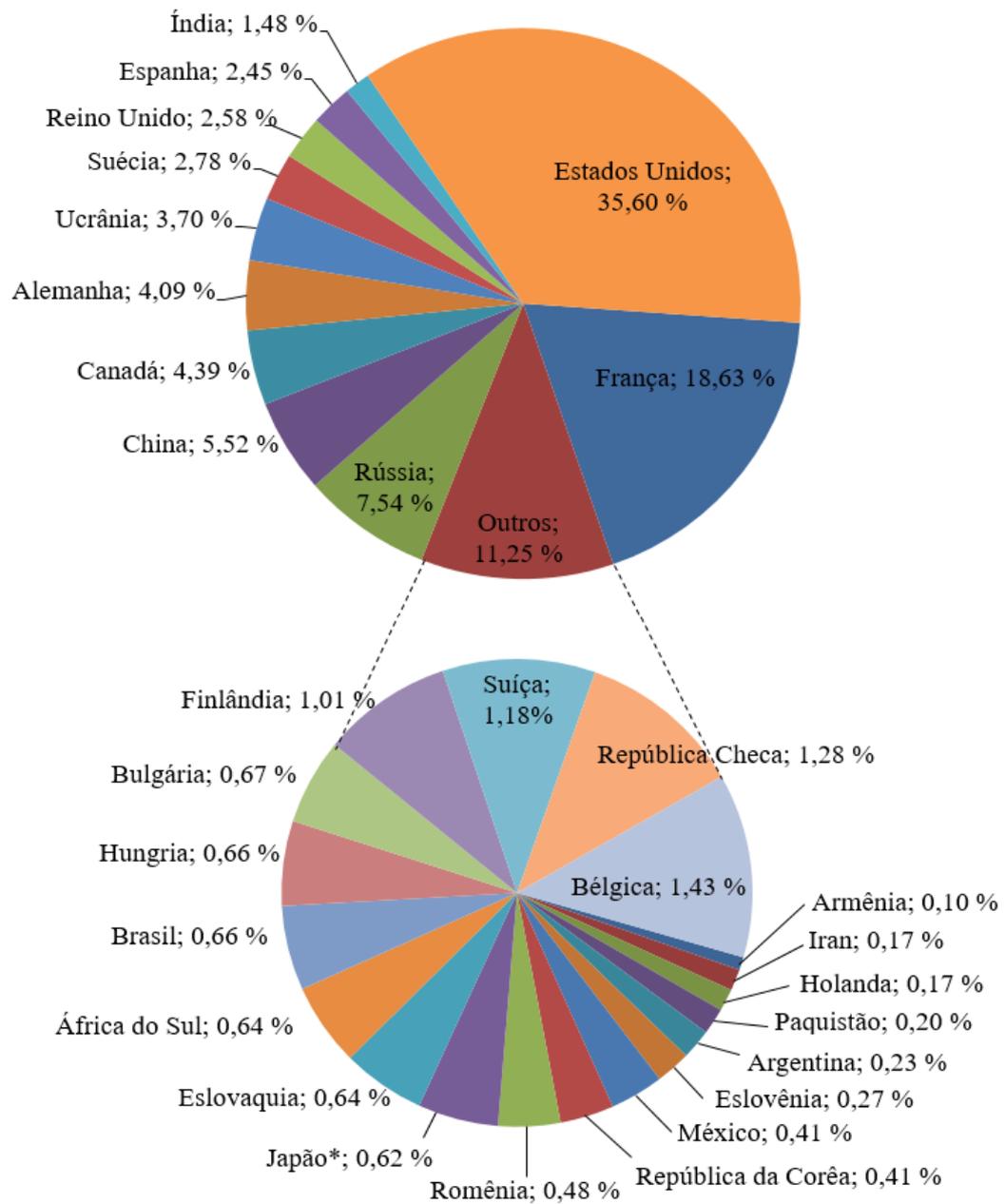


Figura 2.7 – Participação da energia nuclear na matriz energética dos países

Fonte: Dados processados de IAEA (2015).



*\*Dados referentes ao ano de 2013.*

Figura 2.8 – Produção total de eletricidade por fonte nuclear por países em 2014

Fonte: Dados processado de IAEA (2015).

O uso da energia nuclear possui maior concentração na Europa, Estados Unidos, Região Oeste da Rússia e Leste Asiático. Na Figura 2.9 é apresentada a distribuição geográfica dos reatores ao longo do mundo, juntamente com o número de reatores presentes em cada país e de reatores nucleares em processo de construção.

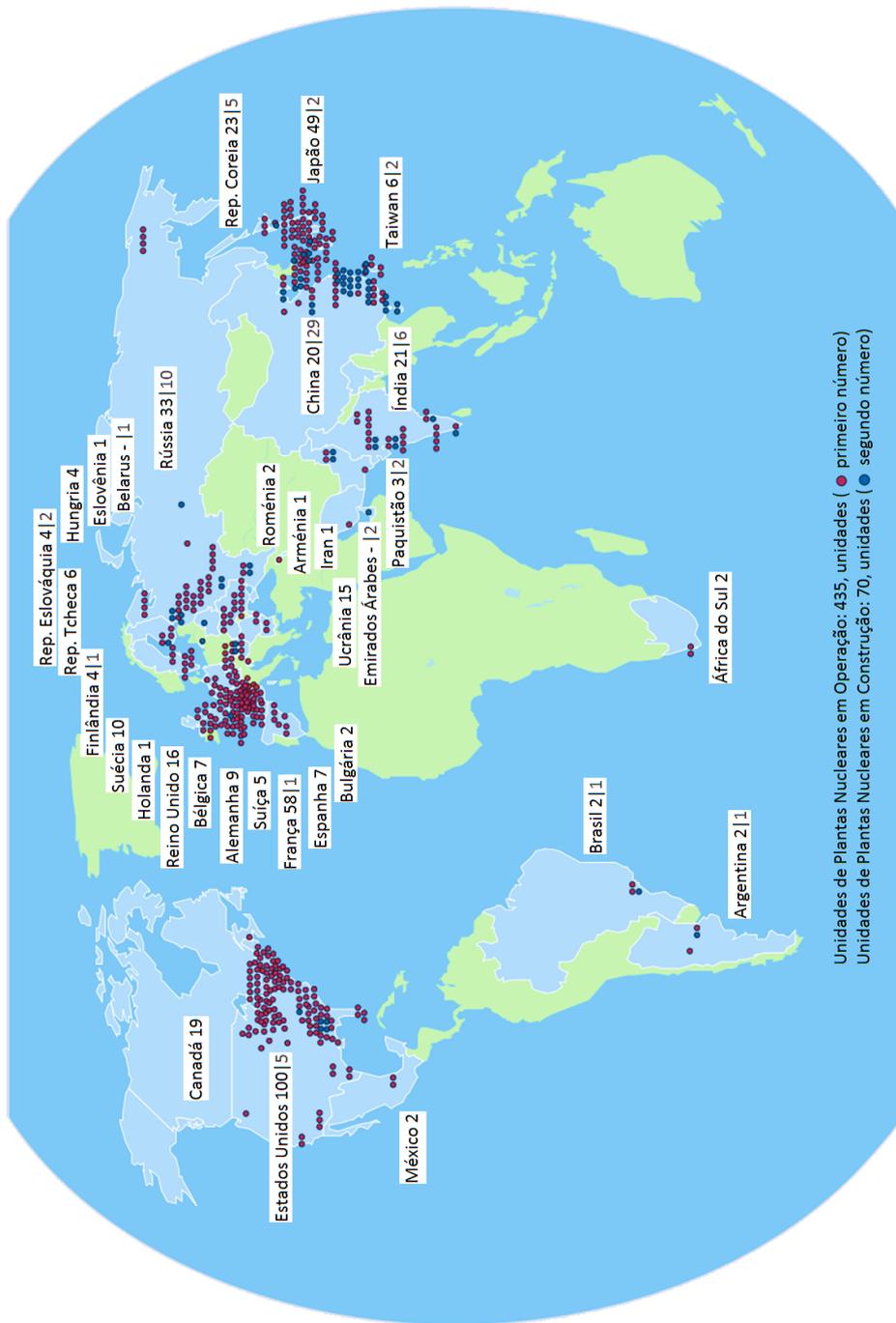


Figura 2.9 – Quantificação e distribuição geográfica mundial dos reatores

Fonte: Modificado de ATW (2014).

Dentre os países com o maior número de reatores nucleares está o Japão, com um total de 49 reatores, sendo que 50 % desses reatores são do tipo PWR. Entretanto, em dezembro de 2013, apenas 1,7 % da sua geração de energia elétrica foi realizada em usinas nucleares, pois houve uma parada técnica destas usinas do país (IAEA, 2015). Já entre os anos de 2014 e 2015 a participação desta fonte na geração de eletricidade foi em torno de 1 %, mas com expectativas de participação de aproximadamente 7 % para o ano 2016 (IKARII, *et al.*, 2015). Tal medida de segurança foi adotada pelo governo após o acidente nuclear de Fukushima que ocorreu em 2011. Entretanto, para suprir a demanda energética do país, o Japão acionou usinas térmicas a

óleo combustível, carvão e gás natural, o que representou para o país, entre 2011 e 2014, um custo acumulado de \$ 210 bilhões de dólares (EIA, 2015b). Perspectivas para o ano de 2016 apontam para quatro cenários energéticos se as usinas nucleares voltarem a operar. No cenário menos favorável, a geração de eletricidade por fontes nucleares no Japão corresponderá a 15,3 TWh, tendo como consequência um custo de geração de 3,3 (JPY<sup>1</sup>/kWh) o que implica em um déficit no balanço comercial japonês igual a \$ 76,4 bilhões de dólares. No cenário mais favorável a geração de eletricidade por fontes nucleares no Japão será correspondente a 165,9 TWh, tendo como consequência um custo de geração de 1,6 (JPY/kWh) o que implica em um déficit no balanço comercial japonês igual a \$ 65,6 bilhões de dólares (IKARII, *et al.*, 2015).

A China com a maior demanda de energia no mundo tem apenas 2,2 % da sua geração de eletricidade por fontes nuclear. O processo de “descarbonização” da matriz de energia chinesa passa por massivos investimentos em energias renováveis como hidráulica e eólica, porém são fontes vulneráveis às mudanças climáticas e com baixos fatores de capacidade, especialmente as plantas eólicas. Paralelamente estão ocorrendo investimentos em usinas nucleares, com 27 unidades em construção que resultará em uma capacidade total instalada 29 Gigawatts, que propiciará ao país uma redução nas suas emissões e segurança no fornecimento de eletricidade (WNA, 2015a; SNPTC 2013). Mas o planejamento energético chinês para os próximos anos, inclui massivos investimentos em energia nuclear, com investimentos de \$ 78 bilhões de dólares para construção de 7 reatores nucleares por ano, com previsão de atingir 88 GW instalados até final de 2020, e 110 reatores até 2030, com a meta é atingir 250 GW instalados até 2050, o que representaria um quarto de toda a energia nuclear mundial. No total estima-se que o governo chinês deva desembolsar mais de \$ 1 trilhão de dólares com estes investimentos (TOPF, 2015). Dentre as tecnologias utilizadas adotadas pelo plano de expansão nuclear chinês está a implantação, nos próximos 10 anos, de 30 reatores PWR avançados do modelo AP1000 (STAPCZNSKI, URABE e GUO, 2015).

A Índia é a terceira maior demanda de energia a nível mundial. Os investimentos indianos em usinas nucleares se voltam principalmente para desenvolvimento de combustíveis nucleares a base de tório, a fim de explorar suas abundantes reservas deste mineral. Há uma perspectiva que em 2020 a Índia tenha 14200 MWe instalados e em 2050 que 20 % do seu fornecimento de energia elétrica seja de fontes nucleares (WNA, 2015b).

---

<sup>1</sup> JYP é o Iene Japonês, que é a moeda japonesa e corresponde a aproximadamente 0,008302 US\$.

A Coreia do Sul começou o seu desenvolvimento em energia nuclear na década de 50. Iniciou a construção do seu primeiro reator nuclear na década de 70, período que também começou a desenvolver seu programa de armas nucleares, mas pressões internacionais levou ao abandono deste programa em 1975, ano em que o país assinou o Tratado de Não-Proliferação de Armas Nucleares (JAMES MARTIN CENTER, 2015). Atualmente apresenta um terço da sua eletricidade gerada por 24 reatores nucleares em funcionamento. Tem como meta atingir uma capacidade de geração nuclear de 37 GWe em 2029, o que significa aumentar em 70% sua capacidade de produção de eletricidade por esta fonte nuclear (WNA, 2015c). Apresenta-se a nível mundial, como uma grande exportadora de tecnologia. Em 2010 o governo anunciou que planejava exportar 80 reatores nucleares até 2030, o que movimentaria US\$ 400 bilhões. Acordos fechados com os Emirados Árabes Unidos, Jordânia e Arábia Saudita somam uma movimentação de US\$ 22,173 bilhões. Sendo que o país ainda tem forte interesse em estabelecer parcerias com a China, e também transferência de tecnologia nuclear ao Paquistão, que não é signatário do tratado de não proliferação de armas nucleares (JAMES MARTIN CENTER, 2015). O país está com planos para desenvolvimento de reatores nucleares de Geração IV, que são reatores de nêutrons rápidos refrigerados a sódio. Este desenvolvimento fruto do acordo entre o Instituto de Pesquisa de Energia Atômica da Coreia (KAERI) e do Instituto de Pesquisa de Reatores Atômicos (RIAR) pertencente a companhia de energia atômica russa JSC Atomenergoprom (KAERI, 2015).

A Rússia com 33 reatores em operação e 10 em construção é o quarto país, a nível mundial com o maior número de reatores. Apresenta uma capacidade instalada de 25277 MW, o que representa 17 % de toda energia no país (ROSATOM, 2015). Em um cenário otimista prevê uma expansão de 90 GWe na sua capacidade nuclear até 2050 (WNA, 2015d). Hoje é a líder mundial no desenvolvimento da tecnologia dos reatores de nêutrons rápidos, e vem investindo fortemente nesta tecnologia pois tem como objetivo o reprocessamento de combustível nuclear, equilibrando assim o uso de combustível entre os reatores de nêutrons rápidos e térmico. Nesta linha de desenvolvimento estão os reatores de Geração IV refrigerados a chumbo e sódio, e também reatores que operem com combustível MOX e nitretos (WNA, 2015d). Outra linha de desenvolvimento russa é em unidades de geração nuclear flutuantes, que opera com reatores nucleares do tipo PWR, que tem como principais aplicações a produção de eletricidade e calor para regiões isoladas, mas com projetos que também incluem a produção de água potável por técnicas de osmose inversa. A maior unidade de operação flutuante em desenvolvimento apresenta uma capacidade de geração de 85 MWe e 120.000 metros cúbico

por dia de água potável. A menor unidade apresenta uma capacidade 12-18 MWe mais de 40.000 metros cubico por dia de água potável (WNA, 2015d).

Os Estados Unidos é líder mundial em número de reatores nucleares em operação (100 unidades) e 5 unidades em construção, sendo o maior produtor de eletricidade mundial por esta fonte. É o país que apresenta a idade média de operação mais alta do mundo dos reatores nucleares (35,6 anos), sendo que 31 estão com idades entre 31 a 40 anos e 33 reatores já estão com idades superiores a 40 anos de operação (SCHNEIDER, *et al.*, 2015). Cerca de 74 usinas já apresentaram pedidos para prorrogarem o seu prazo de operação, entretanto algumas usinas estão optando por não realizar este pedido e o principal argumento dos Estados é o elevado custo associada as adaptações necessárias para prolongar a vida da usina nuclear sendo estes não compensados, visto a competitividade com a outras fontes de energia emergentes no país como é o caso da usina eólica, e gás natural (SCHNEIDER, *et al.*, 2015). De acordo com (IEA, 2014a) as usinas nucleares estão perdendo competitividade no mercado de energia devido a fatores como: os baixos preços do gás de xisto, a baixa demanda por eletricidade e os mecanismos de mercado de energia norte americano que não favorecerem fontes de energia que requer um investimento intensivo de capital. Apesar da competitividade do mercado de energia o país não abandonou seus investimentos na área de energia nuclear no Plano de Política de Energia lançado em 2005, que prevê o incentivo de implantação e subsídios para reatores avançados. Frente a esta conjuntura há uma intensificação das pesquisas no desenvolvimento de reatores avançados que podem entrar em operação nos próximos 20 anos, sendo que as principais tecnologias de reatores da geração IV em desenvolvimento estão os reatores com nêutrons térmicos, de temperatura muito alta, refrigerados a gás (*Very-High-Temperature Reactor - VHTR*), e reatores supercríticos refrigerados a água (*Supercritical Water Cooled Reactor - SWCR*), entre os reatores com nêutrons rápidos estão os refrigerados a gás (*Gas-Cooled Fast Reactor - GFR*), chumbo (*Lead-Cooled Fast Reactor - LFR*) e sódio (WNA, 2015e).

O Brasil tem duas usinas nucleares do tipo PWR (Angra 1 e Angra 2) em operação, com uma potência elétrica total líquida de aproximadamente 1990 MW e um reator PWR em construção (Angra 3) com potência elétrica de 1350 MW. No ano de 2014, apresentou uma produção de 14,46 TWh, correspondendo a 2,9 % da geração total de eletricidade no país (IAEA, 2015). Apresenta abundantes reservas de combustíveis nucleares a nível mundial, de acordo com OECD/NEA (2014). A segunda maior reserva de tório no mundo é brasileira sendo estimadas em 632 mil toneladas. O país é detentor da sétima maior reserva de urânio

recuperável, estimada em 276,1 mil toneladas (WNA, 2015f). É um dos poucos países do mundo que com domínio de todo o ciclo nuclear, e seus principais interesses no desenvolvimento nuclear está para aplicação medicinal, geração de eletricidade e aplicações militares com fins pacíficos (especificamente desenvolvimento de submarino nuclear), visto que é um dos signatários do tratado de não proliferação de armas nucleares. Os investimentos do governo em relação a energia nuclear ainda são incertos. O Plano Nacional de Energia apresentado pela EPE (2007) apontava que a energia nuclear tinha uma expectativa de ter 7347 MW instalados até 2030. Entretanto não há nenhuma ação concreta do governo na direção da implantação de novas usinas nuclear. Contudo a Eletronuclear, que é a empresa brasileira responsável pelas usinas nucleares nacionais, vem trabalhando para a construção de novas centrais, inclusive com projetos desenvolvidos, investigação de possíveis áreas de implantação, juntamente com possíveis fornecedores de equipamentos dentre eles a chinesa CNNC, a norte-americana Westinghouse e a francesa Atmea (FOLHA, 2016).

## **2.2. OS REATORES PWR**

O primeiro reator de água pressurizada (PWR) surgiu em meados da década de 50 para fins militares, especialmente para atender a necessidade de geração de energia na indústria naval. Baseado nesta tecnologia deu-se o desenvolvimento em 1957 do primeiro reator nuclear PWR. Entrou em operação na Estação de Energia Atômica Shippingport, localizada na cidade de Pittsburg, estado da Pensilvânia, nos Estados Unidos. O projeto da usina foi elaborado pela Westinghouse Electric Company e operada pela Duquesne Light Company. A usina apresentava uma capacidade de geração de 60 MWe, combustível era óxido de Urânio ( $UO_2$ ) enriquecido e foi descomissionada em 1982 (RIPPON, 1984; SCHREIBER, 2009).

Os reatores comerciais do tipo PWR surgiram na Geração II dos reatores nucleares, que ocorreu entre meados da década de 60 até aproximadamente meados da década de 90, sendo uma característica desta geração a vida útil de aproximadamente 40 anos. A grande maioria dos reatores em operação no mundo é desta geração de reatores, dentre alguns dos modelos de PWR estão CPR-1000, CNP séries, OPR-1000, VVER séries (GOLDERBERG e ROSNER, 2011).

Melhorias nos campos de segurança dos reatores nucleares, economia de combustível, aumento da vida útil das usinas nucleares fizeram com que os reatores PWR fossem aperfeiçoados, dando origem a novos modelos de reatores PWR a partir de meados da década

de 90. Os reatores PWR avançados (Geração III e III+) analogamente aos reatores PWR da Geração II, usam água leve como fluidos de moderação e refrigerantes, o ciclo termodinâmico é o ciclo de Rankine, seu combustível é urânio enriquecido consequentemente trabalha com espectro de nêutrons do tipo térmicos. Dentre as principais características destas novas plantas então: usina com maior vida útil (aproximadamente 60 anos), simplificações dos modelos tradicionais de PWR com menos tubulações, cabos, válvulas e outros, adotam ainda sistemas adicionais de segurança do tipo passivo que utilizam as forças naturais (gravidade, ar comprimido e circulação natural), apresentam também construções modulares que reduz significativamente o tempo de construção da usina (IEE, 2005). Os principais modelos dos reatores avançados PWR e suas respectivas características estão apresentados na Tabela 2.1.

A nível mundial os principais fabricantes de reatores PWR são a Westinghouse (pioneira na implantação de usinas que utiliza esta tecnologia), Babcock&Wilcox (B&W), Combustion Engineering (CE), Kraftwerk Union, Siemens, Exxon Nuclear, Mitsubishi Heavy Industries (MHI) e a AREVA que constitui grupo de várias empresas europeias dentre elas: COGEMA (AREVA NC), Framatome (AREVA NP), Technicatome (AREVA TA) (SCHREIBER, 2009).

Estruturalmente o reator PWR consiste em um vaso cilíndrico metálico com extremidades semiesféricas que abriga o núcleo do reator. Apresentam quatro bocais de entradas e dois bocais de saídas pelas suas laterais de modo a garantir a refrigeração do reator. Suas dimensões são expressivas com: diâmetro variando entre 3,3 a 4,4 metros, altura média de 12,5 metros, paredes espessas (0,213 m) com revestimento de aço inox a fim de proteger a estrutura do reator contra corrosão por bário (KITTO e STULTZ, 2005). O núcleo do vaso do reator tem flanges que permitem a união da parte superior com a parte inferior, esta região ainda tem a função de dar suporte para a montagem dos combustíveis.

O núcleo dos reatores PWR é a região onde será colocado o elemento combustível nuclear. Estes elementos são estruturas, retangulares ou hexagonais, compostas por longas varetas constituídas de pastilhas cerâmicas de Urânio enriquecido (3 a 5 % -  $U^{235}$ ), que podem atingir em seu interior temperaturas entre 1788 a 2021 °C (DUDARSTADT e HAMILTON, 1976 apud BRENNEN, 2005). Estas pastilhas são revestidas com uma liga de Zircaloy-4 composta por 98,2 % de Zircônia, 1,5 % de Estanho, 0,2 % por Ferro e 0,1 % de Cromo e apresenta seu ponto de fusão a 1850 °C (CHANG, 2003). As principais funções do revestimento do combustível são: prevenir a corrosão do combustível pelo refrigerante, retenção dos produtos de fissão resultante da quebra do núcleo do urânio durante a geração de energia, além de

acomodar a mudança de volume do combustível e também transferir calor do combustível para o refrigerante.

Modelo	Fabricação	Potência			Eficiência global (%)	Vapor			Reator			
		Térmica (MWth)	Elétrica nominal (MW)	Elétrica real (MW)		Fluxo [kg/s]	Pressão [MPa]	Temp. [°C]	Fluxo de refrigerante [kg/s]	Pressão operação [MPa]	Temp. refrigerante	
											Entrada [°C]	Saída [°C]
AP 1000	Westinghouse	3400	1200	1100	32	1889	5,76	272,8	14300	15,513	279,4	324,7
AP-600	Westinghouse	1940	-	600	31	1063	5,74	272,7	9940	15,513	279,5	315,6
APR+	Korea Hydro and Nuclear Power Company	4290	1560	1505	35,1	1218,4	7,03	286	21658	15,5	291,7	326,1
APR1000	KEPCO/KHNP	2815	1050	1000	35,5	1580	7,4	294,4	-	15,5	296	327
APR1400	KEPCO/KHNP	3983	1455	1400	35,1	1130,8	6,9	285	20991	15,5	290,6	323,9
APWR	Mitsubishi	4466	1538	-	34,4	2480	-	-	21472	15,4	289	325
ATMEA1	AREVA	3150	1200	1150	36	-	7,2	-	6889	15,5	291	326
EPR	AREVA	4590	1770	1650	36	2604	7,72	-	33978	15,5	295,2	330
FBNR	FURGS	218	72	70	33	-	-	-	1060	16	290	326
KLT-40S	OKBM	300	70	60	23,3	-	-	-	761	12,7	280	316
VBER-300	OKBM	917	325	-	33	-	-	-	4483	16,3	292	327,5
VVER-1000 (V-466B)	Gidropress	3000	1060	1011	33,7	5880	6,27	278,5	23888	15,7	291	321
VVER-1200 (V-392M)	Gidropress	3200	1170	1082	33,9	1780	6,8	283,8	23888	16,2	298,2	328,9
VVER-1200 (V-491)	Gidropress	3200	1170	1082	33,9	1780	6,8	283,8	23888	16,2	298,2	328,9
VVER-1500 (V-448)	Gidropress	4250	1560	1560	35,7	2390	7,34	289	31594	15,7	298	330
VVER-300 (V-478)	Gidropress	850	-	300	35,3	472	7	295	6314	16,2	295	325
VVER-600 (V-498)	Gidropress	1600	600	-	35	444,4	7,1	299	13861	16,2	299	325
VVER-640 (V-407)	Gidropress	1800	645	603	33,3	1000	7,06	286,4	14945	15,7	294,3	322,7

Tabela 2.1 – Características de alguns modelos de reatores nucleares PWR Avançados

Fonte: ARIS/TEA (2015)

Na Figura 2.10 é possível observar o arranjo das pastilhas de urânio enriquecido, juntamente com outros detalhes associados ao elemento combustível.

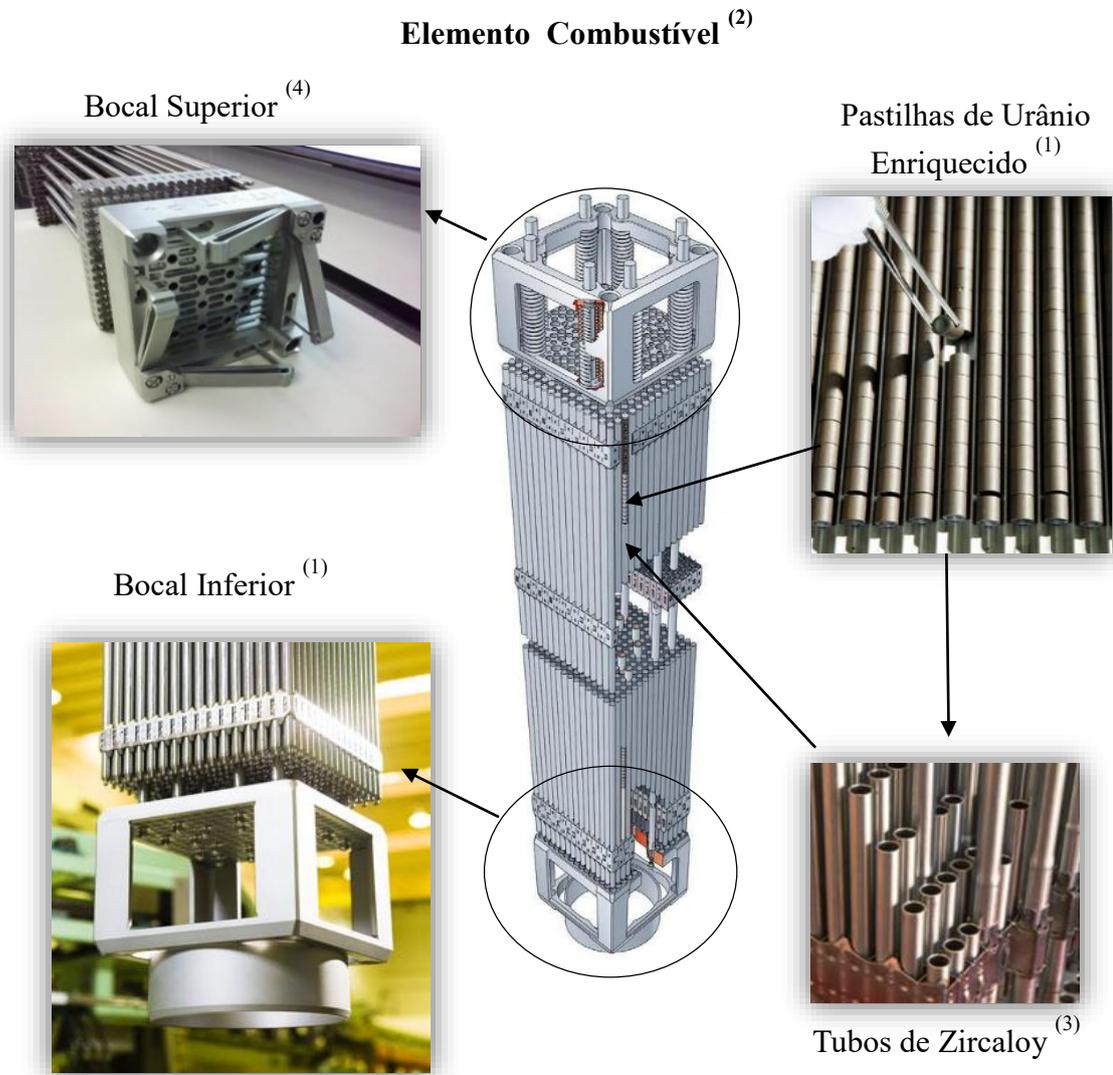


Figura 2.10 – Detalhes do elemento combustível

Fonte: Adaptado de Martins (2015)<sup>1</sup>, Carr, Wagner e Vargo (2007)<sup>2</sup>, Solei (2015)<sup>3</sup> e JW (2007)<sup>4</sup>

O sistema de controle de reação nuclear é feito com o uso de barras controladoras que são inseridas no núcleo do reator na sua parte superior, a partir de acionamento mecânico com eletroímãs. Entretanto o seu posicionamento acaba sendo um importante dispositivo de segurança, visto que em um processo de emergencial, por exemplo de falta de energia, as barras controladoras são liberadas e caem dentro do reator cessando a reação em cadeia do processo de fissão nuclear. Na Figura 2.11 é apresentado detalhes das estruturas associadas ao reator.

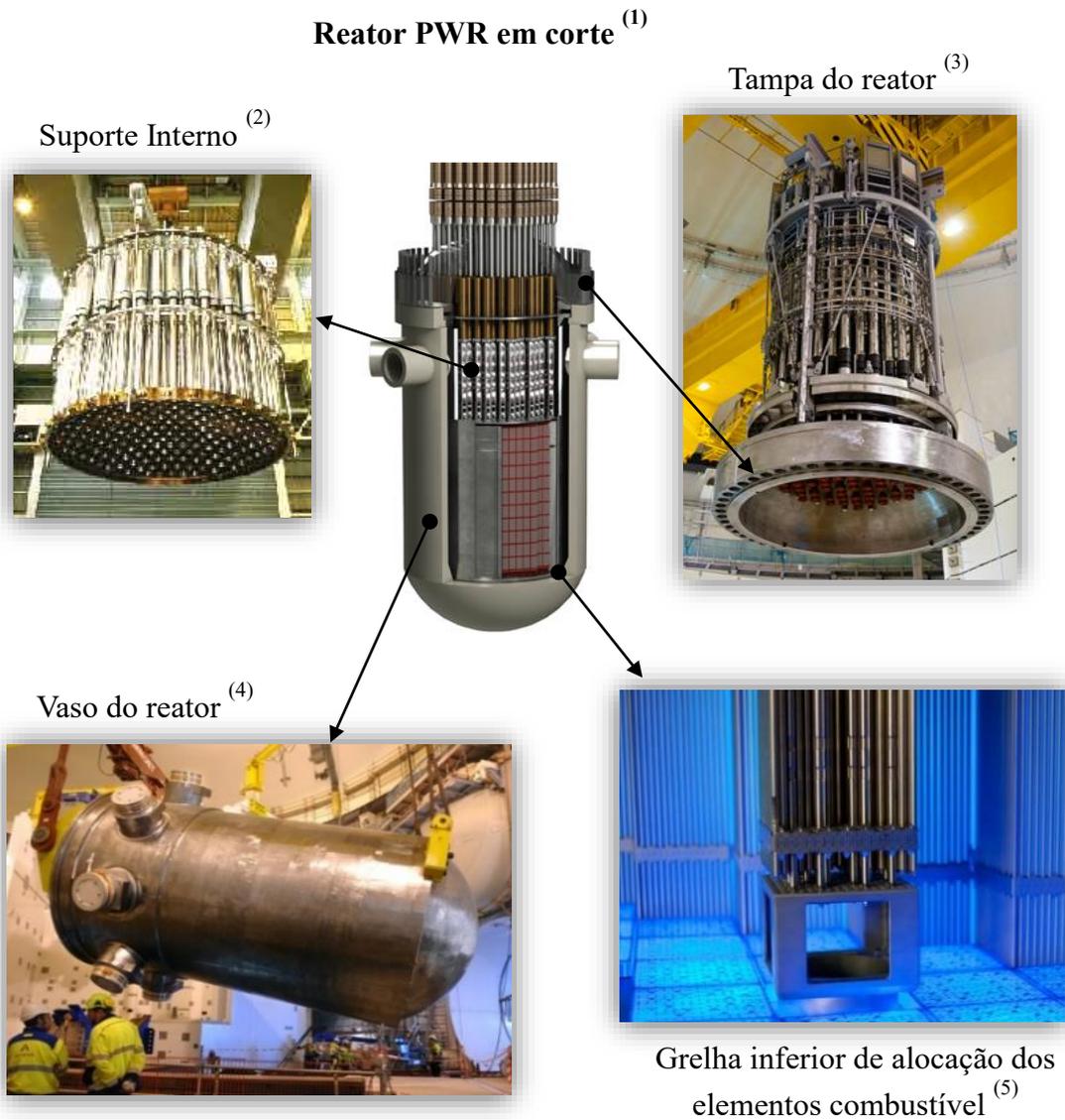


Figura 2.11 – Detalhes de um reator nuclear tipo PWR

Fonte: Adaptado de AREVA GMBH (2015)<sup>1</sup>, TOSHIBA (2015)<sup>2</sup>, TVO (2013)<sup>3</sup>, AREVA (2010)<sup>4</sup> e FINE TUBES (2015)<sup>5</sup>

Tecnicamente os reatores PWR sofrem algumas variações construtivas de acordo com o modelo do reator. É apresentado na Tabela 2.2 os principais parâmetros técnicos associados aos modelos de reatores PWR desenvolvidos pela Westinghouse.

Tabela 2.2 – Parâmetros técnicos de um reator PWR de fabricação da Westinghouse

Parâmetros		Planta com 2 Loop	Planta com 3 Loop	Planta com 4 Loop
Comprimento total do vaso montado		12,1 m	13,2 m	13,6 m
Diâmetro dentro do escudo		3,4 m	4,0 m	4,4 m
Raio do centro do reator até os bocais da face:	Interna	2,9 m	3,2 m	3,3 m
	Externa	2,8 m	3,1 m	3,1 m
Espessura de projeto do revestimento		0,56 cm	0,56 cm	0,56 cm
Espessura mínima do revestimento		0,32 cm	0,32 cm	0,32 cm
Volume Real de fluido refrigerante		71 m <sup>3</sup>	106 m <sup>3</sup>	138 m <sup>3</sup>
Pressão de Operação		160 bar	160 bar	160 bar
Pressão de Projeto		172 bar	172 bar	172 bar
Temperatura de Projeto		343 °C	343 °C	343 °C
Material do Vaso		Aço de Baixa Liga	Aço de Baixa Liga	Aço de Baixa Liga
Material de revestimento		Aço Inox	Aço Inox	Aço Inox

Fonte: Modificado de Westinghouse (2005)

### 2.2.1. Sistemas de segurança da usina PWR

As usinas com reatores PWR são dotadas de sistema segurança passivos e ativos que são inerentes ao seu projeto. De acordo com Eletronuclear (2011) o sistema de segurança apresenta alguns princípios de projeto, a fim de assegurar a alta confiabilidade dos mesmos, sendo eles:

- a) Redundância - Consiste na instalação de componente e sistema em maior número necessário para cumprir as suas funções.
- b) Diversidade - Utilização de modalidades diferentes de grandezas físicas de medida, fabricantes de equipamentos e outros.
- c) Separação Física - Isolamento físico dos sistemas de segurança a fim de evitar que falhas localizadas afetem sistemas adjacentes.
- d) Princípio de “Fail-Safe” (falha no sentido seguro) - é uma segurança adicional onde este princípio permite que falhas no sistema induzam a ações favoráveis a segurança da usina.

- e) Automação - Permite que na ocorrência de eventos anormais no processo operação e ações corretivas sejam iniciadas automaticamente, independentemente assim de ações dos operadores.

Dentre os sistemas ativos da usina que utilizam estes princípios estão:

- Desligamento rápido do Reator – ocorre com inserção natural das barras de controle no núcleo do reator, visto que as mesmas são presas por dispositivos eletromagnéticos que soltam as barras em condições de queda de energia elétrica. Ou ainda por sistemas auxiliares que propiciam a “inundação” do reator com ácido bórico capaz de desligar o mesmo.
- Sistema de Isolamento do Envoltório de Contenção – visa o isolamento da área onde pode ocorrer o vazamento de substâncias radioativas do meio ambiente. As tubulações conectadas a este envoltório são dotadas com pelo menos duas válvulas de segurança a fim de evitar qualquer tipo de vazamento radioativo para a atmosfera.
- Sistema de Emergência de resfriamento do Núcleo - Consiste em um sistema que refrigera o reator em condições de perda do fluido refrigerante, garantindo a remoção de calor residual do reator.
- Sistema de Suprimento de Água de Emergência – Em casos de emergência quando há a perda de fluido nas turbinas, este sistema permite garantir este suprimento, permitindo assim manutenção da fonte fria do sistema de refrigeração do reator.
- Sistema de suprimento de Energia elétrica de Emergência – composto por grupos de gerador diesel com partida rápida garante fornecimento de energia elétrica caso ocorram interrupção de fornecimento de energia pela rede.

Já as barreiras passivas presente na usina têm como principal finalidade a contenção da radioatividade emitida pelo processo de fissão Nuclear.

## 2.2.2. Vantagens e Limitações da Tecnologia PWR

Dentre os aspectos positivos associados aos reatores PWR estão:

- a) Restrição da radioatividade: Nestes reatores a água radioativa é restrita ao circuito primário do reator, não tendo contato direto com a água do circuito secundário, assim caso ocorra um vazamento da água radioativa do circuito primário a mesma estará contida dentro da ilha do reator, sendo este um fator de segurança associado a

usina. A restrição da radioatividade nas usinas nucleares PWR está associada a uma série de barreiras de contenção que são: Estrutura cristalina do combustível, juntamente com os revestimentos das pastilhas dos mesmos, vaso do reator que realiza a estancagem do reator, revestimento de concreto que protege esta região do reator, e finalizando com estrutura física do Prédio (esfera de aço com revestimento de concreto). É apresentado na Figura 2.12 uma representação esquemática destas barreiras de contenção de radioatividade.

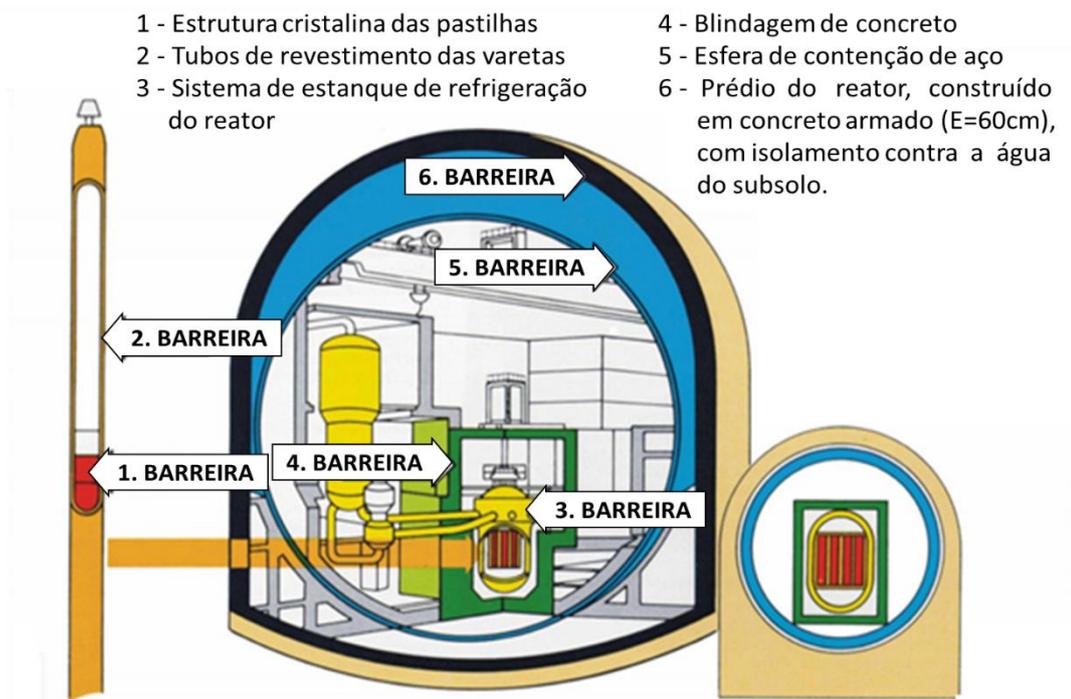


Figura 2.12 – Representação esquemática das barreiras de contenção de radioatividade

Fonte: Adaptado de Eletronuclear/Natrontec (1998)

b) Coeficiente de Reatividade Negativo de Temperatura: A quantidade de reatividade determina a população de nêutrons em um reator nuclear, conseqüentemente a potência de operação do reator em um dado momento (DOE, 1993a). A reatividade ( $\rho$ ) é função de uma série de parâmetros, como Temperatura do Combustível ( $T_F$ ) e do moderador ( $T_M$ ), potência do reator (Pot) e outros. Sendo apresentada na Equação 2.1 uma simplificação do cálculo da determinação da reatividade (CARVALHO, 2010).

$$\rho = \alpha_T^F \Delta T_F + \alpha_T^M \Delta T_M + \alpha_P \Delta Pot + \dots \quad (2.1)$$

Sendo:

$\alpha_T^F$  - Coeficiente de reatividade de temperatura do combustível

$\alpha_T^M$  - Coeficiente de reatividade de temperatura do Moderador

$\alpha_T^P$  - Coeficiente de reatividade da potência

Tendo em vista que a reatividade apresenta uma relação diretamente proporcional com o produto do coeficiente de reatividade e o parâmetro que ele se relaciona (temperatura, potência...). Os reatores PWRs apresentam na concepção de seu projeto coeficientes de reatividade negativos de temperatura, do ponto de vista físico significa que a elevação da temperatura leva uma queda da produção de nêutrons e conseqüentemente uma tendência natural do reator a entrar em uma condição de operação subcrítica (desligamento) (CARVALHO, 2010). Assim do ponto de vista de segurança é fácil a operação destes reatores visto que apresenta a característica de produzir menos energia quanto maior for a temperatura, apresentando assim maior estabilidade do reator (DOE, 1993b).

c) Barras de moderadoras acionadas com eletroímãs: nos reatores PWR as barras moderadoras que controlam a reação no núcleo do reator são introduzidas no núcleo do reator pela sua parte superior. Estas barras são presas por eletroímãs, assim em uma condição de emergência de falta de energia e que seja necessário cessar com as reações no núcleo do reator, os eletroímãs que seguram estas barras serão desligados e a barras caem por gravidade dentro do reator controlando as reações em seu núcleo.

d) Água leve utilizada como moderador: Os reatores PWR utilizam água leve como fluido moderador que implica em menores custos, que os reatores que operam com água pesada.

Porém algumas características dos reatores PWR impõe a esta tecnologia algumas limitações, sendo estas apresentadas como:

a) Pressão elevadas: As elevadas pressões de trabalho no circuito primário dos reatores PWR apresentam maiores riscos de acidentes e perda do Líquido de arrefecimento. Logo esta planta requer tubulações mais resistentes e equipamentos preparados para resistir a estes esforços como: bombas de refrigeração, geradores de vapor, vasos pressurizadores, gerando maiores custos construtivos e aumento da complexidade da usina.

- b) Corrosão por Ácido Bórico: A água de arrefecimento contém ácido bórico dissolvida nela, com a finalidade de controle da população de nêutrons. Entretanto o ácido bórico é altamente corrosivo para o aço carbono, apesar dos equipamentos serem revestidos com aço inox. Se ocorrer a danificação deste revestimento pode ocorrer ao contato direto do ácido bórico com o aço carbono e levar a redução da vida útil dos equipamentos.
- c) Radioatividade e Aço fundido: O fluxo de neutros das reações nucleares quando atravessa o aço fundido altera suas propriedades o tornando mais dúctil. Podendo inclusive atingir valores de limites associados às normas de caldeiras e vasos de pressão, assim reduzindo a vida útil dos equipamentos.
- d) Custo do combustível: os reatores PWR trabalham como urânio enriquecido, assim tem os custos produção elevado em decorrência deste processamento do seu combustível.

## Capítulo 3

### CIRCUITOS DE UMA USINA PWR

#### 3.1. CIRCUITO PRIMÁRIO

Neste circuito é onde ocorre o processo de aquecimento do fluído moderador a partir da energia liberada do processo de fissão nuclear. Este fluído por sua vez é bombeado para tubulações em formato de “U” invertido presente dentro dos geradores de vapor, onde trocará calor com um segundo fluído de trabalho e retornará para o reator nuclear para reiniciar o processo. A bomba do reator nuclear tem a função apenas fazer a circulação de fluido no circuito primário, sendo o pressurizador o responsável por manter a pressão no sistema (WESTHINGHOUSE, 2005; SCHREIBER, 2009; LILLINGTON, 2004).

É apresentado na Figura 3.1 um sistema de geração de vapor do circuito primário interligado a dois geradores de vapor.

Os equipamentos deste circuito ficam localizados dentro de grandes construções de aço e concreto denominada Ilha do reator. Neste local está contida a radiatividade relativa aos combustíveis nucleares, que apresentam uma série sistemas de segurança, outros equipamentos, e também piscinas onde são armazenados os combustíveis utilizados.

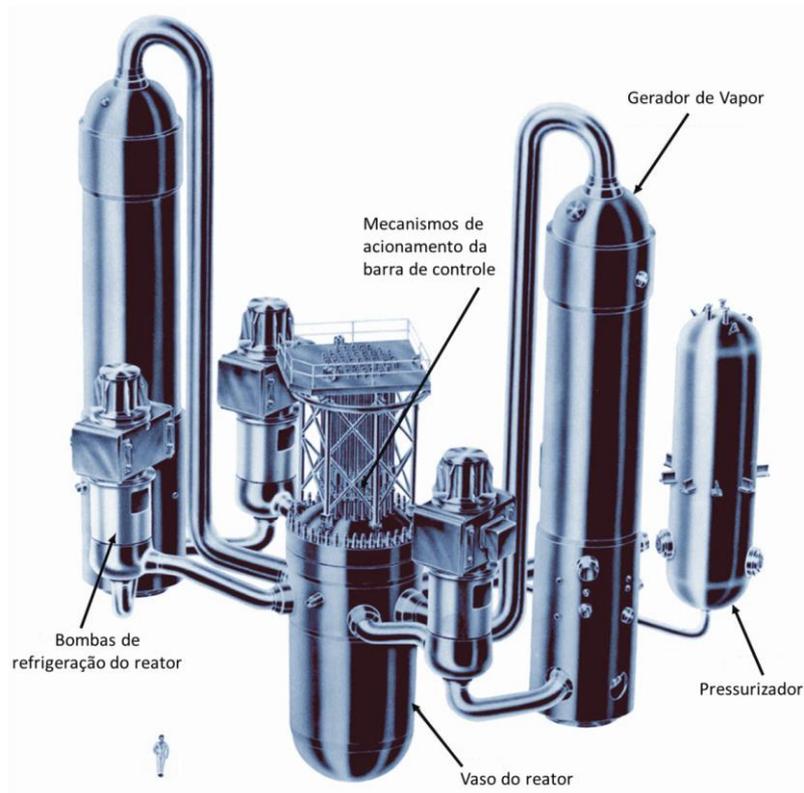


Figura 3.1 – Sistema de geração de vapor da B&W

Fonte: Modificado de Kitto e Stultz (2005)

## 3.2. CIRCUITO SECUNDÁRIO

O circuito secundário é constituído basicamente por três conjuntos: o primeiro é o conjunto de Produção de Energia composto por turbinas de alta e baixa pressão juntamente com o gerador, reaquecedores, desumidificador, seguido pelo conjunto do condensador e o conjunto dos aquecedores que engloba as bombas de circulação, aquecedores de baixa e alta pressão e os desaeradores. Consiste em um ciclo onde o vapor produzido no gerador de vapor é conduzido para a turbina de alta pressão (HP) e para a turbina de baixa pressão (LP) para fazer as conversões de energia térmica em mecânica, na turbina, e mecânica em elétrica, no gerador. Após as turbinas estão os condensadores, responsáveis pela condensação deste vapor até que o mesmo atinja completamente o estado líquido. Sendo bombeado para uma série de aquecedores e posteriormente enviado ao gerador de vapor onde o ciclo será reiniciado.

É apresentado na Figura 3.2 um modelo ilustrativo da planta que opera com reator PWR.

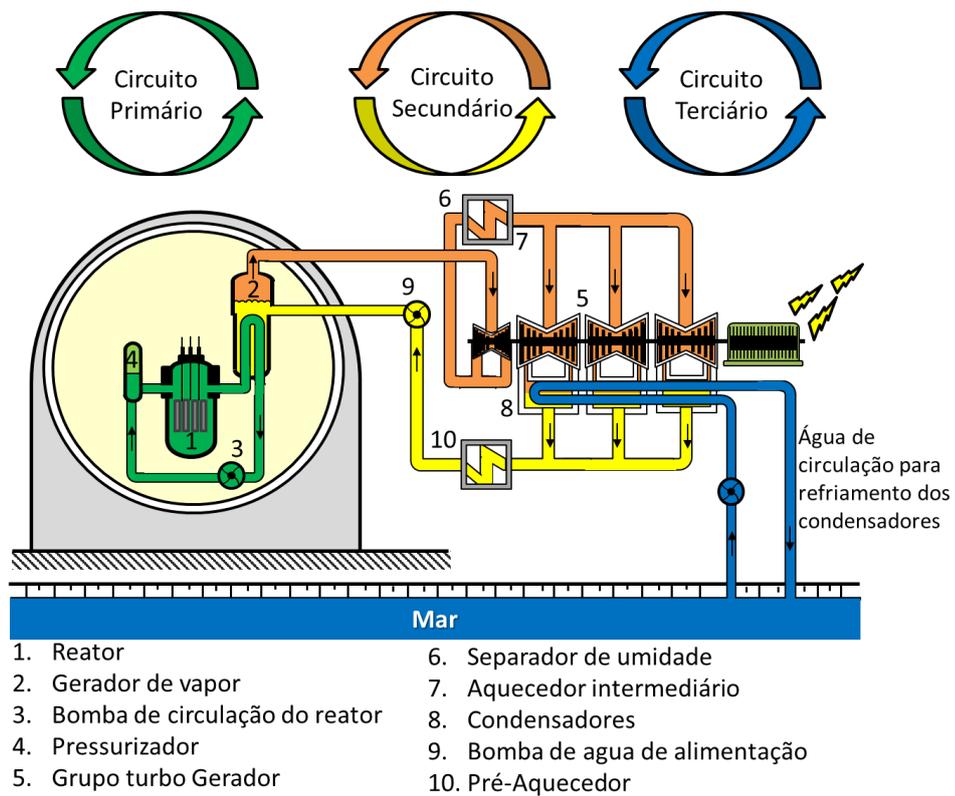


Figura 3.2 – Modelo ilustrativo dos circuitos de uma usina PWR

Fonte: Modificado de Eletronuclear (2005)

Por sua vez na Figura 3.3 é apresentado um arranjo típico do conjunto de produção de energia, juntamente com o condensador.

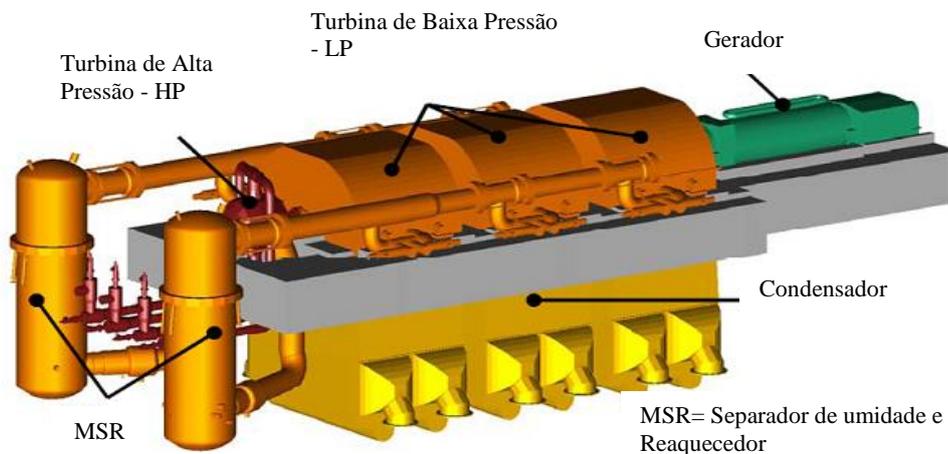


Figura 3.3 – Arranjo típico do conjunto de turbinas e condensador, contendo separador de umidade e reaquecedor vertical

Fonte: Modificado de Struken, Bernstrauch e Kloster (2010)

### 3.2.1. Turbinas Nucleares

As turbinas a vapor utilizadas em usinas termonucleares, também conhecidas como turbinas de vapor úmido ou turbina nuclear, apresentam condições de operação diferente das turbinas a vapor das termoelétricas convencionais que operam com combustíveis fósseis (HITACHI, 2006). As primeiras operam com vapor saturado, com menores valores de pressão e temperatura, o que resulta em maior volume específico, exigindo assim equipamentos com maiores dimensões. Em contrapartida as turbinas a vapor das termoelétricas convencionais operam com vapor superaquecido, maiores pressões e temperatura, consequentemente menor volume específico o que implica em equipamentos menores.

É apresentada na Figura 3.4 o comportamento típico do vapor nas turbinas nucleares e turbinas das usinas fósseis em relação aos seus respectivos valores de entalpia e entropia.

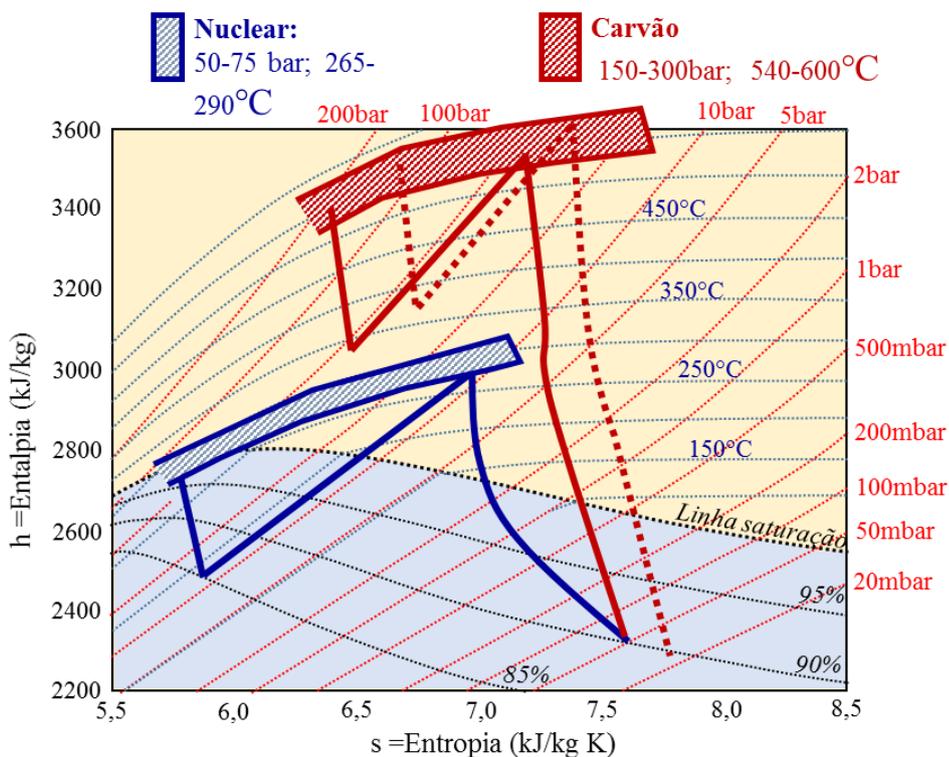


Figura 3.4 – Representação esquemática do diagrama de entalpia por entropia

Fonte: Modificado de Anglaret (2013)

Observa-se que o vapor predominante nas usinas nucleares PWR é saturado com baixos valores de entalpia, que resulta em menores níveis de energia por unidade de fluxo mássico. Consequentemente para a produção de uma dada potência faz-se necessários maiores fluxos mássicos de vapor em uma usina nuclear que em uma usina a carvão, visto que esta opera com vapor superaquecido de ótima qualidade e elevada energia por unidade de massa. É exposto na Figura 3.5 uma correlação dos valores de fluxos volumétricos necessário para a geração de uma determinada potência de acordo com o tipo de usina térmica (Nuclear e Carvão).

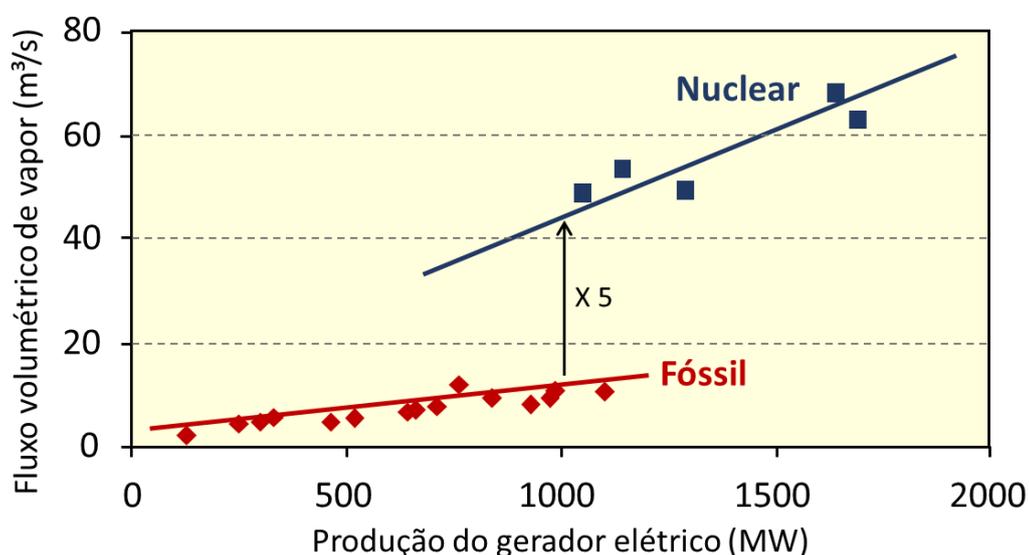


Figura 3.5 – Fluxos volumétricos de vapor requeridos em usinas nucleares e fósseis em diferentes potências

Fonte: Modificado de Anglaret (2013)

Vale ressaltar ainda que as características e volume de vapor envolvidos na geração nuclear implicam na necessidade de uso de turbinas com pás de maior comprimento e como resultado elevadas forças centrífugas.

É apresentado no Quadro 3.1 algumas informações associadas aos fabricantes de turbinas nucleares e turbinas aplicadas em usinas fósseis, a níveis mundiais e algumas de suas principais características.

Apesar dos fabricantes de turbinas a vapor limitarem a turbinas nucleares a uma potência máxima de 1900 MW, estudos realizados por Zaryankin, *et al.*, (2014) já apontam para a possibilidade de turbinas de maior porte com até 2200 MW, para serem operadas em usinas

PWR com superaquecedores tomando como base de estudos uma planta com um reator do modelo VVER-1000.

Quadro 3.1 – Características das turbinas fabricadas para usinas térmicas.

<b>Doosan Heavy Industries &amp; Construction Co., Ltd.<sup>1</sup></b>	
Frequência	50 Hz ou 60 Hz
Potência	600 MW à 1400 MW
Comprimento das Pás	-
Velocidade de rotação	-
<b>*Siemens<sup>2</sup></b>	
Frequência	50 Hz ou 60 Hz
Potência	1000 MW até 1900 MW
Comprimento das Pás	1400 mm à 1830 mm
Velocidade de rotação	1500 rpm ou 1800 rpm (altas potências) 3000 rpm ou 3600 rpm (baixas potências)
<b>Alstom<sup>3</sup></b>	
Frequência	50 Hz ou 60 Hz
Potência	1000 MW à 1900 MW
Comprimento das Pás	-
Velocidade de rotação	1500 rpm ou 1800 rpm
<b>Hitachi Power Systems America<sup>4</sup></b>	
Frequência	50 Hz ou 60 Hz
Potência	139 MW à 1358 MW
Comprimento das Pás	584 mm à 1524 mm
Velocidade de rotação	1500 rpm ou 1800 rpm (altas potências) 3000 rpm ou 3600 rpm (baixas potências)

*\*Características de turbinas com aplicação em reatores PWR avançados*

Fonte: Dados processados de Doosan, (2015)<sup>1</sup>; Siemens (2011)<sup>2</sup>; Alstom (2012)<sup>3</sup>; Hitachi (2006)<sup>4</sup>

As turbinas a vapor podem ser basicamente de dois tipos: as “half-speed” com velocidades de 1500 rpm / 50 Hz ou 1800 rpm / 60 Hz, ou do tipo “full-speed” com velocidades de 3000 rpm / 50 Hz ou 3600 rpm / 60 Hz (ENERGETICS, 2014).

A turbina “half-speed” é a mais utilizada, correspondendo a 86 % do total das turbinas utilizadas em usinas nucleares mundiais, sendo que países como França, Estados Unidos, Canadá, Japão, Coréia do Sul, Brasil, Taiwan e África do Sul apresentam 100 % das suas usinas utilizando este tipo de turbina (ANGLARET, 2013).

Nas plantas nucleares com potência superior a 700 MW, 91 % destas usinas utilizam turbinas nucleares do tipo “half-speed”, por sua vez todas as usinas com potenciais superiores a 1200 MW também operam com este tipo de turbina. Já as plantas com potências inferiores a 700 MW apenas 26 % utilizam esse tipo de turbina (ANGLARET, 2013).

### 3.2.2. Condensador

Os condensadores são responsáveis pela condensação do vapor de exaustão das turbinas de baixa pressão.

De acordo com Putman e Harpster (2000) os dados da turbina térmica baseiam-se no valor assumido da pressão do condensador, mas a pressão real experimentada dependerá de:

- Detalhes de projeto do condensador;
- Quantidade de calor latente a ser removido - uma função tanto de carga do gerador (ou seja, taxa de fluxo de escape) e condensador contrapressão;
- Temperatura de entrada da água de resfriamento;
- Vazão mássica da água de resfriamento;
- Grau de incrustação dos tubos do condensador;
- Concentração de não condensáveis que tenham acumulado no casco do condensador ou, em alternativa, a quantidade de ar em vazamento no sistema;
- Desempenho do sistema de remoção de ar.

É apresenta na Figura 3.6 a relação existente entre a pressão do condensador e a temperatura, para os diferentes tipos do sistema de resfriamento.

Caso o condensador não apresente o valor de pressão ideal, o sistema passa a ser incapaz de rejeitar calor, que segundo Turnpenny *et al.*, (2010) sofrerá duas penalidades: perda de eficiência e de capacidade.

A perda de eficiência em uma usina térmica consiste em uma saída elétrica inferior para um determinado consumo de combustível, sendo que uma forma de minimizar esta perda é aumentar a taxa de calor (TURNPENNY *et al.*, 2010).

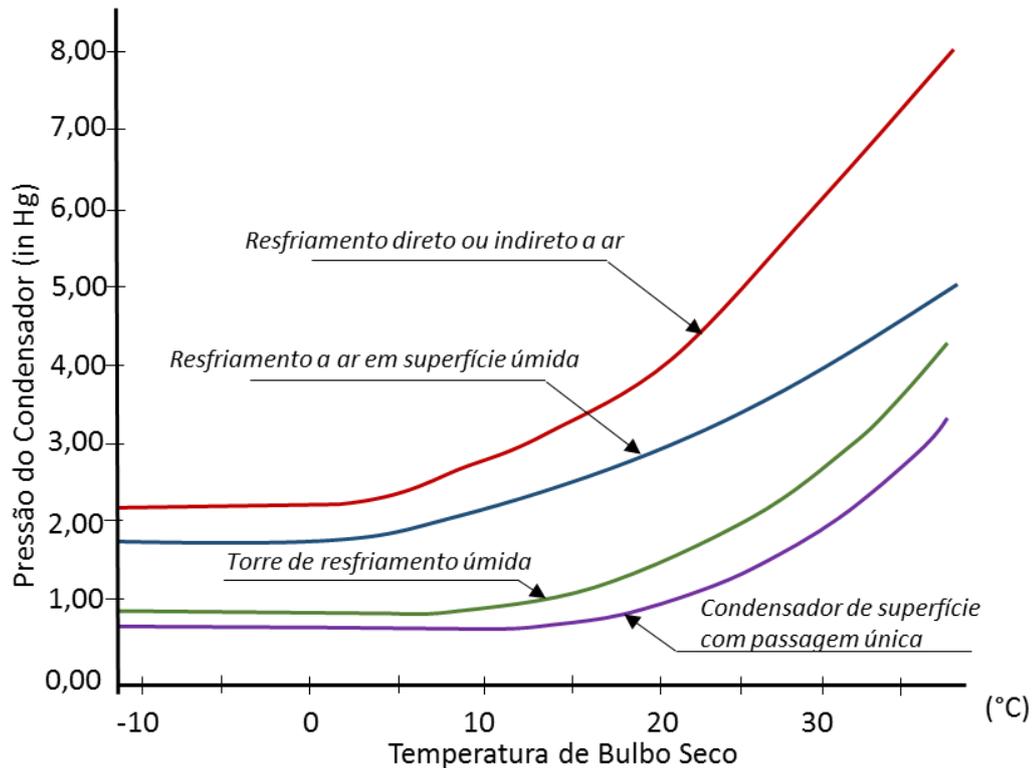


Figura 3.6 – Performance dos condensadores em diferentes sistemas de resfriamento.

Fonte: Modificado de Noordermeer (2015)

### 3.3. CIRCUITO TERCIÁRIO

O circuito terciário é responsável pelo processo de dissipação do calor retirado pelo condensador, sendo a água o fluido utilizado neste processo de resfriamento. O ciclo é basicamente dos tipos: recirculação, também conhecido como ciclo fechado (com torres de resfriamento tipo úmida ou seca) ou ainda do tipo resfriamento direto conhecido como “passagem única”.

De acordo com IAEA (2012) 26 % das usinas nucleares mundiais utilizam ciclo fechado de resfriamento enquanto 74 % usam resfriamento do tipo direto, sendo que 45 % realizam resfriamento diretamente com água do mar, 15 % com lagos e 14 % com rios.

O ciclo tipo direto consiste em captar água de um corpo aquático utilizá-la para refrigerar o sistema e retorná-la para o corpo aquático. Diversas usinas nucleares ao redor do mundo apresentam este tipo de circuito terciário, dentre as quais pode-se destacar: Angra I e Angra II (Brasil). Dentre as vantagens da utilização de circuito terciário direto estão: os baixos custos e menor área útil para a instalação. Como aspectos desfavoráveis destaca-se no processo

de operação a necessidade de elevados volumes de água, com uma demanda entre 94,6 a 227,1 m<sup>3</sup>/MWh, assim normalmente empregados em usinas localizadas a beira mar (WNA, 2015g; MIELKE, ANADON e NARAYANAMURTI, 2010).

Outro problema associado aos ciclos diretos é a poluição térmica que é um grave impacto ambiental, visto que a elevação da temperatura na água gera a redução de oxigênio dissolvido na mesma, podendo causar efeitos letais em parte da biota aquática local. Assim a fim de minimizar os impactos ambientais causados por descarga deste efluente, as usinas operam com uma faixa máxima de variação de temperatura entre a entrada e saída da água do processo de resfriamento, juntamente com estudo de monitoramento da pluma de poluição térmica deste efluente. Na Figura 3.7 é apresentada a pluma de poluição térmicas referente a descarga da Central Almirante Álvaro Alberto, no Brasil, para as condições de operação no inverno e verão.

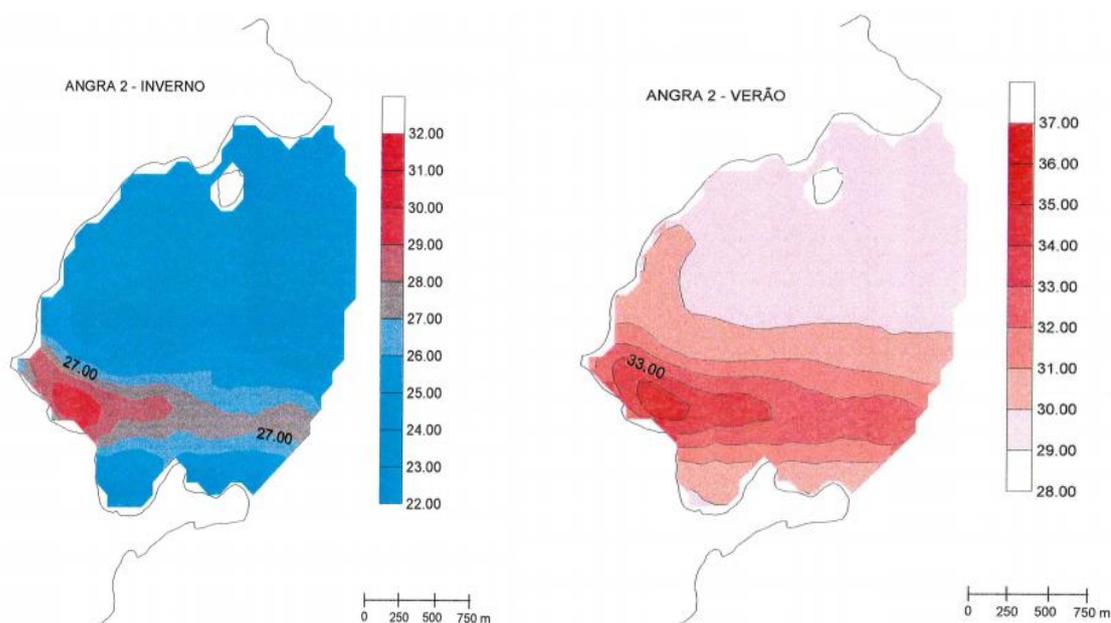


Figura 3.7 – Pluma de poluição térmica do sistema de resfriamento da usina

Fonte: Eletronuclear/Natrontec (1998).

Já no circuito terciário com sistema de recirculação a água utilizada no processo de dissipação de calor do vapor no condensador é bombeada para torres de resfriamento para ser resfriada e posteriormente retornam ao condensador para reiniciar o processo. Apresentando como principal vantagem a utilização de reduzidos volumes de água (1,89 a 4,16 m<sup>3</sup>/MWh) apenas para fins de reposição devido a perda por evaporação, em torres de resfriamento úmida,

que é estimada em 5 % de todo o volume que circula no sistema, em contrapartida, são sistemas mais caros de serem implantados e ocupam maior área útil (WNA, 2015g; MIELKE, ANADON e NARAYANAMURTI, 2010).

Outras limitações associadas na utilização das torres de resfriamento são: as incrustações devido a presença de sais na água do sistema de resfriamento, e proliferação de microrganismos que provocam obstruções e corrosão induzida nas estruturas das torres. O Quadro 3.2 apresenta de forma sucinta as principais características entre os tipos de sistemas de resfriamento.

Quadro 3.2 – Características entre os sistemas de resfriamento direto e com recirculação

Interesse / Preocupação Ambiental	Resfriamento Direto	Torres de Resfriamento		
		Convecção Natural (Úmido)	Projeto Mecânico (Úmido)	Convecção Natural (Seco)
Eficiência de Geração	Alta eficiência	Tipicamente de 0,5 - 1,5% menos eficiente que o resfriamento direto	Tipicamente ~2% menos eficiente que o resfriamento direto	A mais baixa eficiência. De 2 - 3% menos eficiente que o resfriamento direto
Complexidade	Baixa	Moderada	Alta	Muito Alta
Captação de Água	Alta	Moderada / baixa	Moderada / baixa	Nenhuma
Efeitos da Captação	Local - específico - depende das características dos corpos de água			
Consumo de Água	Nenhum no local	Moderado	Moderado	Nenhum
Nevoeiros Visíveis	Nenhum	Moderado	Moderado / baixo	Nenhum
Neblina e Congelamento	Sem congelamento. Névoa local sobre as descargas da linha costeira	Nenhum	Possível	Nenhum
Impacto Visual	Espuma ocasional ou pluma na foz	Alto	Moderado	Alto
Ruído	Nenhum	Baixo	Moderado	Baixo / nenhum
Efeitos da Descarga	Local - específico - depende das características dos corpos de água			
Descarte do resíduo para aterro*	Nenhum se usar a recuperação e o retorno dos peixes	Moderado	Moderado	Moderado / nenhum
Área ocupada em terra**	Nenhum / baixo	Moderado / Alto	Moderado	Alto
* Resíduos de torres úmidas são principalmente lodo (não - perigoso); resíduos de torres secas são glicol (não - perigoso)				
** Abrange edifícios e estruturas únicas e não inclui lagoas ou resfriamento de pulverização				

Fonte: Modificado de Turnpenny *et al.*, (2010).

## Capítulo 4

# FUNDAMENTAÇÃO TEÓRICA

Em sistemas térmicos a análise energética é a mais aplicada e difundida, contudo trata-se de uma análise sobre a Primeira Lei da termodinâmica, da qual são desprezadas as irreversibilidades do processo.

A análise exergética por sua vez é baseada na Segunda Lei da Termodinâmica. Kottas (1995) apresenta que a exergia de um fluxo contínuo de matéria é igual à quantidade máxima de trabalho obtida quando é trazida a partir do seu estado inicial para o estado morto por processos durante os quais o fluxo pode interagir apenas com o meio ambiente. Szargut *et al.*, (1988) expõe que a exergia é a quantidade de trabalho obtido quando uma massa é trazida até um estado de equilíbrio termodinâmico com os componentes do meio ambiente, através de processos reversíveis, envolvendo interações apenas com os componentes do meio ambiente. Já Tsatsaronis (1993) coloca a exergia como o máximo trabalho teórico útil (elétrico ou de eixo) em um sistema termodinâmico.

Tsatsaronis (1993) coloca que o método de exergia fornece:

- Uma medida para avaliar a magnitude da energia residual, em relação à energia total fornecida ou transformada na planta e no componente que está sendo analisado.

- Uma medida para a qualidade (ou utilidade) da energia a partir do ponto de vista termodinâmico.
- Uma variável que permite definir a eficiência racional do sistema de energia.

Kottas (1995), apresenta que a perda de exergia, ou irreversibilidade, fornece uma medida quantitativa da ineficiência de um processo. Assim a realização de uma análise exergética sobre uma planta com múltiplos componentes, permite identificar não apenas localmente as irreversibilidades mais também qual a sua fração de contribuição sobre a ineficiência geral da planta.

## 4.1. ANÁLISE ENERGÉTICA

A análise energética é baseada na Primeira Lei da Termodinâmica sendo fundamentada sobre o princípio da conservação de energia, que correlaciona as variações de energia interna, potencial, cinética, térmica e trabalho no volume de controle, expressa em regime permanente pela Equação 4.1:

$$\sum (\dot{Q}_{vc} - \dot{W}_{vc}) + \sum_{i=e=1}^n (\dot{m}_i h_i - \dot{m}_e h_e) + \sum_{i=e=1}^n (gz_i - gz_e) + \sum_{i=e=1}^n \left( \frac{\vec{V}_i^2 - \vec{V}_e^2}{2} \right) = 0 \quad (4.1)$$

Sendo:

$g$  - Aceleração da gravidade (m<sup>2</sup>/s)

$h_i$  - Entalpia específica na entrada no volume de controle (kJ/kg)

$h_e$  - Entalpia específica na saída no volume de controle (kJ/kg)

$\dot{m}_i$  - Fluxo de massa que entra no volume de controle (kg/s)

$\dot{m}_e$  - Fluxo de massa que sai no volume de controle (kg/s)

$\dot{Q}_{vc}$  - Taxa de transferência de calor para o volume de controle (kW)

$\vec{V}_i$  - Velocidade na entrada (m/s)

$\vec{V}_e$  - Velocidade na saída (m/s)

$\dot{W}_{vc}$  - Taxa de trabalho ou potência referente ao volume de controle (kW)

$z_i$  - Altura potencial na entrada (m)

$z_e$  - Altura potencial na saída (m)

Considerando que as variações de energia potencial e cinética serão muito pequenas em relação ao termo da entalpia, assim o balanço de energia para o volume de controle se resumirá na Equação 4.2:

$$\sum \dot{Q}_{vc} - \dot{W}_{vc} + \sum_{i=e=1}^n (\dot{m}_i h_i - \dot{m}_e h_e) + \sum_{i=e=1}^n (gz_i - gz_e) + \sum_{i=e=1}^n \left( \frac{\vec{V}_i^2 - \vec{V}_e^2}{2} \right) = 0$$

Energia potencial
Energia cinética

$$\sum \dot{Q}_{vc} - \sum \dot{W}_{vc} + \sum_{i=e=1}^n (\dot{m}_i h_i - \dot{m}_e h_e) = 0 \quad (4.2)$$

Entretanto, a análise energética baseada na primeira Lei da Termodinâmica não permite identificar a qualidade da energia perdida nem onde ocorre as irreversibilidades dos processos. Assim, Tsatsaronis (1993) apresenta que as perdas de um reator químico adiabático (por exemplo um gaseificador), ou em um estrangulamento adiabático, parte da entalpia de uma corrente ou da taxa de transferência de calor, e a degradação de energia em um trocador de calor adiabático, como sendo alguns casos que envolve perdas de energia e de insumos energéticos, que não são apontados pela primeira Lei da Termodinâmica.

### 4.1.1. Eficiência Energética

A Primeira Lei da Termodinâmica apresenta que a eficiência térmica do ciclo Rankine ( $\eta_{ciclo}$ ), ciclo este utilizado nas centrais termonucleares, é expresso pela seguinte relação apresentada na Equação 4.3:

$$\eta_{ciclo} = \frac{W_{ciclo}}{Q_i} \quad (4.3)$$

Sendo:

$Q_i$  - Calor fornecido ao ciclo (kW)

$W_{ciclo}$  - Potência líquida total produzida no ciclo (kW)

#### 4.1.1.1. Bomba

A primeira lei da termodinâmica apresenta que a eficiência energética das bombas ( $\eta_b$ ), em condições adiabáticas e mesmos fluxos mássicos de entrada e saída ( $\dot{m}$ ), presentes na planta é expressa pela Equação 4.4:

$$\eta_b = \frac{\dot{W}_{ideal}}{\dot{W}_{real}} = \frac{\dot{m}(h_i - h_{es})}{\dot{m}(h_i - h_e)} \quad (4.4)$$

Sendo:

$h_i$  - Entalpia específica na entrada da bomba (kJ/kg)

$h_e$  - Entalpia específica real na saída da bomba (kJ/kg)

$h_{es}$  - Entalpia específica isentrópica na saída bomba (kJ/kg)

#### 4.1.1.2. Gerador de Vapor

A representação dos fluxos que entram e saem no gerador e vapor são apresentados na Figura 4.1.

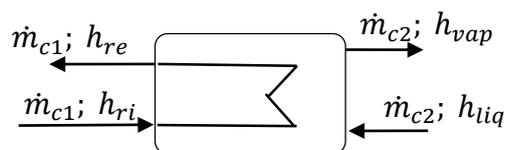


Figura 4.1 – Representação dos fluxos associados ao gerador de vapor.

A primeira lei da termodinâmica apresenta que a eficiência bruta do gerador de vapor ( $\eta_g$ ), é expressa pela seguinte relação apresentada na Equação 4.5:

$$\eta_g = \frac{Q_{útil}}{Q_{total}} = \frac{\dot{m}_{c2}(h_{vap} - h_{liq})}{\dot{m}_{c1}(h_{ri} - h_{re})} \quad (4.5)$$

Sendo:

- $\dot{m}_{c1}$  - Água radioativa oriunda do circuito primário (kg/s)
- $\dot{m}_{c2}$  - Água/vapor não radiativo associada ao circuito secundário (kg/s)
- $h_{vap}$  - Entalpia específica do vapor não radiativo associada ao circuito secundário (kJ/kg)
- $h_{liq.}$  - Entalpia específica da água não radiativa associada ao circuito secundário (kJ/kg)
- $h_{ri}$  - Entalpia específica da água radiativa que chega ao gerador de vapor (kJ/kg)
- $h_{re}$  - Entalpia específica da água radiativa que deixa o gerador de vapor (kJ/kg)

#### 4.1.1.3. Turbina

Os fluxos de entrada e saída das turbinas são apresentados na Figura 4.2.

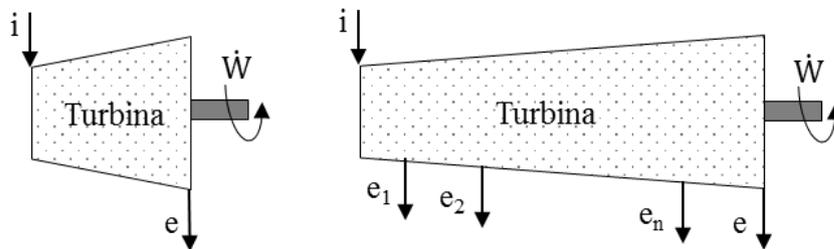


Figura 4.2 – Representação dos fluxos associados a uma turbina sem e com extrações.

A eficiência de primeira lei para as turbinas, será expressa pela relação entre Potência real ( $\dot{W}_{real}$ ) pela Potência ideal ( $\dot{W}_{ideal}$ ), sendo apresentado na Equação 4.6:

$$\eta_t = \frac{\dot{W}_{real}}{\dot{W}_{ideal}} = \frac{\dot{m}(h_i - h_e)}{\dot{m}(h_i - h_{es})} \quad (4.6)$$

Sendo:

- $h_i$  - Entalpia específica na entrada da turbina (kJ/kg)
- $h_e$  - Entalpia específica real na saída da turbina (kJ/kg)

$h_{es}$  - Entalpia específica isentrópica na saída na turbina (kJ/kg)

Caso a turbina apresente sangrias a eficiência de primeira lei ( $\eta_t$ ) é dada pela Equação

4.7:

$$\eta_t = \frac{a(h_i - h_{e1}) + b(h_{e1} - h_{e2}) + c(h_{e2} - h_{en}) + d(h_{en} - h_e)}{\dot{m}_i h_i - \dot{m}_{e1} h_{e1} - \dot{m}_{e2} h_{e2} - \dot{m}_{en} h_{en} - \dot{m}_e h_e} \quad (4.7)$$

Sendo:

$$a = \dot{m}_i$$

$$b = (\dot{m}_i - \dot{m}_{e1})$$

$$c = (\dot{m}_i - \dot{m}_{e1} - \dot{m}_{e2})$$

$$d = (\dot{m}_i - \dot{m}_{e1} - \dot{m}_{e2} - \dot{m}_{en})$$

$\dot{m}_i$  - Vazão mássica na entrada da turbina (kg/s)

$\dot{m}_{en}$  - Vazão mássica das sangrias da turbina (kg/s)

$\dot{m}_e$  - Vazão mássica na saída da turbina (kg/s)

$h_i$  - Entalpia específica na entrada na turbina (kJ/kg)

$h_{en}$  - Entalpia específica das sangrias na turbina (kJ/kg)

$h_e$  - Entalpia específica na saída na turbina (kJ/kg)

#### 4.1.1.4. Trocador de Calor

A representação dos fluxos associados aos trocadores de calor é apresentada na

Figura 4.3.

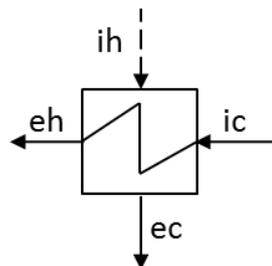


Figura 4.3 – Representação dos fluxos associados a um trocador de calor.

Sendo:

- $ih$  - Fluxo quente que chega ao trocador de calor
- $ic$  - Fluxo frio que chega ao trocador de calor
- $eh$  - Fluxo que recebeu calor que deixa o trocador de calor
- $ec$  - Fluxo que cedeu calor que deixa o trocador de calor

A primeira lei da termodinâmica apresenta que a eficiência bruta em um trocador de calor que funciona como aquecedor ( $\eta_a$ ), será expresso pela relação apresentada na Equação 4.8. Caso este trocador de calor seja um equipamento dissipativo de calor ( $\eta_r$ ), sua eficiência é expressa pela Equação 4.9:

$$\eta_a = \frac{\dot{m}_{eh} h_{eh} - \dot{m}_{ic} h_{ic}}{\dot{m}_{ih} h_{ih} - \dot{m}_{ec} h_{ec}} \quad (4.8)$$

$$\eta_r = \frac{\dot{m}_{ic} h_{ic} - \dot{m}_{eh} h_{eh}}{\dot{m}_{ec} h_{ec} - \dot{m}_{ih} h_{ih}} \quad (4.9)$$

Sendo:

- $h_{ih}; h_{ic}$  - Entalpia específica na entrada do trocador de calor (kJ/kg)
- $h_{eh}; h_{ec}$  - Entalpia específica na saída do trocador de calor (kJ/kg)
- $\dot{m}_{ic}; \dot{m}_{ih}$  - Fluxos mássicos que chegam no trocador de calor (kg/s)
- $\dot{m}_{ec}; \dot{m}_{eh}$  - Fluxos mássicos que deixa o trocador de calor (kg/s)

## 4.2. ANÁLISE EXERGÉTICA

A análise exergética é baseada na Segunda Lei da Termodinâmica, que considera a degradação de energia que ocorre no sistema tomando como base um estado de referência. Permite identificar a Exergia Destruída que é resultado direto das irreversibilidades do sistema, já a Exergia Perdida está associada ao *design* da planta e não necessariamente ao uso da Exergia em um dado fluxo do sistema (TSATSARONIS, 1993).

### 4.2.1. Estado de Referência

O estado de referência é uma condição padrão utilizada para quantificar a exergia, sendo este modelado como um sistema muito grande, compressível simples, com temperatura ( $T_o$ ) e pressão ( $P_o$ ) uniformes e admitindo que suas propriedades intensivas não sofram alteração significativa por qualquer processo (ROSEN e DINCER, 2004).

O estado de referência é a condição onde o sistema analisado encontra-se em equilíbrio termodinâmico completo com o meio ambiente, ou seja, a pressão a temperatura e potencial químico do sistema são iguais à do ambiente (QUEROL, GONZÁLEZ-REGUERAL e PEREZ-BENEDITO, 2013). Tendo em vista que a condição de completo equilíbrio é uma condição ideal, o estado de referência é apresentado por Rosen e Dincer (2004) como uma condição mais próxima possível do meio ambiente, sendo usualmente utilizado nas seguintes condições:  $p_o = 101,325 \text{ kPa}$  e  $273,15K \leq T_o \leq 323,15K$ .

Vale ressaltar que muitos trabalhos adotam os valores de  $p_o = 101,325 \text{ kPa}$  e  $T_o = 298,15K$  visto que a exergia química padrão dos componentes químicos são tabeladas para esta condição de referência (TSATSARONIS, 1993).

É importante salientar que estudos realizados por Rosen e Dincer (2004) em uma usina termoelétrica a carvão admitiu que todas as propriedades termodinâmicas associadas aos fluxos da mesma apresentam os mesmos valores e foram feitas avaliações para diferente condições do estado morto. Como resultados os autores concluíram uma forte influência das condições do estado morto nos valores absolutos de energia e exergia associados aos fluxos de uma usina térmica, entretanto nas análises de eficiência energética e exergética realizadas nesta planta não são observadas variações significativas.

### 4.2.2. Componentes da Exergia

Em condições de ausência de efeitos nucleares, magnéticos, elétricos e de tensão de superfície, a Exergia total, é como apresentada pela Equação 4.10:

$$B_{sys} = B_{sys}^{PH} + B^{CH} + B^{KN} + B^{PT} \quad (4.10)$$

a) Exergia Física ( $B_{sys}^{PH}$ ) - É referente as temperaturas do sistema, sendo expressa pela Equação 4.11:

$$B_{sys}^{PH} = (H - H_o) - T_o(S - S_o) \quad (4.11)$$

Sendo:

$H$  - Entalpia referente as condições do fluxo (kJ)

$H_o$  - Entalpia referente as condições do ambiente de referência (kJ)

$S$  - Entropia referente as condições do fluxo (kJ/K)

$S_o$  - Entropia referente as condições do ambiente de referência (kJ/K)

$T_o$  - Temperatura do ambiente de referência (K)

b) Exergia Química ( $B^{CH}$ ) - É referente a processos que envolva diretamente reações químicas.

c) Exergia Cinética ( $B^{KN}$ ) - Trata-se da velocidade relativa do sistema para com o meio ambiente, expressa pela Equação 4.12, sendo:

$$B^{KN} = \frac{1}{2} m \vec{v}^2 \quad (4.12)$$

d) Exergia Potencial ( $B^{PT}$ ) - Relaciona a altura do sistema em relação a uma referência, apresentada na Equação 4.13, onde  $z$  é a altura do sistema relativa ao referencial:

$$B^{PT} = mgz \quad (4.13)$$

A Exergia total é expressa também em forma de exergia total específica, sendo esta uma relação entre a exergia total sobre a massa.

### 4.2.3. Exergia dos Fluxos: Trabalho, Calor e Vapor

Os cálculos de exergia são específicos para cada tipo de condição de trabalho. Tsatsaronis (1993), apresenta as equações para tais cálculos exergéticos.

Por definição, a Exergia do fluxo de trabalho ( $B^W$ ) é a taxa de trabalho útil ( $\dot{W}$ ), sendo expresso na Equação 4.14:

$$B^W = \dot{W} \quad (4.14)$$

A exergia do fluxo de calor, é expressa pela multiplicação entre a taxa de transferência de calor ( $\dot{Q}$ ) e o fator de Carnot, apresentada pela Equação 4.15:

$$B^Q = \dot{Q} \left(1 - \frac{T_o}{T}\right) \quad (4.15)$$

Analisando uma condição de transferência de calor do sistema para o meio ambiente, Tsatsaronis (1993) apresenta que a relação entre as temperaturas do sistema (T) e a temperatura do ambiente ( $T_o$ ), pode apresentar valores de exergia negativos quando  $T > T_o$  ou positivos se  $T < T_o$ .

Já o fluxo de exergia da água e demais fluídos térmicos que não participam dos processos químicos no cálculo exergético será expresso pela exergia física ( $B_{sys}^{PH}$ ) apresentada anteriormente na pela Equação 4.11, ou em forma de exergia específica expressa pela Equação 4.16:

$$b_{sys}^{PH} = (h - h_o) - T_o(s - s_o) \quad (4.16)$$

Sendo:

- h – entalpia específica na condição de operação (kJ/kg)
- h<sub>o</sub> – entalpia específica no ambiente de referência (kJ/kg)
- s – entropia específica na condição de operação (kJ/kg)
- s<sub>o</sub> – entropia específica no ambiente de referência (kJ/kg)

#### 4.2.4. Irreversibilidade e Eficiência Exergética

As irreversibilidades (I) estão presente em todos os processos reais e estão associadas as diversos fatores como: atrito, histerese, mistura de fluidos ou substâncias, turbulência, efeito

joule, troca de calor com diferença finita de temperatura, reações químicas espontâneas, deformações inelásticas e outros.

A determinação das irreversibilidades é baseada na diferença exergética entre o somatório dos insumos (F), o somatório dos produtos (P) e somatório das perdas (L), associados a um equipamento ou sistema, como apresentado pela Equação 4.17.

$$I_i = \sum F - \sum P - \sum L \quad (4.17)$$

As irreversibilidades também são expressas em forma percentual por equipamento, permitindo assim identificar na planta onde estão as maiores perdas. Sendo expressa pela Equação 4.18:

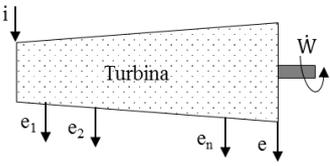
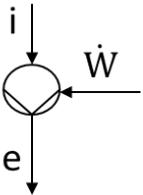
$$\delta_i = \frac{I_i}{\sum I_i} \quad (4.18)$$

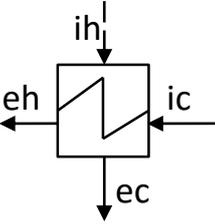
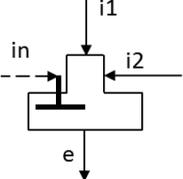
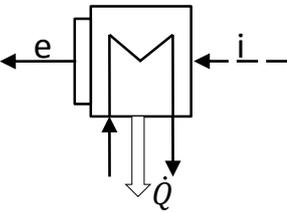
Sendo:

$\psi_i$  – Irreversibilidade percentual dos equipamentos (%)

No Quadro 4.1 encontra-se de forma sucinta, as equações da irreversibilidade e eficiências exergéticas de equipamentos tais como turbinas, bombas e trocadores de calor.

Quadro 4.1 – Irreversibilidade e eficiência exergética de equipamentos.

Equipamento	Irreversibilidade	Eficiência Exergética
<p>Turbina</p> 	$I = B_i - \left( \sum_{m=1}^{m=n} B_{em} + B_e + B^W \right)$	$\psi_t = \frac{B_w}{B_i - \sum B_{em} - B_e}$
<p>Bombas</p> 	$I = (B_i - B_e) + B^W$	$\psi_b = \frac{B_e - B_i}{B_w}$

<p>Trocadores de calor</p> 	$I = (B_{ih} - B_{ec}) - (B_{eh} - B_{ic})$	<p>Aquecedor</p> $\psi_{tc} = \frac{B_{ec} - B_{ic}}{B_{ih} - B_{eh}}$ <p>Dissipador</p> $\psi_{tc} = \frac{B_{ih} - B_{eh}}{B_{ec} - B_{ic}}$
<p>Desaerador</p> 	$I = \sum_{m=1}^{m=n} B_{im} - B_e$	$\psi_d = \frac{\sum B_e}{\sum B_{im}}$
<p>Condensador</p> 	$I = \dot{Q} \left( \frac{T_h - T_o}{T_h} \right)$	<p>Eficiência racional</p> $\psi_t = 1 - \frac{I}{B_i - B_e}$

Fonte: Elaborado pelo próprio autor, a partir de Kotas (1995)

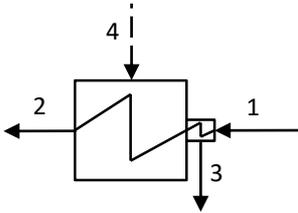
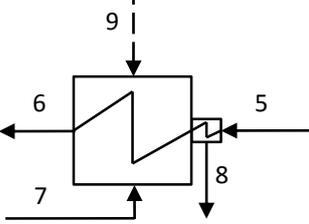
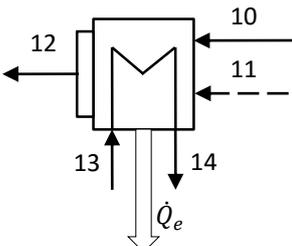
De acordo com Dincer e Rosen (2007) eficiência exergética do ciclo é apresentada como sendo a Exergia do fluxo de trabalho ( $B^W$ ) pela Exergia do calor fornecido no ciclo ( $B_i^q$ ), sendo apresentada pela Equação 4.19:

$$\psi_i = \frac{B^W}{B_i^q} \quad (4.19)$$

### 4.3. DETERMINAÇÃO DOS FLUXOS: MASSA E/OU CALOR

A determinação dos valores de massa e calor em alguns fluxos da planta da usina é importante para realização dos cálculos energéticos e exergéticos, assim são apresentados de forma resumida no Quadro 4.2 a metodologia envolvida nesta determinação.

Quadro 4.2 – Determinação dos Fluxos de Massa e/ou Calor

Equipamento	Considerações e Equacionamento
<p>Aquecedor com uma saída de condensado.</p> 	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Determinar: Fluxos mássico de extração da turbina (<math>\dot{m}_4</math>)</li> <li>- Conservação de massa em regime permanente;  <math display="block">\dot{m}_2 = \dot{m}_1; \dot{m}_4 = \dot{m}_3</math></li> <li>- Conservação de energia em regime permanente;  <math display="block">\dot{m}_4 h_4 + \dot{m}_1 h_1 = \dot{m}_2 h_2 + \dot{m}_3 h_3</math> <math display="block">\therefore</math> <math display="block">\dot{m}_4 = \dot{m}_2 \frac{(h_2 - h_1)}{(h_4 - h_3)}</math></li> <li>- Determinar: Taxa de calor no aquecedor (<math>\dot{Q}_i</math>)  <math display="block">\dot{Q}_i = \dot{m}_4 (h_4 - h_3)</math></li> </ul>
<p>Aquecedor com uma entrada e uma saída de condensado.</p> 	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Determinar: Fluxos mássico de extração da turbina (<math>\dot{m}_9</math>)</li> <li>- Conservação de massa em regime permanente;  <math display="block">\dot{m}_5 = \dot{m}_6; \dot{m}_8 = \dot{m}_7 + \dot{m}_9</math></li> <li>- Conservação de energia em regime permanente;  <math display="block">\dot{m}_5 h_5 + \dot{m}_7 h_7 + \dot{m}_9 h_9 = \dot{m}_8 h_8 + \dot{m}_6 h_6</math> <math display="block">\therefore</math> <math display="block">\dot{m}_9 = \frac{\dot{m}_6 (h_6 - h_5) - \dot{m}_7 (h_7 - h_8)}{(h_9 - h_8)}</math></li> <li>- Determinar: Taxa de calor no aquecedor (<math>\dot{Q}_i</math>)  <math display="block">\dot{Q}_i = (\dot{m}_7 h_7 + \dot{m}_9 h_9) - \dot{m}_8 h_8</math></li> </ul>
<p>Condensador</p> 	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Determinar: Fluxo mássico de água de resfriamento (<math>\dot{m}_{liq}</math>)</li> <li>- Conservação de massa em regime permanente;  <math display="block">\dot{m}_{13} = \dot{m}_{14} = \dot{m}_{liq}; \dot{m}_{12} = \dot{m}_{10} + \dot{m}_{11}</math></li> <li>- Conservação de energia em regime permanente;  <math display="block">\dot{m}_{10} h_{10} + \dot{m}_{11} h_{11} + \dot{m}_{liq} h_{13} = \dot{m}_{12} h_{12} + \dot{m}_{liq} h_{14}</math> <math display="block">\therefore</math> <math display="block">\dot{m}_{liq} = \frac{\dot{m}_{10} h_{10} + \dot{m}_{11} h_{11} - \dot{m}_{12} h_{12}}{(h_{14} - h_{13})}</math></li> <li>- Determinar: Taxa de calor dissipado (<math>\dot{Q}_e</math>)  <math display="block">\dot{Q}_e = \dot{m}_{liq} c_p (T_{14} - T_{13}) = \dot{m}_{liq} (h_{14} - h_{13})</math></li> </ul>

## 4.4. AVALIAÇÃO DA INFLUÊNCIA DA TEMPERATURA DA ÁGUA DE RESFRIAMENTO

Durmayaz e Sogut (2006) propuseram um novo modelo de balanço de calor no condensador de modo a estabelecer uma função que se correlaciona a temperatura da água de entrada do condensador com a pressão neste equipamento. Tendo em vista que a pressão do condensador é uma variável que influencia fortemente na exaustão da turbina de baixa pressão, este modelo permite avaliar a influencia direta da temperatura da água de resfriamento na potência gerada pela turbina.

O algoritmo apresentado por Durmayaz e Sogut (2006) para desenvolvimento deste modelo consiste em:

- (i) Adotar um valor para a temperatura da água de resfriamento ( $T_{wci}$ ) na entrada do condensador e calcular o valor da entalpia deste fluxo.
- (ii) Considerar um valor para a temperatura da água de resfriamento ( $T_{wce}$ ) na saída do condensador e calcular o valor da entalpia deste fluxo.
- (iii) Determinar a transferência de calor para água de resfriamento.
- (iv) Assumir que a pressão interna do condensador ( $p_c$ ) será igual a pressão de saturação da água de resfriamento que deixa o condensador ( $T_{wce}$ ) e determinar este valor da pressão de saturação.
- (v) Determinar os valores de entalpia referentes aos fluxos de vapor saturado e líquido condensado, que respectivamente, chega e deixa o condensador.
- (vi) Determinar a taxa de calor transferido para o condensador.
- (vii) Comparar (iii) e (vi) e determinar o erro.

Assim esta metodologia apresentada por Durmayaz e Sogut (2006) será utilizada para análise do conjunto turbina de baixa pressão e condensador para a planta em estudo neste trabalho, visando avaliar a influência da variação da temperatura da água de resfriamento sobre a potência gerada, o impacto desta variação na eficiência energética e exergética da turbina e quantificar a irreversibilidade da turbina para cada condição analisada.

## Capítulo 5

# ESTUDOS ENERGÉTICOS E EXERGÉTICOS EM USINAS NUCLEARES

As plantas de energia nuclear apresentam eficiência entre 29 a 35 %. O aumento da eficiência global de geração de energia elétrica precisa passar pelo processo de compreensão e identificação das irreversibilidades associadas a operação das usinas nucleares, sendo os estudos de energia e exergia aplicados a equipamentos, sistemas, ou mesmo plantas de usinas nucleares, uma importante ferramenta neste processo. Assim são realizados desde a década de 80 o uso da ferramenta de análise energética e exergéticas em plantas termonucleares, com aplicação em diversas plantas e tipos de reatores.

Rosen e Scott (1986) realizaram uma análise da energia e exergia da central de geração nuclear Pickering, localizada as margens do lago Ontario, na cidade de Pickering, no Canadá. É uma usina que apresenta um reator tipo CANDU, com um conjunto tubo gerador composto por turbinas de alta e baixa pressão com sistema de reaquecimento, conta ainda com um conjunto de condensador e aquecedores de baixa e alta pressão. É apresentado na Figura 5.1 esquematicamente a estrutura desta usina.

Na Tabela 5.1 é apresentado os dados termodinâmicos associados aos fluxos e seus respectivos valores de Energia e Exergia, vale ressaltar que os dados de exergia foram calculados com base em uma condição ambiente de referência de 15 °C e pressão 1 atm, sendo

esta temperatura aproximadamente o mesmo valor da água de resfriamento da usina e os valores da exergia encontrados são independentes da composição química do ambiente.

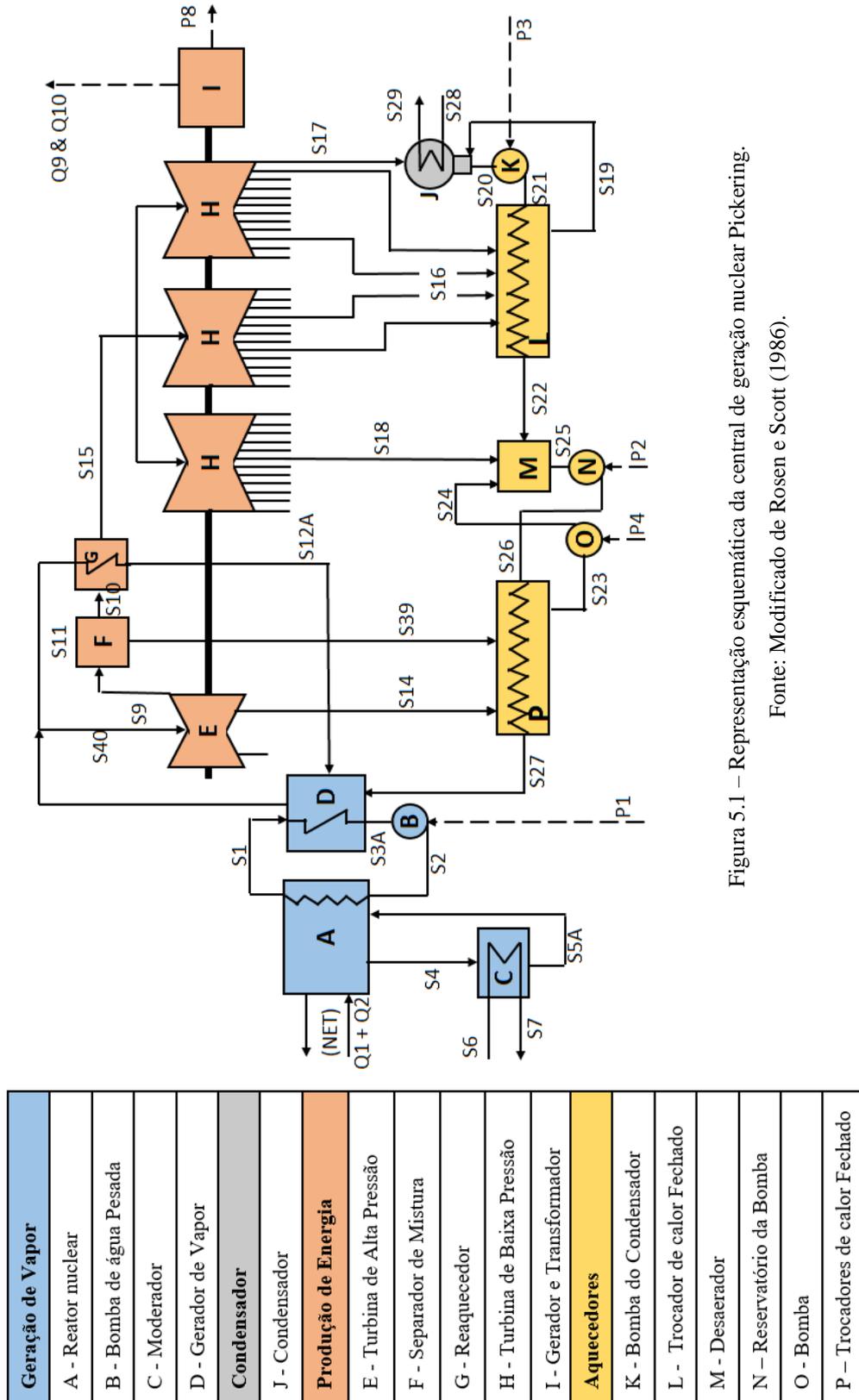


Figura 5.1 – Representação esquemática da central de geração nuclear Pickering.

Fonte: Modificado de Rosen e Scott (1986).

Tabela 5.1 – Dados termodinâmicos, Energia e Exergia dos Fluxos da usina Pickering.

Vapor *	Fluxo mássico** (kg/s)	Temperatura (°C)	Pressão (N/m <sup>2</sup> )	Fração de vapor	Energia (MW)	Exergia (MW)
S5A	1000	43	101000	0	117,02	5,34
S6	1956,83	15	101000	0	0	0
S3A	7724	249	83200	0	7861,16	2188,64
S12A	61	254	42500	0	63,57	17,78
S8A	814	254	42500	1	2226,9	826,32
S28	24073	15	101000	0	0	0
S35	120,85	15	101000	0	0	0
S37	119,65	15	101000	0	0	0
S1	7724	291,93	8820000	0	9548,21	2984,23
S4	1000	64,52	101000	0	207,02	15,99
S7	1956,83	26	101000	0	90	1,67
S28	7724	249,38	96000	0	7875,44	2201,64
S40	753	254	4250000	1	2060,02	797,7
S11	61	254	4250000	1	166,88	64,62
S14	55	176,66	9280000	0,9	138,7	44,6
S9	698	151,83	500000	0,88	1705,5	500,4
S10	603	160	500000	1	1629,83	476,54
S39	95	160	618000	0,03	75,7	23,7
S15	603	237,97	450000	1	1733,17	508,35
S18	22	186,05	255000	1	61,06	16,03
S16	83	60,81	20700	0,95	204	28,1
S17	498	23,32	2860	0,9	1125,1	44,4
S20	581	23,32	2860	0	20,15	0,17
S29	24073	26	101000	0	1107,2	20,61
S21	581	23,4	14800	0	211,55	1,13
S19	83	60,81	20700	0	15,89	1,13
S22	581	100,2	1400000	0	207,88	26,5
S25	753	123,69	1400000	0	344,21	53,16
S26	753	124,2	540000	0	347,93	56,53
S27	753	163,94	535000	0	476,02	96,07
S23	150	134	304000	0	75,04	12,29
S24	150	134,17	148000	0	75,27	12,5
S36	120,85	26	101000	0	5,56	0,1
S38	119,65	26	101000	0	5,5	0,1
Q1					1673	1673
Q2					90	90
Q9					0,56	0
Q10					0,55	0
P1					14,28	14,28
P2					3,73	3,73
P3					1	1
P4					0,23	0,23
P12					555,84	555,84
P7					550,28	550,28
P8					554,78	544,78

\* Os índices dos fluxos indicam: S (água leve – H<sub>2</sub>O), Q (calor), P (Potência Elétrica)

\*\* Os fluxos S1, S2, S3A, S4 e S5A são água Pesada (D<sub>2</sub>O).

Fonte: Rosen e Scott (1986)

Os resultados encontrados por Rosen e Scott (1986) evidenciam que sobre a análise energética os maiores percentuais de saídas estão associados a dissipação de calor enquanto que sobre a análise exergéticas as maiores perdas estão associadas ao reator. Na Figura 5.2 é apresentada uma comparação percentual entre a energia e exergia produzida e/ou perdida da planta analisada.

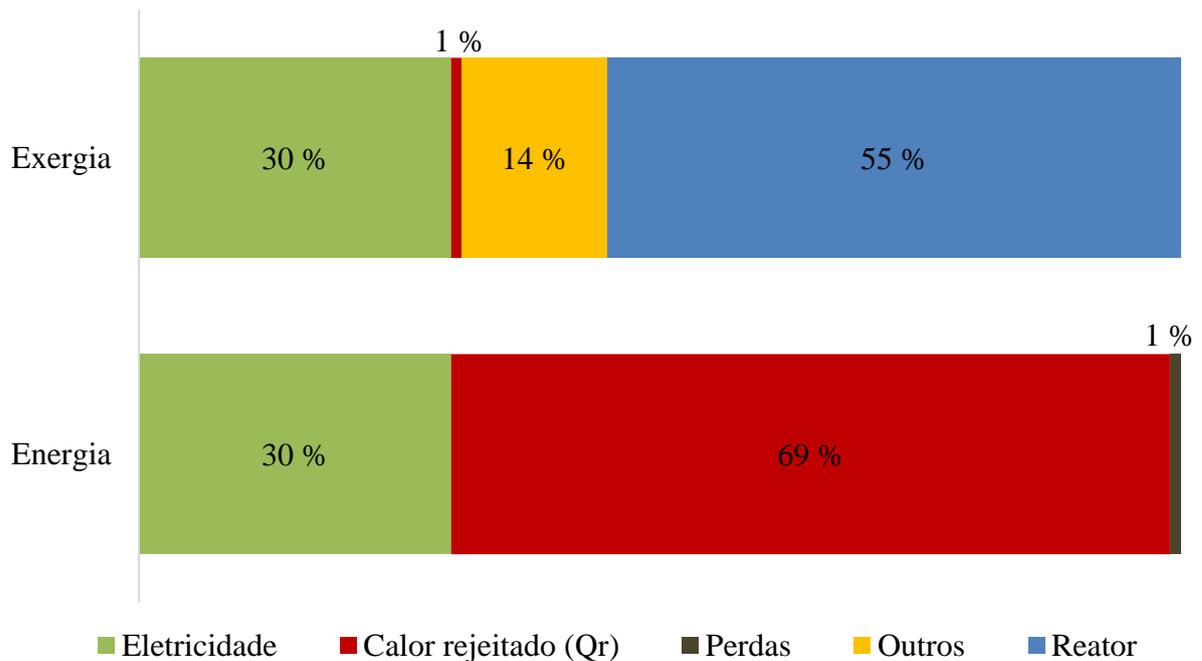


Figura 5.2 – Energia e exergia produzida e/ou perdida na usina nuclear de Pickering  
 Fonte: Elaborado pelo próprio autor, a partir de dado processado de Rosen e Scott (1986).

Rosen e Scott (1986) apresentam que a exergia total consumida na planta correspondia a 1215,5 MW. Deste total 87,5 % das perdas exergéticas estão associadas ao subsistema de geração de vapor, com destaque para o reator nuclear com 79,8 % e o gerador de vapor, com 3,9 %. O subsistema de produção de energia é o segundo com o maior percentual de perdas, sendo as maiores perdas associadas as turbinas de baixa e alta pressão, com valores respectivamente de 6,6 % e 3,0 %. Um equipamento que também apresentou um elevado valor de perda exergética é o condensador com 2 % de todas as perdas da planta. Já os valores de eficiência energética e exergética para a planta, ambas foram avaliadas em 30 %. Os autores apontam que as elevadas perdas no reator estão associadas com: as trocas de calor que ocorrem internamente no reator com o fluido moderador, transferência de calor no interior das pastilhas de combustível e também em sua superfície. Ressaltam ainda que nas análises foi desprezada a

exergia química associada ao moderador (água pesada) pois segundo os autores a contribuição desta parcela da exergia é pouco significativa.

Dunbar, Moody e Lior (1995), avaliaram a exergia na estação nuclear LaSalle County da Companhia Commonwealth Edison. Esta usina opera com um reator BWR desenvolvido pela Companhia Elétrica General operando com pressões de 6653 kPa e uma capacidade de geração de energia elétrica de 1140 MW. O fluxo de líquido comprimido proveniente dos aquecedores de altas pressões entra no reator a uma pressão de 7308 kPa com temperatura de 216 °C, o mesmo é enviado ao gerador de vapor que produzirá vapor saturado de alta qualidade com pressões de aproximadamente 6653 kPa. Este vapor será enviado para as turbinas de alta pressão que será expandido a uma pressão de 1138 kPa. Posteriormente este vapor passará por um desumidificador e reaquadecores, sendo encaminhado as turbinas de baixa pressão onde será expandido até a pressão de 5 kPa, sendo posteriormente condensado e direcionado aos aquecedores onde será reaquadecido para reiniciar o processo.

A representação esquemática do ciclo da usina analisada juntamente com os seus principais fluxos identificados é apresentada na Figura 5.3. Já os dados termodinâmicos associados aos respectivos fluxos juntamente com os valores de energia e exergia para seus respectivos pontos são apresentados na Tabela 5.2.

Os estudos de exergia realizados por Dunbar, Moody e Lior (1995) apontaram que a usina apresenta uma eficiência energética e exergética de 34,4 %. Já as irreversibilidades apresentam o maior valor no reator com 52,9 % da exergia total, os autores apresentam que este elevado índice de irreversibilidade está associado ao processo de fissão do combustível nuclear e as trocas de calor interno ao reator que envolve dissipações de calor na barra dos combustíveis, calor da superfície das barras com os fluidos refrigerantes e outras trocas térmicas, sendo que todos este processo interno ao reator gera 80 % de toda as irreversibilidades da planta. O condensador é o segundo equipamento com a maior irreversibilidade com 5,3 % da energia total, mas este fato está associado à sua característica intrínseca por ser um equipamento dissipativo, que naturalmente apresentará elevados índices de irreversibilidades.

O trabalho desenvolvido por Lior (1997) consistiu na simulação da adição de um superaquecedor com uso de combustível fóssil em uma usina nuclear PWR, analisando nesta condição os valores de energia, exergia e termoeconomia associada a esta nova planta. A usina nuclear analisada é a Indian Point 1, esta usina entrou em operação em 1964 e encerrou suas atividades em 1974 e apresentava uma potência de 275 kWe. O diagrama com os principais fluxos associados a usina é apresentado na Figura 5.4.

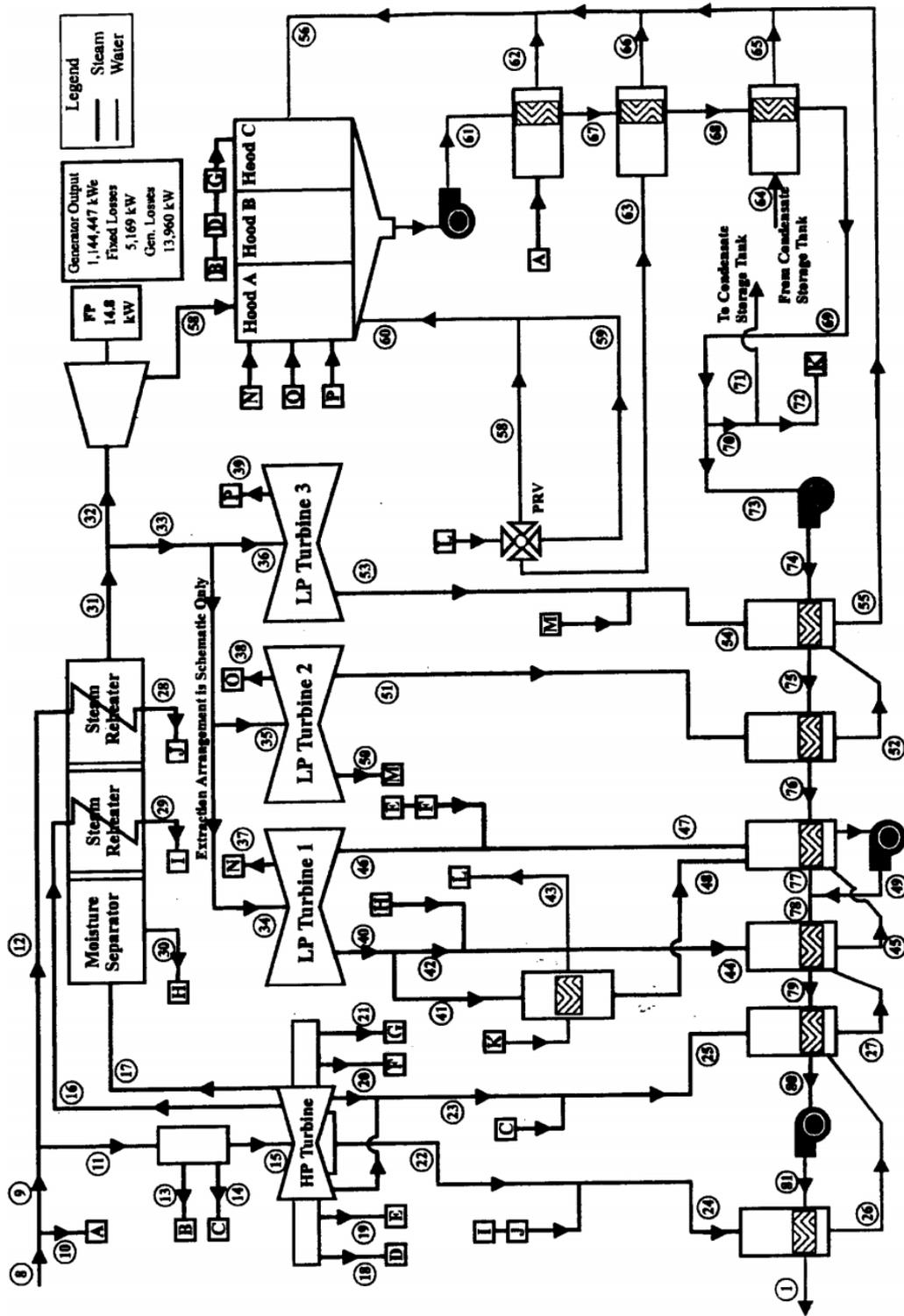


Figura 5.3 – Diagrama esquemático da estação nuclear LaSalle County (Reator BWR)

Fonte: Dunbar, Moody e Lior (1995)

Tabela 5.2 – Dados termodinâmicos, Energia e Exergia dos Fluxos da Usina LaSalle

<b>Fluxo</b>	<b>Fluxo mássico (kg/h)</b>	<b>Pressão (kPa)</b>	<b>Temperatura (°C)</b>	<b>Energia (kJ/kg)</b>	<b>Exergia (kJ/kg)</b>
<b>1</b>	6.412.584	7308	216	85,9	21,4
<b>2</b>	13.387	3,45	27	4,6	0,1
<b>3</b>	16.253.490	7032	278	116,2	34,2
<b>4</b>	60.327	7032	278	116,2	34,2
<b>5</b>	60.327	7446	224	89,5	22,9
<b>6</b>	6.472.912	7308	216	85,9	21,4
<b>7</b>	16.193.163	7239	279	116,4	35
<b>8</b>	6.425.971	6653	282	270,6	109
<b>9</b>	6.418.940	6653	282	270,6	109
<b>10</b>	7.031	6653	282	270,6	109
<b>11</b>	6.173.464	6653	282	270,6	109
<b>12</b>	245.476	6604	282	270,6	108,9
<b>13</b>	1.118	6329	279	270,6	108,5
<b>14</b>	5.364	6329	279	270,6	108,5
<b>15</b>	6.166.982	6329	279	270,6	108,5
<b>16</b>	310.270	4068	251	262,3	100,1
<b>17</b>	5.129.398	1138	186	244,9	79,6
<b>18</b>	1.322	1144	186	244,9	79,7
<b>19</b>	1.531	1144	186	244,9	79,7
<b>20</b>	1.531	1144	186	244,9	79,7
<b>21</b>	1.322	1144	186	244,9	79,7
<b>22</b>	422.745	2365	221	254,9	91,3
<b>23</b>	298.863	1144	186	244,9	79,7
<b>24</b>	978.491	2275	219	171,2	56,3
<b>25</b>	304.227	1103	184	245,4	79,5
<b>26</b>	978.513	2206	188	73,2	16,1
<b>27</b>	1.282.746	1069	163	62,3	12,1
<b>28</b>	245.482	6556	281	117,9	35,6
<b>29</b>	310.277	3626	244	99,4	26,9
<b>30</b>	684.550	1124	185	72,1	15,6
<b>31</b>	4.444.961	1096	267	291,3	97,1
<b>32</b>	79.703	1041	267	291,3	96,3
<b>33</b>	4.365.257	1082	267	291,3	96,9
<b>34</b>	1.562.869	1082	267	291,3	96,9
<b>35</b>	1.452.809	1082	267	291,3	96,9
<b>36</b>	1.349.578	1082	267	291,3	96,9
<b>37</b>	1.153.014	7	39	227,8	16,5
<b>38</b>	1.153.014	8	41	228	17,8
<b>39</b>	1.153.014	9	43	228,6	19,7
<b>40</b>	131.747	648	214	281,3	86,2
<b>41</b>	11.585	648	214	281,3	86,2

Continuação ...

Tabela 5.2- Continuação...

<b>Fluxo</b>	<b>Fluxo mássico (kg/h)</b>	<b>Pressão (kPa)</b>	<b>Temperatura (°C)</b>	<b>Energia (kJ/kg)</b>	<b>Exergia (kJ/kg)</b>
42	120.162	648	214	281,3	86,2
43	10.070	310	134	266,1	71,2
44	804.712	620	160	103,3	25,7
45	2.087.459	607	145	54,6	9,6
46	278.109	393	164	271,8	76,2
47	281.171	372	162	271,5	75,4
48	11.585	579	157	61	11,6
49	2.380.215	1103	141	52,9	9,1
50	43.795	63	87	121	17,4
51	256.001	117	105	246,5	45,1
52	256.001	110	72	23,8	2,3
53	196.566	32	71	160,4	24
54	240.360	31	70	153,2	22,6
55	496.361	30	52	15	0,8
56	510.961	14	38	15,4	0,8
57	79.703	10	47	224,3	21,4
58	4.899	276	133	266,1	69,8
59	1.905	276	133	266,1	69,8
60	6.804	276	133	266,1	69,8
61	4.060.271	483	43	11,7	0,6
62	7.031	28	52	35,4	3,1
63	3.266	276	133	266,1	69,8
64	4.303	34	443	330,3	72,4
65	4.303	28	54	16,3	1
66	3.266	28	52	35,4	3,1
67	4.060.271	448	44	12,1	0,6
68	4.060.271	414	45	12,3	0,6
69	4.060.271	379	46	12,7	0,7
70	27.760	345	46	12,7	0,7
71	17.690	310	46	12,7	0,6
72	10.070	310	46	12,7	0,6
73	4.032.511	345	46	12,7	0,7
74	4.032.511	1207	46	12,7	0,7
75	4.032.511	1172	67	21,5	1,8
76	4.032.511	1138	101	35,6	3,7
77	4.032.511	1103	138	51,7	8,7
78	6.412.726	1103	139	52,2	8,9
79	6.412.726	1069	157	59,8	11,3
80	6.412.726	1020	181	70,2	14,9
81	6.412.726	7584	182	71	15,6

Fonte: Dunbar, Moody e Lior (1995)

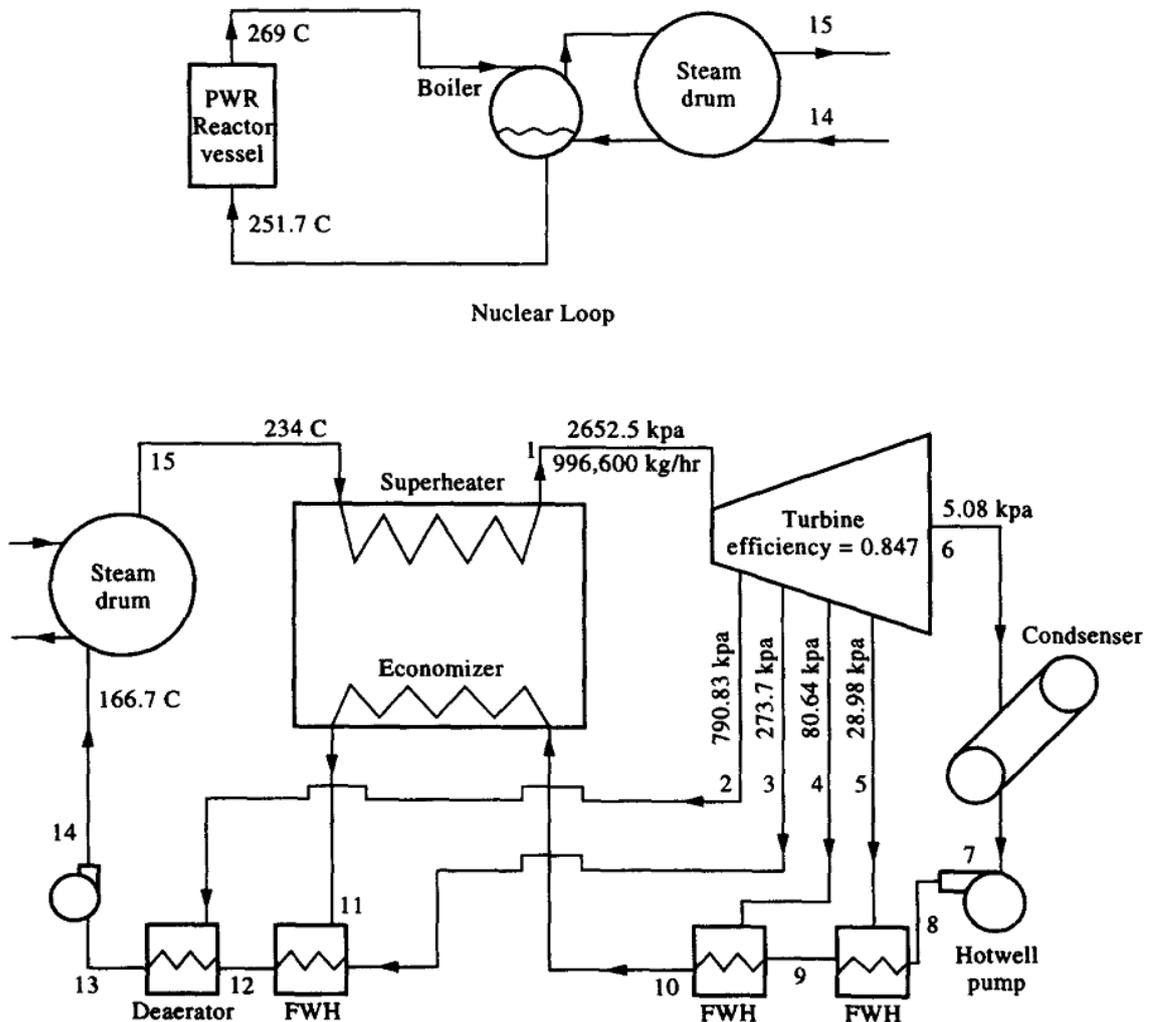


Figura 5.4 – Diagrama de Fluxos da usina nuclear Indian Point 1 com superaquecedor com combustível fóssil.

Fonte: Modificado de Lior (1997)

Algumas considerações foram tomadas, para fins de simplificação das análises, sendo estas: a qualidade e o fluxo de vapor no gerador de vapor juntamente com os fluxos de água que entra ou sai do reator enviados ou recebidos do gerador de vapor são considerados constantes.

É apresentado na Figura 5.5 os percentuais de exergia perdida no superaquecedor, turbina, aquecedores e bombas presentes na planta quando o aquecedor opera entre 250 °C e 600 °C.

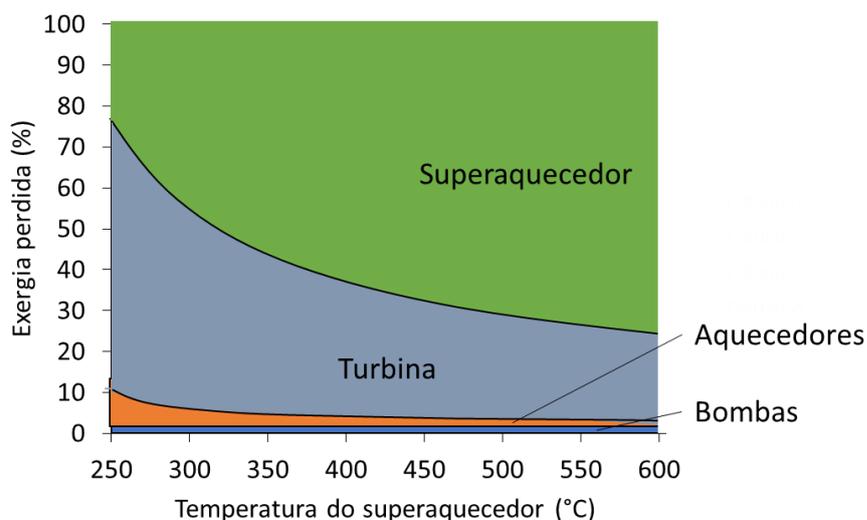


Figura 5.5 – Exergia perdida em grupo de equipamentos

Fonte: Modificado de Lior (1997)

Vale ressaltar que frente a estes resultados Lior (1997) resalta os elevados valores de irreversibilidade associados as turbinas e os superaquecedores que juntos representam mais de 90 % da exergia perdida entre estes equipamentos, com destaque para o superaquecedor que apresenta menores índices de irreversibilidades quanto menor forem as temperaturas, visto que há uma menor demanda de queima de combustível para obtenção desta temperatura consequentemente menores irreversibilidades associadas a combustão dos mesmos. A consequência direta destas menores temperaturas é produção de vapor com menor qualidade resultando em maiores índices de perdas exergética nas turbinas. Já a perda exergética dos aquecedores nesta faixa de temperatura apresenta pequenas variações, enquanto as perdas nas bombas e condensador são apresentadas como desprezíveis. O resultado apresentado por Lior (1997) é referente apenas a perda em um grupo de equipamentos presentes na planta e não corresponde aos valores percentuais de exergia total perdida na planta por equipamento, visto que estudos exergéticos realizados em plantas nucleares apresentadas nas literaturas por outros autores como Rosen e Scott (1986), Dunbar, Moody e Lior (1995) evidenciam o reator nuclear como o principal responsável pelas perdas exergéticas em uma usina, apresentando as turbinas apenas como segundo ou terceiro equipamento com maior perda exergética.

Durmayaz e Yavuz (2001), realizaram uma análise energética e exergética em uma usina nuclear com reator PWR, com uma potência térmica de 4250 MW com uma geração de 1500 MWe, proposta na Turquia e China, cujos parâmetros técnicos associados a usina são

provenientes do Grupo de Geração de Energia da Siemens AG, os quais estão disponibilizados no Quadro 5.1.

Quadro 5.1 – Dados Técnicos para usina com reator PWR de 1500 MWe

Número de loops junto ao reator	4	
Potência térmica produzida no reator	4250	MWth
Potência térmica junto ao 4 GV	4267	MWth
Fluxo total de refrigerante nos 4 GVs	19493,6	kg/s
Pressão de Operação Sistema de resfriamento do Reator	158	bar
Pressão de Operação na saída do vaso de pressão do Reator	161,17	bar
Pressão de Operação na entrada do vaso de pressão do Reator	158	bar
Temperatura do refrigerante na saída do vaso de pressão do Reator	≈ 327,6	°C
Temperatura do refrigerante na entrada do vaso de pressão do Reator	≈ 289,8	°C
Temperatura média do refrigerante no vaso de pressão do Reator	≈ 308,7	°C
Capacidade de bombeamento da bomba do reator	4873	kg/s
Pressão de operação na saída da bomba do reator	161,37	bar
Pressão de operação na entrada da bomba do reator	154,9	bar
Temperatura do refrigerante na saída da bomba do reator	≈ 289,8	°C
Temperatura do refrigerante na entrada da bomba do reator	289,6	°C
Temperatura do refrigerante na entrada do gerador de vapor	≈ 327,6	°C
Temperatura do refrigerante na saída do gerador de vapor	289,61	°C
Pressão de operação média na entrada do gerador de vapor	157,74	bar
Pressão de operação média na saída do gerador de vapor	155,31	bar
Temperatura da água de alimentação na entrada do gerador de vapor	218	°C
Qualidade mínima do vapor	0,85	
Pressão do vapor na saída do gerador de vapor	66,1	bar
Temperatura do vapor na saída do gerador de vapor	≈ 282	°C

Fonte: Durmayaz e Yavuz (2001)

O diagrama esquemático da planta é apresentado pela Figura 5.6. Já os valores de energia e exergia calculados para os respectivos fluxos da planta são apresentados na Tabela 5.3, sendo que as condições do estado de referência considerada como sendo: temperatura de 293,75 K, pressão de 1 bar, entalpia de 86,544 kJ/kg e entropia de 0,30511 kJ/kg K.

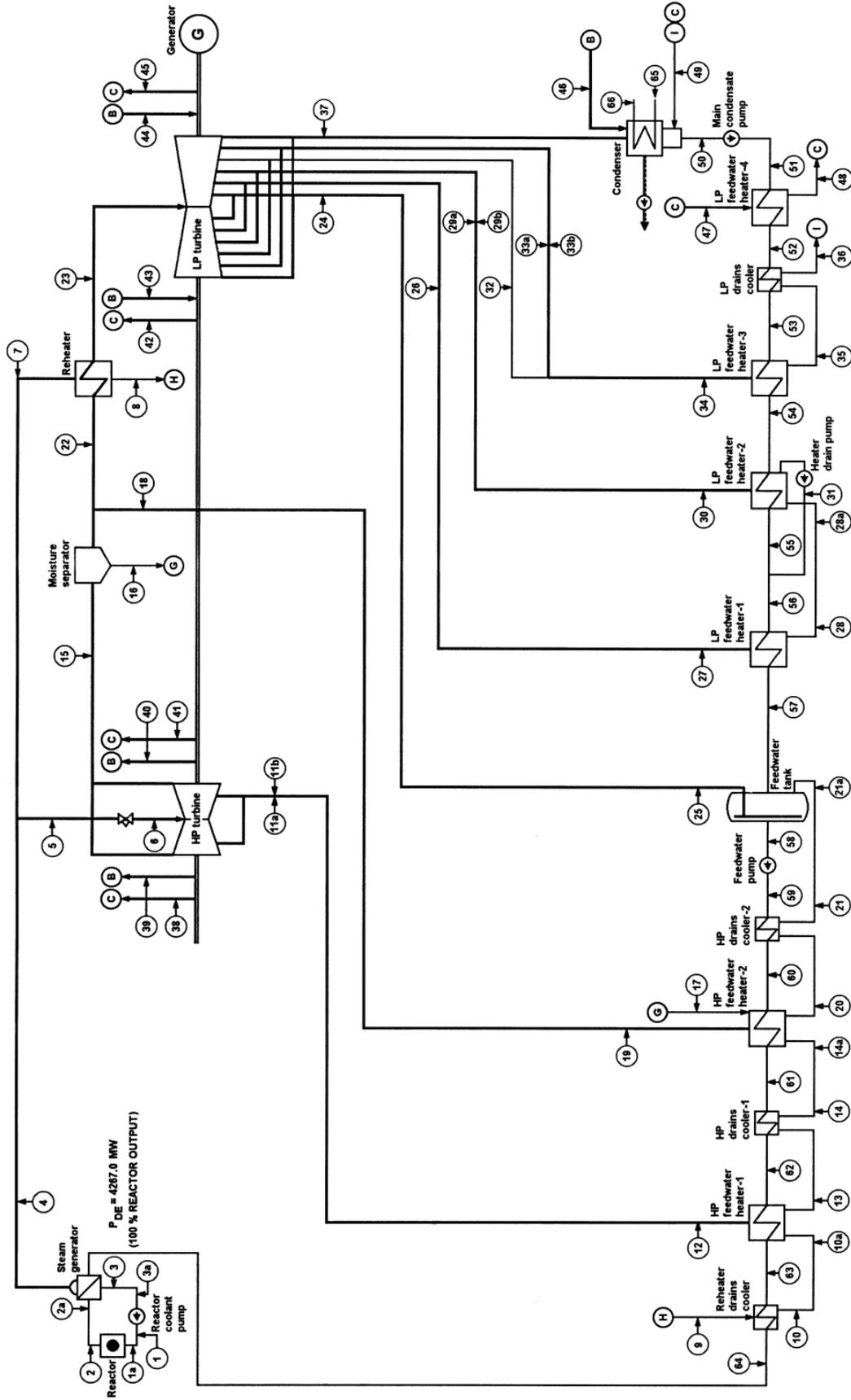


Figura 5.6 – Representação esquemática de uma usina com PWR com 1500 MWe

Fonte: Durmayaz e Yavuz (2001)

Tabela 5.3 – Valores de energia e exergia dos fluxos da planta com reator PWR de 1500 MWe

<b>Fluxos</b>	<b>Energia (MWth)</b>	<b>Exergia (MWth)</b>	<b>Fluxos</b>	<b>Energia (MWth)</b>	<b>Exergia (MWth)</b>
<b>1</b>	23306,879	7152,513	<b>30</b>	213,279	38,241
<b>1a</b>	23307,093	7152,383	<b>31</b>	51,529	5,355
<b>2</b>	27557,479	9254,567	<b>32</b>	4,239	0,359
<b>2a</b>	27557,517	9254,206	<b>33a</b>	95,115	10,08
<b>3</b>	23290,446	7136,423	<b>33b</b>	3,937	0,222
<b>3a</b>	23289,86	7135,609	<b>34</b>	103,287	10,353
<b>4</b>	6239,317	2467,121	<b>35</b>	12,515	0,682
<b>5</b>	5722,698	2257,117	<b>36</b>	7,793	0,268
<b>6</b>	5722,698	2249,804	<b>37</b>	2768,652	127,131
<b>7</b>	515,691	202,59	<b>38</b>	0,093	0,018
<b>8</b>	217,765	63,554	<b>39</b>	1,526	0,307
<b>9</b>	217,765	63,554	<b>40</b>	1,375	0,277
<b>10</b>	164,651	40,339	<b>41</b>	0,083	0,016
<b>10a</b>	164,651	39,787	<b>42</b>	0,261	0,052
<b>11a</b>	387,317	134,786	<b>43</b>	0,882	0,178
<b>11b</b>	2,757	0,663	<b>44</b>	0,882	0,178
<b>12</b>	390,065	134,599	<b>45</b>	0,261	0,052
<b>13</b>	292,41	69,581	<b>46</b>	1,136	0,229
<b>14</b>	255,727	54,369	<b>47</b>	0,697	0,139
<b>14a</b>	255,727	54,105	<b>48</b>	0,095	0,011
<b>15</b>	4804,636	1539,961	<b>49</b>	7,888	0,241
<b>16</b>	179,21	38,086	<b>50</b>	79,573	1,778
<b>17</b>	179,36	38,126	<b>51</b>	82,503	4,081
<b>18</b>	394,719	127,901	<b>52</b>	83,036	2,877
<b>19</b>	394,719	126,957	<b>53</b>	87,83	3,052
<b>20</b>	526,753	110,759	<b>54</b>	178,514	9,772
<b>21</b>	401,935	69,177	<b>55</b>	371,202	37,25
<b>21a</b>	401,935	68,646	<b>56</b>	422,833	42,623
<b>22</b>	4230,685	1370,867	<b>57</b>	587,89	77,806
<b>23</b>	4528,561	1485,48	<b>58</b>	1169,601	189,723
<b>24</b>	179,756	49,104	<b>59</b>	1192,349	210,331
<b>25</b>	179,756	48,392	<b>60</b>	1317,235	247,949
<b>26</b>	195,942	45,3	<b>61</b>	1617,147	348,39
<b>27</b>	195,942	44,795	<b>62</b>	1656,841	362,589
<b>28</b>	30,868	4,168	<b>63</b>	1919,148	462,022
<b>28a</b>	30,868	3,923	<b>64</b>	1972,306	483,144
<b>29a</b>	209,162	38,364	<b>65</b>	0	0
<b>29b</b>	4,12	0,43	<b>66</b>	2698,08	48,161

Fonte: Durmayaz e Yavuz (2001)

Durmayaz e Yavuz (2001) avaliaram os percentuais de irreversibilidades por equipamento, e posteriormente agruparam os mesmos em grupos denominados: geração de vapor, produção de energia, condensador e aquecedor. Sendo que destes grupos o que apresentou uma maior irreversibilidade foi o denominado geração de vapor com 53,723 % da irreversibilidade total da usina, sendo que 50,541 % corresponde ao reator nuclear e 3,148 % aos geradores de vapor. Estes estudos apontaram ainda que as turbinas de alta e baixa pressão, seguida do condensador representam, respectivamente 1,15 %, 3,43 % e 2,96 %, dos percentuais da irreversibilidade total da Usina. Já os valores de eficiência isentrópica calculados para as turbinas de alta a baixa pressão foram obtidos em 91,48 % e 87,99 %, respectivamente, e as eficiências de segunda lei para estes equipamentos são 97,83 % e 90,18 %.

Os resultados encontrados por Durmayaz e Yavuz (2001) evidenciam que sobre a análise energética os maiores percentuais de saídas estão associados a dissipação de calor enquanto que sobre a análise exergéticas as maiores perdas estão associadas ao reator. Na Figura 5.7 é apresentada uma comparação percentual entre a energia e exergia produzida e/ou perdida da planta analisada.

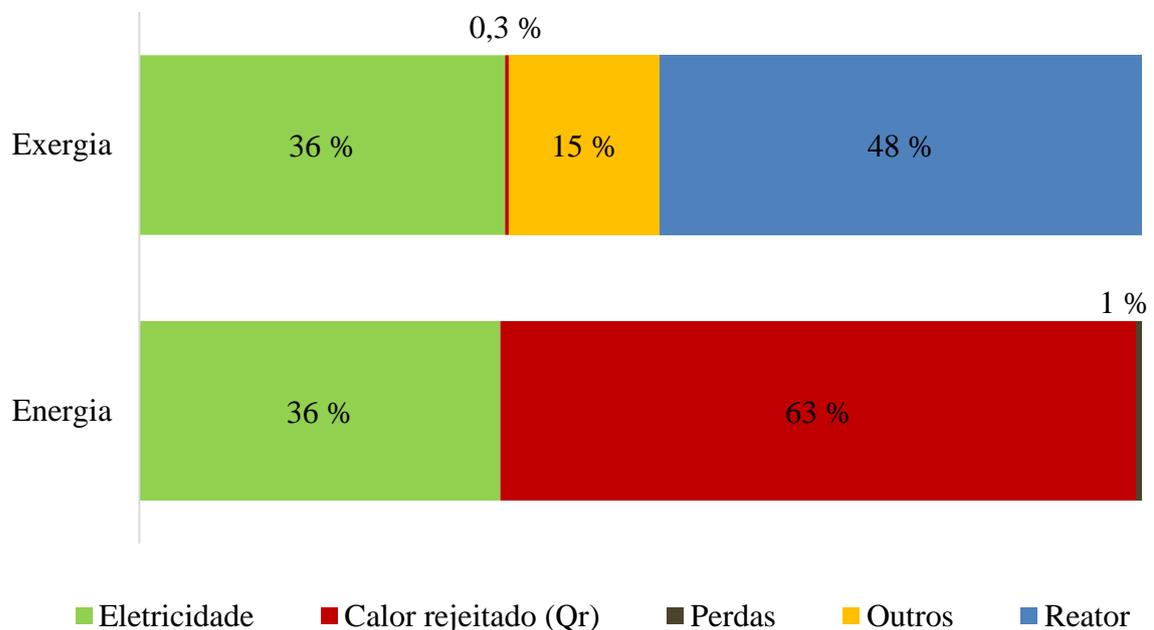


Figura 5.7 – Percentuais de energia e exergia produzida e/ou perdida da planta analisada.

Fonte: Elaborado pelo próprio autor, a partir de dado processado de Durmayaz e Yavuz (2001)

## Capítulo 6

### ESTUDO DE CASO

#### 6.1. USINA NUCLEAR DE ANGRA 2

Localizada no município de Angra dos Reis, no estado do Rio de Janeiro, Angra 2 é a segunda usina nuclear brasileira construída e em operação na Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto (Figura 6.1). É fruto do acordo Brasil e Alemanha assinado em 1975, porém sua construção iniciou apenas em 1981, mas devido a atrasos e paralizações só foi concluída em 2000, entrando em operação no ano de 2001. Os responsáveis pelo projeto foram da KWU Grupo da Siemens Aktiengesellschaft (hoje Framatome ANP), Berlin e München, República Federal da Alemanha em conjunto com Nuclebrás Engenharia SA - NUCLEN, hoje Eletrobrás Termonuclear SA – Eletronuclear, da qual é proprietária e operadora da planta (ELETROBRAS/ELETRONUCLEAR, 2015; SEFIDVASH, *et al.*, 2008).

Angra 2 é a segunda usina nuclear construída e em operação no Brasil, mas vem se destacando a nível mundial devido ao seu elevado Fator de Disponibilidade Equivalente (EAR) que foi projetado em 86,1 %.



Figura 6.1 – Vista parcial da Usina Angra 2 (Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto)

Fonte: Eletrobras/Eletronuclear (2015).

Em 15 anos de operação, Angra 2 apresenta um EAR acumulado correspondente ao de projeto, mas neste período o melhor desempenho de Angra 2 encontra-se no ano de 2011, quando seu EAR chegou a marca de 99,1 %, o que levou o Brasil a ocupar a segunda posição no ranking mundial de EAR médios, ficando atrás apenas da Romênia. Em comparação com as médias mundiais, só apresentou EAR abaixo da média entre os anos de 2001 a 2005 (Figura 6.2). Sobre o aspecto de eficiência térmica, Angra 2 apresenta um valor de 35,8 %, sendo este superior a média mundial que corresponde a 34,4 %, ocupando a 49 posição em um ranking mundial das usinas que operam com reator PWR (Figura 6.3).

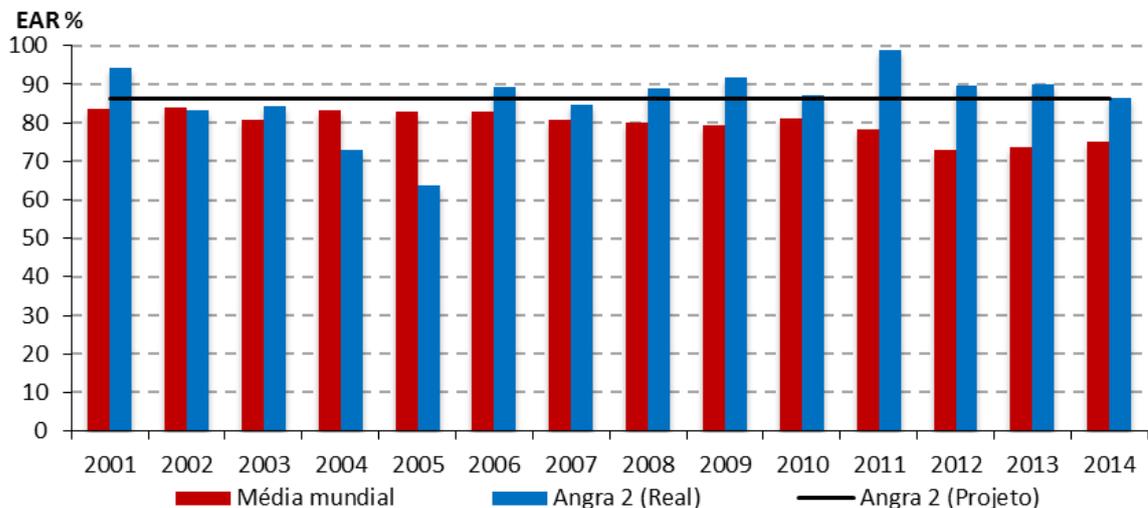


Figura 6.2 – Comparação do EAR médio mundial e de Angra 2 entre 2001 a 2014

Fonte: IAEA/PRIS (2015).

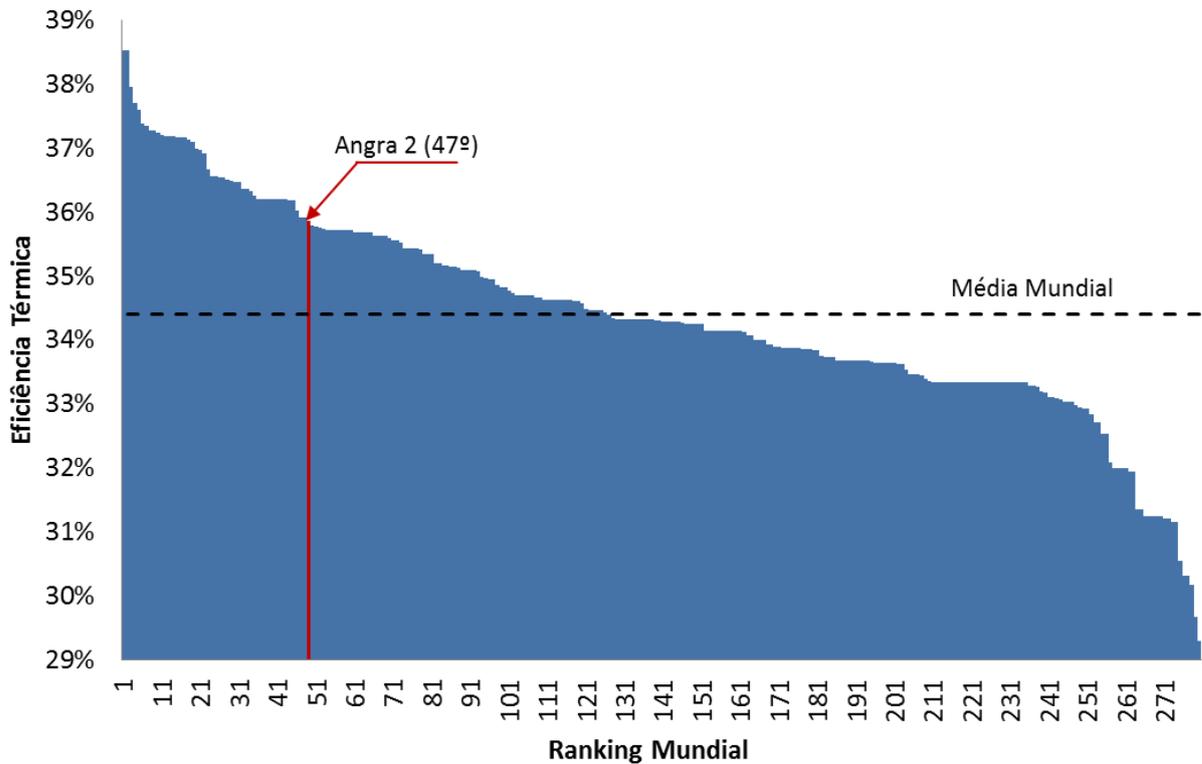


Figura 6.3 – Ranking Mundial de eficiência das usinas nucleares PWR em operação

Fonte: Dados processados de IAEA (2014).

### 6.1.1. Condições Ambientais de Angra dos Reis

O município de Angra dos Reis no estado do Rio de Janeiro, apresenta temperaturas médias mensais históricas para o ar entre 26,5 °C e 20,5 °C. É apresentado na Figura 6.4 o histórico de temperatura máximas, mínimas e médias para o ar registrado para o município.

Já a temperatura média da água do mar é estimada em 23 °C, com uma variação entre o inverno e verão, de respectivamente, 19,2 °C a 28 °C. É apresentado na Figura 6.5 o histórico da temperatura média da superfície da água do mar, registrado para a costa de Angra dos Reis. Vale salientar que estes dados são coletados via satélite pela National Oceanic and Atmospheric Administration (NOAA) e disponibilizados pela World Sea Temperature (2015).

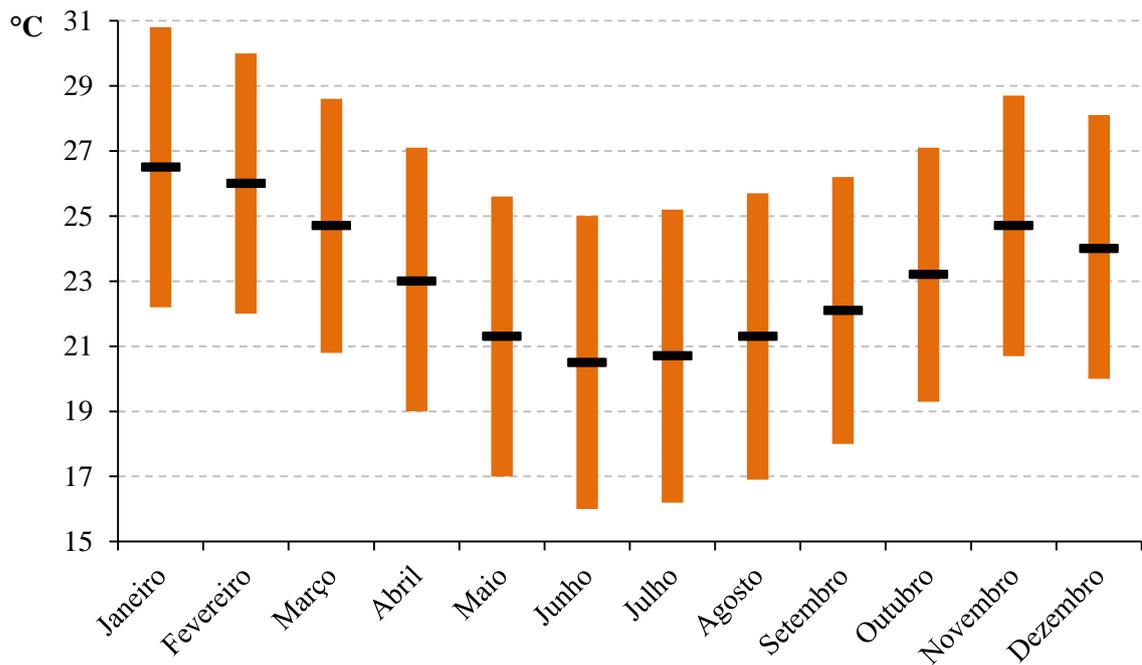


Figura 6.4 – Média história das temperaturas do ar registradas em Angra dos Reis.

Fonte: Modificado de CLIMA-DATA (2015)

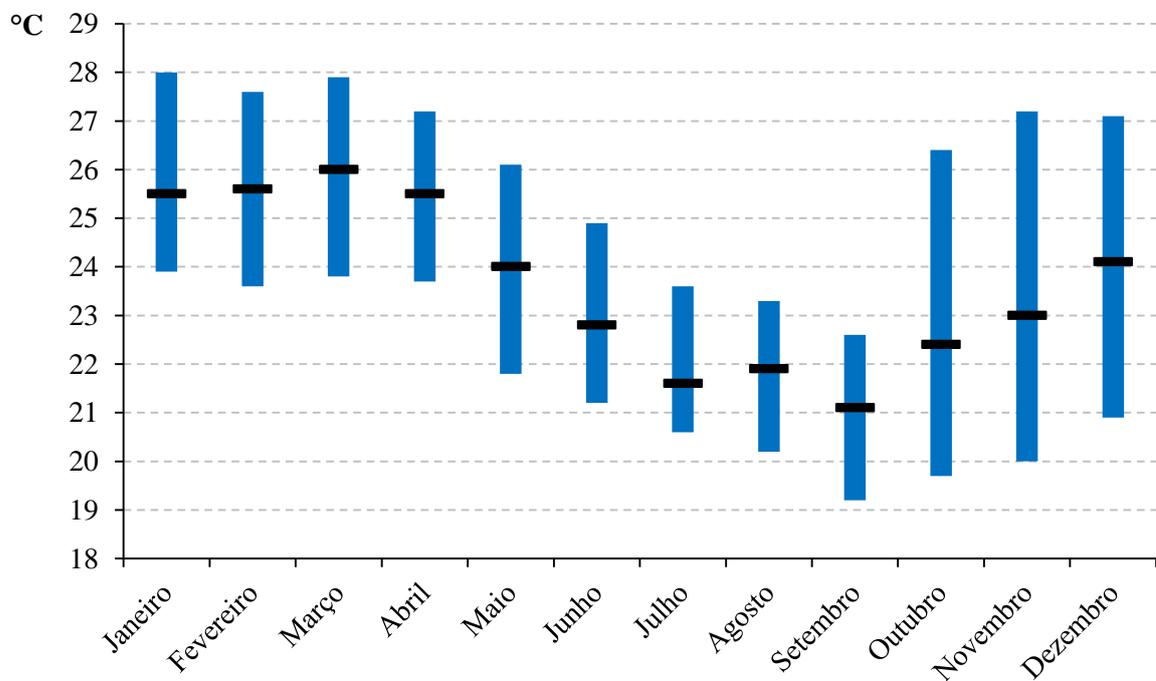


Figura 6.5 – Média história das temperaturas da água do mar registradas na região costeira do município de Angra dos Reis.

Fonte: Modificado de World Sea Temperature (2015)

### 6.1.2. Características dos Equipamentos da Usina

A usina tem um Reator de Água Pressurizada (PWR), fabricado pela Siemens/KWU, operando com pressão 153,96 bar, temperatura média 308,6 °C sendo que a uma condição de 100 % de potência térmica do reator, as temperaturas no bocal de saída e entrada de refrigerante são respectivamente de 326,1 °C e 291,3 °C, vazões de 67680 t/h e água leve como fluido refrigerante (ELETROBRAS/ELETRONUCLEAR, 2015; NASCIMENTO e LORA, 2004). É apresentado na Figura 6.6 um corte longitudinal do reator de Angra 2, apresentando suas principais estruturas.

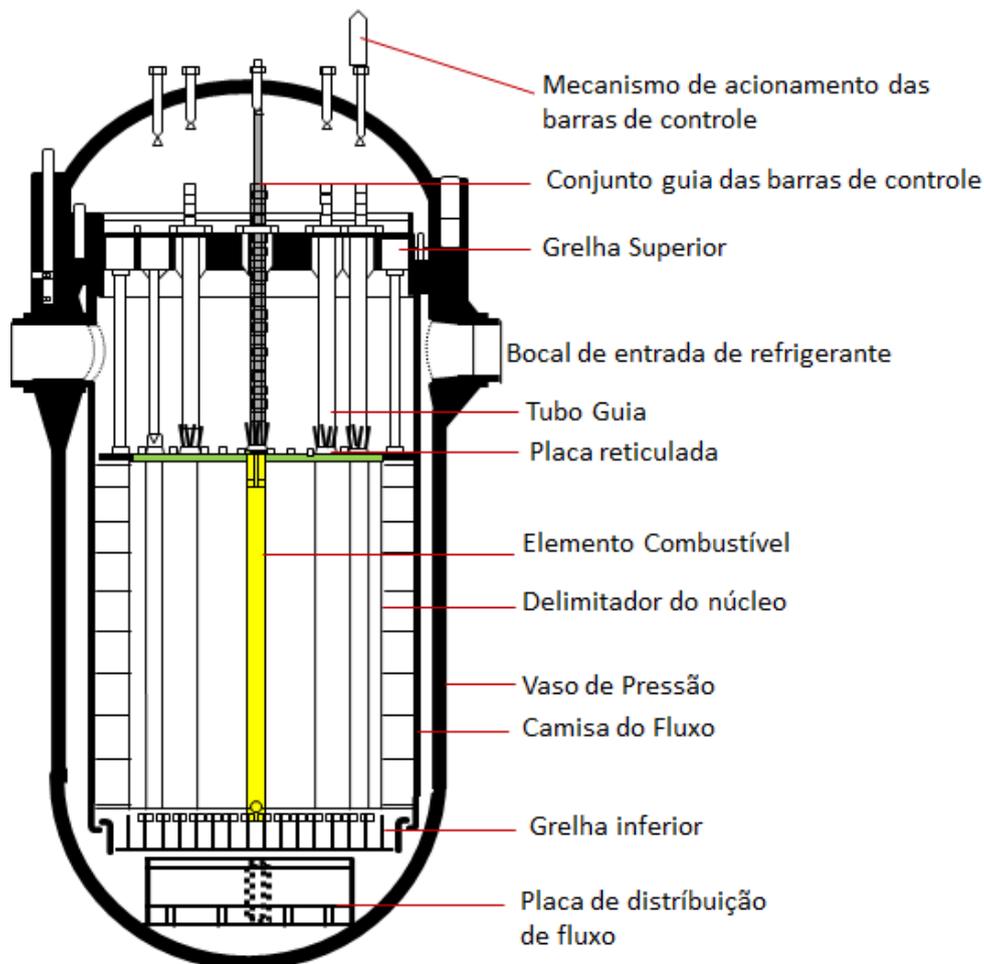


Figura 6.6 – Corte longitudinal do reator de Angra 2

Fonte: Eletronuclear/Natrontec (1998).

O núcleo do reator é composto por 61 barras de controle constituído de uma liga de prata, índio e cádmio, 193 elementos de combustíveis sendo que cada um é composto por 236 varetas de pastilhas de urânio enriquecido ( $UO_2$ ) revestido com Zircaloy 4 que representam um total de 103 toneladas de Urânio (ELETRONUCLEAR/NATRONTEC, 1998). Os ciclos de recarregamento de 33 % da carga do núcleo deve ocorrer a cada 13 meses. O reator apresenta uma densidade média de potência de combustível de 36,4 kW/kg de U, o que resulta em uma potência nominal 3771 MWt, com uma geração de 1350 MWe (Brutos) e 1280 MWe (Líquidos), sendo que seu rendimento térmico é 35,8 % para uma condição de água de resfriamento a 27 °C (ELETROBRAS/ELETRONUCLEAR, 2015; NASCIMENTO e LORA, 2004).

A usina conta com quatro geradores de vapor fabricados pela Siemens, sendo estes do tipo vertical. Conta com 4106 tubos em “U”, com uma superfície de troca de calor de 5400 m<sup>2</sup>, o que permite uma taxa de transferência de calor do lado primário de 945,5 MW (SEFIDVASH *et al.*, 2008). Pode ser observado na Figura 6.7 o corte longitudinal do gerador de vapor com indicação das suas principais estruturas.

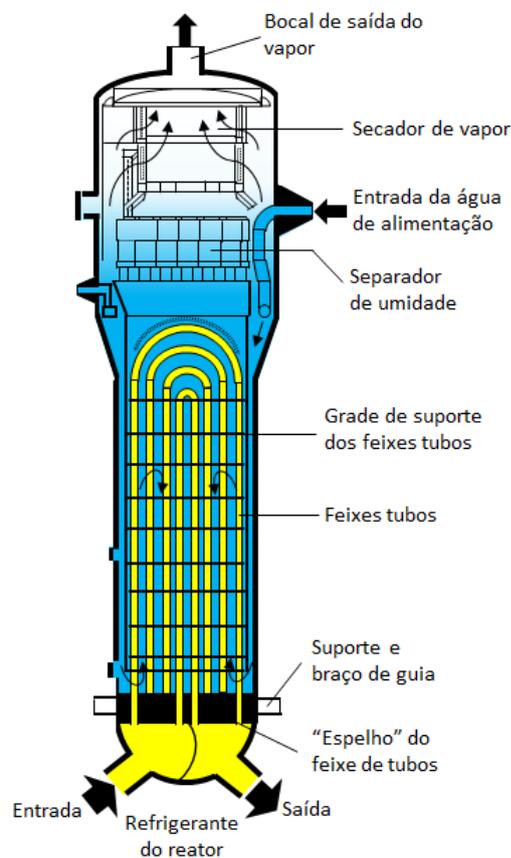


Figura 6.7 – Corte longitudinal do Gerador de vapor de Angra 2

Fonte: Adaptado de Eletronuclear/Natrontec (1998).

São apresentados na Tabela 6.1 os principais dados termodinâmicos associados ao gerador de vapor.

Tabela 6.1 – Dados de projeto do Gerador de Vapor

	<b>Ciclo Primário</b>	<b>Ciclo Secundário</b>
Pressão de projeto	175 bar	87,3 bar
Temperatura de projeto	350 °C	350 °C
Fluxo Mássico (por unidade)	4700 kg/s (LC)	512,5 kg/s (vapor)
Temperatura de entrada	326,1 °C (LC)	218,0 °C (LC)
Temperatura de saída	291,1 °C (LC)	280,3 °C (vapor)
Pressão de operação (absoluta)	158 bar	64,5 bar
Qualidade do Vapor	-	$x \geq 0,85$

LC – Líquido Comprimido

Fonte: SEFIDVASH *et al.*, (2008)

O pressurizador do ciclo primário de Angra 2 apresenta um volume total de 65 m<sup>3</sup> sendo aproximadamente 40 m<sup>3</sup> de água e 25,5 m<sup>3</sup> de vapor. É um equipamento projetado para uma temperatura de 362 °C e pressão de 175 bar, mas operam com 346 °C e aproximadamente 157 bar (SEFIDVASH *et al.*, 2008). Conta com um aquecedor com capacidade de 2047,5 kW, um tanque de alívio que opera a uma pressão normal de -0,04 kgf/cm<sup>2</sup>, duas válvulas de segurança ajustadas em 169 kgf/cm<sup>2</sup> e uma válvula de alívio (NASCIMENTO e LORA, 2004). É exposto na Figura 6.8 o corte longitudinal do pressurizador com indicação das suas principais estruturas.

No ciclo primário apresenta quatro bombas do tipo centrífuga de estágio simples, com vedação de eixo hidrostático/hidrodinâmico. Projetadas para temperaturas de 350 °C e pressões de 175 bar. Tem uma pressão de descarga de 89,5 m, uma vazão de 4700 kg/s para uma massa específica do refrigerante de 0,7445 kg/dm<sup>3</sup>. Apresentam um fluxo de injeção de água de selagem de 105,6 l/min (SEFIDVASH, *et al.*, 2008; NASCIMENTO e LORA, 2004).

O ciclo secundário da usina conta com uma turbina de alta pressão e três turbinas de baixa pressão projetada para operar com até 64,2 kgf/cm<sup>2</sup>, fluxos mássicos de 2055 kg/s, temperaturas de 280 °C e vapor com título superior a 0,85 (SEFIDVASH, *et al.*, 2008). Sendo que as turbinas de baixa pressão são do modelo TC-6F44 e apresentam rotação de 1800 rpm e pás com comprimentos de 1118 mm (LEYZEROVICH, 2005; GLOBAL TRADE MEDIA, 2007).

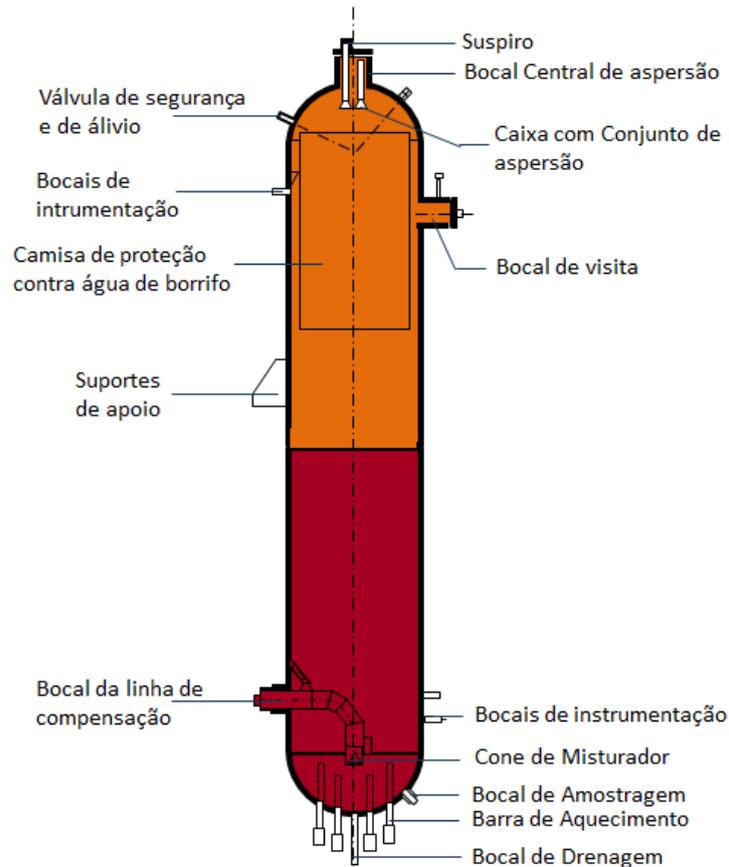


Figura 6.8 – Corte longitudinal do Pressurizador de Angra 2

Fonte: Adaptado de Eletronuclear/Natrontec (1998).

O condensador da usina utiliza água do mar para o resfriamento com uma vazão de projeto de aproximadamente  $74,4 \text{ m}^3/\text{s}$ , temperatura de  $27 \text{ }^\circ\text{C}$  e pressão de  $0,0716 \text{ bar}$  (NASCIMENTO e LORA, 2004). O ponto de captação da água de resfriamento está localizado na Enseada de Itaorna, após circular nos condensadores de vapor a água apresentará uma elevação máxima de  $8 \text{ }^\circ\text{C}$  (devido a fatores ambientais), sendo que este fluxo se junta com a água de resfriamento dos condensadores de Angra 1, atravessam um túnel de  $1 \text{ km}$  e o seu descarte é realizado no saco de Piraquara de Fora (ELETRONUCLEAR/NATRONTEC, 1998).

### 6.1.3. Dados Termodinâmicos da Usina

Angra 2 é uma usina que opera com um ciclo Rankine com reaquecimento. O fluxo mássico de vapor produzido no gerador de vapor é de  $2055 \text{ kg/s}$ , deste total aproximadamente  $95,4 \%$  é enviado a turbina de alta pressão e  $4,6 \%$  é destinado ao reaquecedor, que aquece o

vapor saturado vindo da turbina de alta pressão e tem como destino à turbina de baixa pressão. Após a saída da turbina de baixa pressão, o vapor é condensado e passa por uma série de aquecedores de baixa e alta pressão e retorna novamente ao gerador de vapor. É apresentado na Figura 6.9 uma representação esquemática da usina de Angra 2, onde seus principais fluxos estão numerados, cujas descrição dos mesmos é exposto no Quadro 6.1.

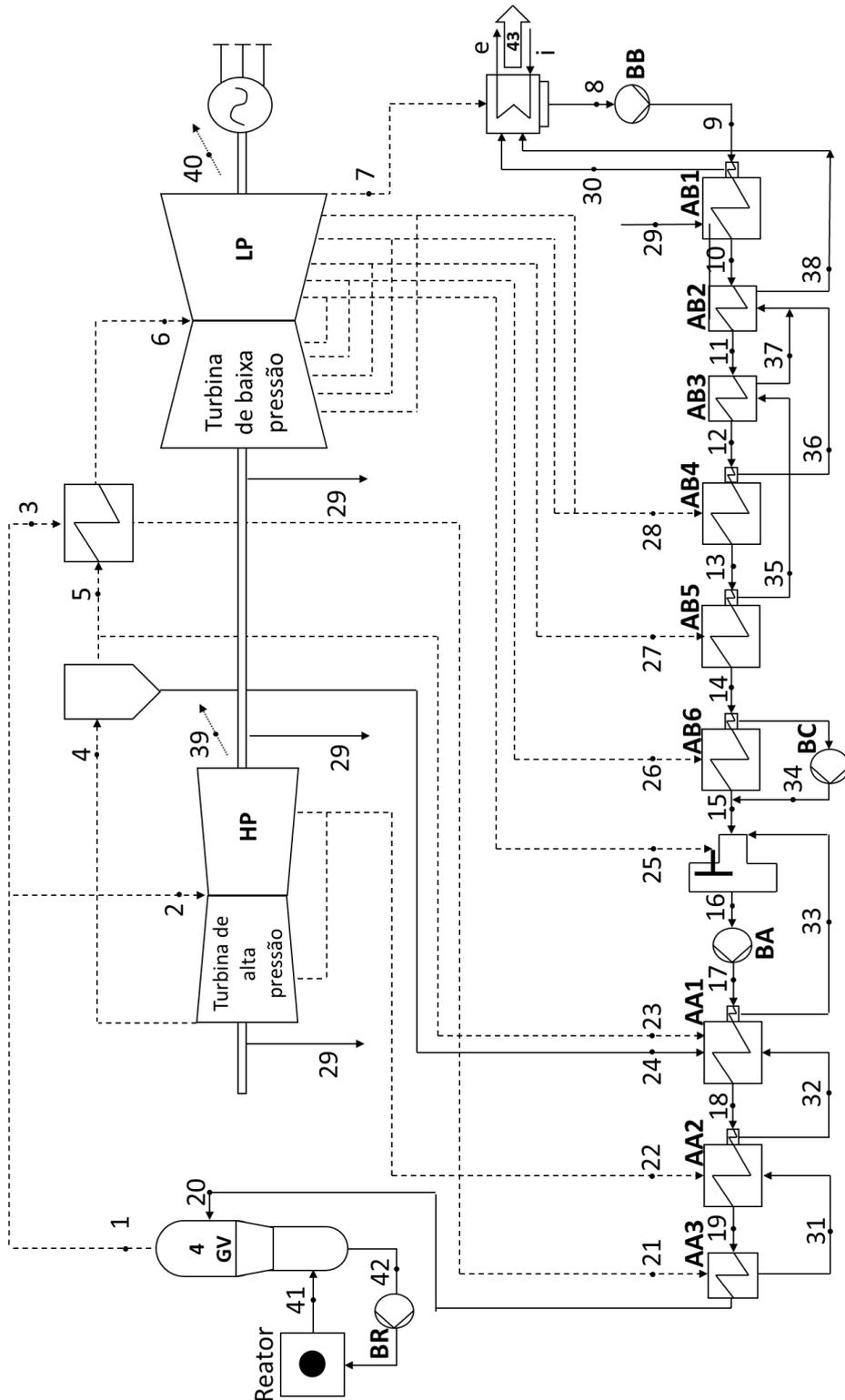


Figura 6.9 – Esquema representativo do ciclo de Angra 2  
 Fonte: Adaptado de Lapa (2005) e Nascimento e Lora (2004).

Quadro 6.1 – Descrição dos fluxos associados a Usina Nuclear de Angra 2

Fluxo	Descrição dos Fluxos
1	Vapor Saturado Total Produzido pelos 4 geradores de vapor (GV)
2	Vapor saturado que entra na Turbina de Alta pressão (HP).
3	Vapor saturado produzido no gerador de vapor a ser utilizado no reaquecedores
4	Vapor saturado que sai da HP.
5	Vapor saturado que sai do desumidificador
6	Vapor superaquecido que entra na Turbina de Baixa Pressão (LP).
7	Vapor saturado que sai na TBP e é enviado ao condensador
8	Líquido comprimido que deixa o condensador e vai para bomba do condensador
9	Líquido comprimido que entra no aquecedor de baixa pressão número 1 (AB1).
10	Líquido comprimido que entra no aquecedor de baixa pressão número 2 (AB2).
11	Líquido comprimido que entra no aquecedor de baixa pressão número 3 (AB3).
12	Líquido comprimido que entra no aquecedor de baixa pressão número (AB4).
13	Líquido comprimido que entra no aquecedor de baixa pressão número (AB5).
14	Líquido comprimido que entra no aquecedor de baixa pressão número (AB6).
15	Líquido comprimido que entra no desaerador
16	Líquido comprimido que sai no desaerador e entra a bomba de alta pressão
17	Líquido comprimido que entra no aquecedor de alta pressão número (AA1).
18	Líquido comprimido que entra no aquecedor de alta pressão número (AA2).
19	Líquido comprimido que entra no aquecedor de alta pressão número (AA3).
20	Líquido comprimido que entra nos 4 GV
21	Vapor saturado proveniente do aquecedor destinado para aquecer o AA3
22	Vapor saturado proveniente das extrações na TAP destinado para aquecer o AA2
23	Vapor saturado extraído pós o desumidificador destinado para aquecer o AA1
24	Líquido Comprimido proveniente do Desumidificador destinado para aquecer o AA1
25	Vapor superaquecido proveniente das 1ª extrações na TBP enviado ao desaerador
26	Vapor saturado proveniente das 2ª extrações na TBP destinado para aquecer o AB6
27	Vapor saturado proveniente das 3ª extrações na TBP destinado para aquecer o AB5
27r	Vapor saturado referente às 3ª extrações que deixa a TBP
28	Vapor saturado proveniente das 4ª e 5ª extrações na TBP destinado para aquecer o AB4
28r	Vapor saturado referente às 4ª e 5ª extrações que deixa a TBP
29	Vapor saturado proveniente dos labirintos das TAP e TBP destinado para aquecer o AB1
30	Líquido condensador proveniente do AB1 destinado ao Condensador
31	Líquido saturado proveniente do AA3 destinado ao AA2
32	Líquido saturado proveniente do AA2 destinado ao AA1
33	Líquido condensador proveniente do AA3 destinado ao Desaerador
34	Líquido condensador proveniente do AB6 sendo inserido na linha principal
35	Líquido condensador proveniente do AB5 destinado ao AB3
36	Líquido condensador proveniente do AB4 destinado ao AB2
37	Líquido condensador proveniente do AB3 destinado ao AB2
38	Líquido condensador proveniente do AB2 destinado ao Condensador
39	Potência produzida pela HP
40	Potência produzida pela LP
41	Fluxo de água radioativa do reator para os GVs.
42	Retorno do Fluxo de água radioativa do GVs para o reator.
43	Fluxo de Calor dissipado no Condensador
“i”	Fluxo de Água de resfriamento que entra no Condensador
“e”	Fluxo de Água de resfriamento que deixa o Condensador

Fonte: Adaptado de Lapa (2005) e Nascimento e Lora (2004).

Já seus respectivos dados termodinâmicos com a usina operando a 100 % da potência, são apresentados na Tabela 6.2.

Tabela 6.2 – Dados Termodinâmicos do Ciclo de Angra 2

<b>Fluxo</b>	<b>m (kg/s)</b>	<b>T (°C)</b>	<b>p (bar)</b>	<b>x</b>
<b>1</b>	2055,6	-	64,50	0,9975
<b>2</b>	1934,5	-	61,73	0,9953
<b>3</b>	121,1	-	61,73	0,9953
<b>4</b>	1780,5	-	12,07	0,8736
<b>5</b>	1461,9	-	11,70	0,995
<b>6</b>	1461,9	234,4	11,10	-
<b>7</b>	1139,9	-	0,05	0,875
<b>8</b>	1319,8	39,4	0,07	-
<b>9</b>	1319,8	39,4	17,43	-
<b>10</b>	1319,8	39,9	9,15	-
<b>11</b>	1319,8	40,8	8,66	-
<b>12</b>	1319,8	44,6	8,17	-
<b>13</b>	1319,8	58,3	7,68	-
<b>14</b>	1319,8	93,1	7,19	-
<b>15</b>	1398,9	123,4	6,70	-
<b>16</b>	2055,6	149,8	4,73	-
<b>17</b>	2055,6	151,2	88,41	-
<b>18</b>	2055,6	182,8	87,43	-
<b>19</b>	2055,6	214,7	86,45	-
<b>20</b>	2055,6	218,0	81,26	-
<b>21</b>	122,1	274,4	58,95	-
<b>22</b>	153,7	-	22,18	0,8925
<b>23</b>	102,9	-	11,45	0,9954
<b>24</b>	215,6	186,8	11,70	-
<b>25</b>	63,4	165,4	4,98	-
<b>26</b>	79,0	-	2,41	0,9732
<b>27r</b>	104,6	-	0,88	0,952
<b>27</b>	104,6	-	0,88	0,812
<b>28r</b>	74,6	-	0,21	0,915
<b>28</b>	74,6	-	0,21	0,43
<b>29</b>	0,8	-	-	-
<b>30</b>	0,8	98,9	-	0
<b>31</b>	121,1	221,7	-	0
<b>32</b>	274,8	189,8	-	0
<b>33</b>	593,4	158,2	-	0
<b>34</b>	79,0	126,2	-	0
<b>35</b>	104,6	96,1	-	0
<b>36</b>	74,6	61,3	-	0
<b>37</b>	104,6	47,8	-	0
<b>38</b>	179,2	46,9	-	0
<b>39</b>	-	-	-	-
<b>40</b>	-	-	-	-
<b>41</b>	18800,0	326,1	158,00	-
<b>42</b>	18800,0	291,1	153,58	-
<b>43</b>	-	-	-	-
<b>“i”</b>	71598,0	27,0	1,01	0
<b>“e”</b>	71598,0	35,0	1,01	0

Fonte: Adaptado de Lapa (2005), Nascimento e Lora (2004), Sefidvash, *et al.*, (2008), Anglaret (2013) e Eletrobras/Eletronuclear (2015)

Algumas considerações importantes a respeito dos fluxos indicados nesta representação esquemática da usina são:

- FLUXO 1 – O fluxo mássico apresentado corresponde a vazão total de vapor produzido pelos 4 geradores de vapor presente na usina de Angra 2, considerando que não há nenhum valor de fluxo mássico associado a purga do gerador de vapor.
- FLUXO 20 – O fluxo mássico apresentado corresponde a vazão total de água pré-aquecida no circuito secundário que será distribuída entre 4 geradores de vapor do circuito primário para a produção de vapor.
- FLUXO 27 e 28 – Os valores de título nestes pontos (0,8120 e 0,43) são inferiores ao valor apresentado no projeto da turbina (0,85), apesar destes fluxos serem oriundos de extrações que ocorrem na turbina de Baixa Pressão, os dados termodinâmicos apresentados são referentes as entradas destes fluxos nos aquecedores de baixa pressão, sendo esta variação na qualidade do vapor fruto das perdas de carga presentes na linha que liga a turbina e os aquecedores.
- FLUXO 27r e 28r – Os valores de título nestes pontos foram estimados pelo diagrama de Mollier. Os dados de temperatura e pressão são equivalentes aos fluxos 27 e 28, visto que todos estes fluxos (27, 28, 27r e 28r) estão associado a uma linha de vapor úmido.
- FLUXO 29 – Fluxo de líquido comprimido, proveniente das “perdas” no sistema de vedação das Turbinas de Baixa e Alta pressão. Os dados disponíveis na literatura permitiram o levantamento do valor do fluxo mássico, e admitindo que este aquecedor é ideal. Utilizou-se o balanço de energia no aquecedor de baixa pressão número 1 (AB1) para estimar a entalpia associada a este fluxo. Como são desconhecidos os dados de temperatura e pressão neste fluxo, não foram realizadas as análises exergéticas sobre o mesmo.
- FLUXOS 30 ao 38 – Corresponde a líquido comprimido que circula entre os aquecedores de baixa e alta pressão, as literaturas apresentam valores de massa, temperatura e entalpia para estes pontos. A fim de simplificação dos cálculos adotou-se os valores de entalpia e entropia para uma condição de líquido saturado ( $x=0$ ), para a temperatura fornecida.

- FLUXO 41 e 42 – Representa respectivamente o fluxo de água radioativa vindo do reator que vai entrar nos geradores de vapor e o fluxo de saída de água radioativa que deixa os geradores de vapor. Vale ressaltar que para fins de simplificação foram adotados os valores de entalpia e entropia para estes fluxos como sendo água, e consideram apenas a exergia física deste fluxo, sendo desprezada a fração de exergia química associada a esta água, decorrentes da presença de outras substâncias químicas utilizadas no reator. Estudos de Sayyaadi e Sabzaligol (2010) apontam para uma perda de carga no gerador de vapor de 2,8 % associada ao fluxos de entrada e saída de água radioativa, logo foi adotado esta mesma perda de carga para a avaliação deste estudo.
- FLUXO “i” e “e” – Estes fluxos estão associados a entrada (i) de água de resfriamento no condensador e saída (e) do mesmo. Admite que a temperatura de entrada de resfriamento ( $T_{wci}$ ) seja de 27 °C e a temperatura da saída do condensador ( $T_{wce}$ ) seja 35 °C. Considerou-se que o condensador é um equipamento ideal e opera em condições de regime permanente, logo foi adotada a vazão mássica da água de resfriamento estimada a partir do balanço de energia neste equipamento que corresponde a 71598 m<sup>3</sup>/s (ELETRONUCLEAR/NATRONTEC, 1998).

## Capítulo 7

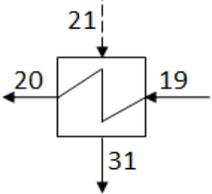
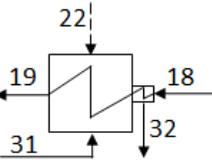
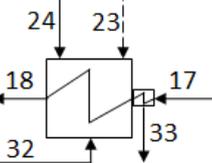
### RESULTADOS

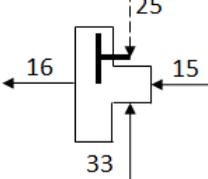
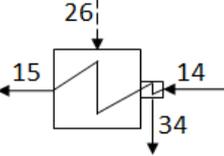
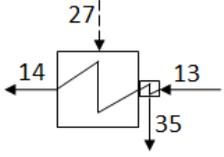
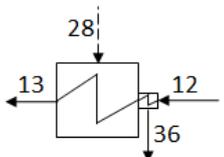
Os resultados obtidos serão apresentados em duas etapas. Inicialmente serão apresentados os resultados referentes a análise energética e exergética da planta como um todo, avaliando a eficiência e irreversibilidades associadas, tanto aos equipamentos, quanto ao ciclo da usina. Os fluxos de energia e exergia são representado por meio dos diagramas de Sankey e Grassmann. Posteriormente serão apresentados os resultados referentes a influência da temperatura da água do condensador sobre a potência gerada na turbina de baixa pressão.

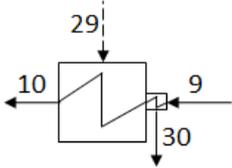
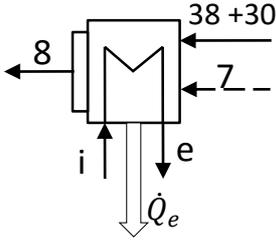
#### 7.1. ANÁLISE ENERGÉTICA E EXERGÉTICA DA PLANTA

A consistência dos dados das vazões mássicas para cada fluxo da planta foi verificada a partir dos balanços de massa e energia nos equipamentos considerando os mesmos em condições de regime permanente. O calor dissipado no condensador foi calculado tomando como referência uma temperatura de entrada de resfriamento a 27 °C e saída a 35 °C. Ressaltando que esta variação de 8 °C entre a temperatura da água de entrada e saída do condensador é limitada devido a fatores ambientais. Parte destes cálculos são apresentados no Quadro 7.1.

Quadro 7.1 – Cálculos para determinação dos fluxos mássicos e de calor na planta de Angra 2.

Equipamento	Considerações e Execução dos Cálculos
<p>Aquecedor de Alta Pressão - AA3</p> 	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Determinar: Fluxo mássico de extração da turbina (<math>\dot{m}_{21}</math>)</li> <li>- Conservação de massa em regime permanente; <ul style="list-style-type: none"> <li><math>\dot{m}_{19} = \dot{m}_{20}; \dot{m}_{21} = \dot{m}_{31}</math></li> </ul> </li> <li>- Conservação de energia em regime permanente; <ul style="list-style-type: none"> <li><math>\dot{m}_{21}h_{21} + \dot{m}_{19}h_{19} = \dot{m}_{20}h_{20} + \dot{m}_{31}h_{31}</math></li> <li><math>\therefore</math></li> <li><math>\dot{m}_{21} = \dot{m}_{20} \frac{(h_{20} - h_{19})}{(h_{21} - h_{31})}</math></li> </ul> </li> </ul> $\dot{m}_{21} = 2055,621 \frac{(936,2 - 921,4)}{(1207 - 951,5)} = 119,07 \text{ kg/s}$ <ul style="list-style-type: none"> <li>- Vazão mássica segundo Nascimento e Lora (2004): 122,147 kg/s</li> <li>- Erro: 3,5 %</li> </ul>
<p>Aquecedor de Alta Pressão - AA2</p> 	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Determinação dos Fluxos mássico de extração da turbina (<math>\dot{m}_{22}</math>)</li> <li>- Conservação de massa em regime permanente; <ul style="list-style-type: none"> <li><math>\dot{m}_{19} = \dot{m}_{18}; \dot{m}_{32} = \dot{m}_{31} + \dot{m}_{22}</math></li> </ul> </li> <li>- Conservação de energia em regime permanente; <ul style="list-style-type: none"> <li><math>\dot{m}_{18}h_{18} + \dot{m}_{31}h_{31} + \dot{m}_{22}h_{22} = \dot{m}_{32}h_{32} + \dot{m}_{19}h_{19}</math></li> <li><math>\therefore</math></li> <li><math>\dot{m}_{22} = \frac{\dot{m}_{19}(h_{19} - h_{18}) - \dot{m}_{31}(h_{31} - h_{32})}{(h_{22} - h_{32})}</math></li> </ul> </li> </ul> $\dot{m}_{22} = \frac{214,7(921,4 - 779,4) - 121,1(951,5 - 806,7)}{(2601 - 806,7)} = 152,9 \frac{\text{kg}}{\text{s}}$ <ul style="list-style-type: none"> <li>- Vazão mássica segundo Nascimento e Lora (2004): 152,684 kg/s</li> <li>- Erro: 0,14 %</li> </ul>
<p>Aquecedor de Alta Pressão - AA1</p> 	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Determinar: Fluxos mássico (<math>\dot{m}_{23}; \dot{m}_{24}</math>)</li> <li>- Conservação de massa em regime permanente; <ul style="list-style-type: none"> <li><math>\dot{m}_{18} = \dot{m}_{17}; \dot{m}_{33} = \dot{m}_{23} + \dot{m}_{24} + \dot{m}_{32}</math></li> </ul> </li> <li>- Conservação de energia em regime permanente; <ul style="list-style-type: none"> <li><math>\dot{m}_{17}h_{17} + \dot{m}_{23}h_{23} + \dot{m}_{24}h_{24} + \dot{m}_{32}h_{32} = \dot{m}_{33}h_{33} + \dot{m}_{18}h_{18}</math></li> <li><math>\dot{m}_{23} = \frac{\dot{m}_{18}(h_{18} - h_{17}) + \dot{m}_{33}h_{33} - \dot{m}_{32}h_{32} - \dot{m}_{24}h_{24}}{h_{23}}</math></li> </ul> </li> </ul> $\dot{m}_{23} = \frac{2055,6(779,4 - 642,5) - (274,8 \cdot 806,7) - (215,6 \cdot 793,4) + (593,4 \cdot 667,7)}{(2774)}$ $\dot{m}_{23} = 102,699$ <ul style="list-style-type: none"> <li>- Vazão mássica segundo Nascimento e Lora (2004): 102,920 kg/s</li> <li>- Erro: 0,21%</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Conservação de energia em regime permanente; <ul style="list-style-type: none"> <li><math>\dot{m}_{24} = \frac{\dot{m}_{18}(h_{18} - h_{17}) + \dot{m}_{33}h_{33} - \dot{m}_{32}h_{32} - \dot{m}_{23}h_{23}}{h_{24}}</math></li> </ul> </li> </ul> $\dot{m}_{24} = \frac{2055,6(779,4 - 642,5) - (274,8 \cdot 806,7) - (215,6 \cdot 793,4) + (102,9 \cdot 2774)}{(793,4)}$ $\dot{m}_{24} = 219,458$ <ul style="list-style-type: none"> <li>- Vazão mássica segundo Nascimento e Lora (2004): 215,622 kg/s</li> <li>- Erro: 1,75 %</li> </ul>

<p>Desaerador</p> 	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Determinar: Fluxos mássico de extração da turbina (<math>\dot{m}_{25}</math>)</li> <li>- Conservação de massa em regime permanente; <math display="block">\dot{m}_{16} = \dot{m}_{15} + \dot{m}_{25} + \dot{m}_{33}</math> </li> <li>- Conservação de energia em regime permanente; <math display="block">\dot{m}_{16}h_{16} = \dot{m}_{15}h_{15} + \dot{m}_{33}h_{33} + \dot{m}_{25}h_{25}</math> <math display="block">\therefore</math> <math display="block">\dot{m}_{25} = \frac{\dot{m}_{16}h_{16} - \dot{m}_{15}h_{15} - \dot{m}_{33}h_{33}}{h_{25}}</math> <math display="block">\dot{m}_{25} = \frac{(2055,6 \cdot 631,3) - (1398,9 \cdot 517,6) - (593,4 \cdot 667,7)}{2780} = 63,819</math> </li> <li>- Vazão mássica segundo Nascimento e Lora (2004): 63,384 kg/s</li> <li>- Erro: 0,7 %</li> </ul>
<p>Aquecedor de Baixa Pressão - AB6</p> 	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Determinar: Fluxos mássico de extração da turbina (<math>\dot{m}_{26}</math>)</li> <li>- Conservação de massa em regime permanente; <math display="block">\dot{m}_{15} = \dot{m}_{14} + \dot{m}_{34} \quad \dot{m}_{26} = \dot{m}_{34}</math> </li> <li>- Conservação de energia em regime permanente: Calculado <math display="block">\dot{m}_{26}(h_{26} - h_{34}) + \dot{m}_{14}h_{14} = \dot{m}_{15}h_{15}</math> <math display="block">\therefore</math> <math display="block">\dot{m}_{26} = (\dot{m}_{14} + \dot{m}_{34}) \frac{(h_{15} - h_{14})}{(h_{26} - h_{34})}</math> <math display="block">\dot{m}_{26} = (1319,8 + \dot{m}_{34}) \frac{(517,6 - 390,4)}{(2657 - 530,1)} = 83,952 \text{ kg/s}</math> </li> <li>- Vazão mássica segundo Nascimento e Lora (2004): 79,022 kg/s</li> <li>- Erro: 6,2 %</li> </ul>
<p>Aquecedor de Baixa Pressão - AB5</p> 	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Determinar: Fluxos mássico de extração da turbina (<math>\dot{m}_{27}</math>)</li> <li>- Conservação de massa em regime permanente; <math display="block">\dot{m}_{13} = \dot{m}_{14}; \quad \dot{m}_{27} = \dot{m}_{35}</math> </li> <li>- Conservação de energia em regime permanente; <math display="block">\dot{m}_{27}h_{27} + \dot{m}_{13}h_{13} = \dot{m}_{14}h_{14} + \dot{m}_{35}h_{35}</math> <math display="block">\therefore</math> <math display="block">\dot{m}_{27} = \dot{m}_{14} \frac{(h_{14} - h_{13})}{(h_{27} - h_{35})}</math> <math display="block">\dot{m}_{27} = 1319,8 \frac{(390,4 - 244,6)}{(2244 - 402,6)} = 104,504 \text{ kg/s}</math> </li> <li>- Vazão mássica segundo Lapa (2005): 104,645 kg/s</li> <li>- Erro: 0,14%</li> </ul>
<p>Aquecedor de Baixa Pressão - AB4</p> 	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Determinar: Fluxos mássico de extração da turbina (<math>\dot{m}_{28}</math>)</li> <li>- Conservação de massa em regime permanente; <math display="block">\dot{m}_{13} = \dot{m}_{12}; \quad \dot{m}_{28} = \dot{m}_{36}</math> </li> <li>- Conservação de energia em regime permanente; <math display="block">\dot{m}_{28}h_{28} + \dot{m}_{12}h_{12} = \dot{m}_{13}h_{13} + \dot{m}_{36}h_{36}</math> <math display="block">\therefore</math> <math display="block">\dot{m}_{28} = \dot{m}_{13} \frac{(h_{13} - h_{12})}{(h_{28} - h_{36})}</math> <math display="block">\dot{m}_{28} = 1319,8 \frac{(244,6 - 187,5)}{(1264 - 256,5)} = 74,802 \text{ kg/s}</math> </li> <li>- Vazão mássica segundo Nascimento e Lora (2004): 74,554 kg/s</li> <li>- Erro: 0,34%</li> </ul>

<p>Aquecedor de Baixa Pressão – AB1</p> 	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Determinar: Fluxos mássico de extração da turbina (<math>\dot{m}_{29}</math>)</li> <li>- Conservação de massa em regime permanente;           <math display="block">\dot{m}_9 = \dot{m}_{10}; \dot{m}_{29} = \dot{m}_{30}</math> </li> <li>- Conservação de energia em regime permanente;           <math display="block">\dot{m}_9 h_9 + \dot{m}_{29} h_{29} = \dot{m}_{10} h_{10} + \dot{m}_{30} h_{30}</math> <math display="block">\therefore \dot{m}_{29} = \dot{m}_{10} \frac{(h_{10} - h_9)}{(h_{29} - h_{30})}</math> </li> </ul> $\dot{m}_{28} = 1319,8 \frac{(167,9 - 166,7)}{(2532,1 - 414,5)} = 0,747 \text{ kg/s}$ <ul style="list-style-type: none"> <li>- Vazão mássica segundo Lapa (2005): 0,774 kg/s</li> <li>- Erro: 4,5%</li> </ul>
<p>Condensador</p> 	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Determinar: Fluxo mássico de água de resfriamento (<math>\dot{m}_{h2o}</math>)</li> <li>- Conservação de massa em regime permanente;           <math display="block">\dot{m}_i = \dot{m}_e = \dot{m}_{liq}; \dot{m}_8 = \dot{m}_{30} + \dot{m}_{38} + \dot{m}_7</math> </li> <li>- Conservação de energia em regime permanente;           <math display="block">\dot{m}_7 h_7 + \dot{m}_{38} h_{38} + \dot{m}_{liq} h_i = \dot{m}_8 h_8 + \dot{m}_{liq} h_o</math> <math display="block">\dot{m}_{liq} = \frac{\dot{m}_7 h_7 + \dot{m}_{30} h_{30} + \dot{m}_{38} h_{38} - \dot{m}_8 h_8}{(h_e - h_i)}</math> <math display="block">\therefore \dot{m}_{liq} = \frac{(1139,9.2258) + (0,774.414,5) + (179,199.196,2) - (1319,8.165,1)}{(146,7 - 113,3)}</math> <math display="block">\dot{m}_{liq} = 71598 \frac{\text{kg}}{\text{s}} \quad \text{ou} \quad \dot{m}_{liq} = 71,598 \frac{\text{m}^3}{\text{s}}</math> </li> <li>- Vazão mássica segundo Eletrobras/Eletronuclear (2015): 74,4 m<sup>3</sup>/s</li> <li>- Erro: 3,77%</li> <li>- Determinar: Calor dissipado (<math>\dot{Q}_o</math>)           <math display="block">\dot{Q}_e = \dot{m}_{liq} (h_e - h_i) = 70029(146,7 - 113,3)</math> <math display="block">\dot{Q}_e = 2.391.397,0 \text{ kW}</math> </li> </ul>

Fonte: Elaborada pela própria autora.

É importante salientar que os cálculos apresentados no Quadro 7.1 tiveram como objetivo verificar se os dados da literatura apresentavam valores pertinentes, sendo o erro calculado entre os valores obtidos para o balanço de massa e energia pelo os valores presentes na literatura. Verificou-se que parte dos fluxos mássicos calculados apresentaram erros baixos (<1 %) entre os valores obtidos pelo balanço de energia e os valores da literatura como são os casos dos fluxos  $\dot{m}_{22}$ ,  $\dot{m}_{25}$ ,  $\dot{m}_{27}$  e  $\dot{m}_{28}$ , sendo estes adotadas, na integra, os valores encontrados na literatura. Já para o condensador foram adotados os fluxos mássicos e de calor obtidos nos cálculos.

A partir dos dados termodinâmicos disponibilizados para a planta foram levantados os valores de entalpia e entropia para cada fluxo associado a usina, utilizando o software “Computer-Aided Thermodynamic Table 3 Version 1.0.”. Vale ressaltar que em alguns fluxos não foram apresentados os valores de temperatura ou pressão, sendo estes dados também obtidos com este software. Com base nas propriedades termodinâmicas obtidas foram determinados os valores de energia e exergia para os respectivos fluxos, sendo que para o cálculo da Exergia adotou-se um estado de referência a 25 °C, sendo exposto na Tabela 7.1 os valores das propriedades termodinâmicas para este estado de referência.

Tabela 7.1 – Propriedades Termodinâmicas do Estado de Referência Adotado

<b>Temperatura</b>	$T_o$	25	°C
<b>Pressão</b>	$p_o$	1,013	bar
<b>Entalpia</b>	$h_o$	105	kJ/kg
<b>Entropia</b>	$s_o$	0,3673	kJ/kg K

Estão disponibilizados na Tabela 7.2, os valores das propriedades termodinâmicas, juntamente com valores da energia e exergia calculados para os respectivos fluxos da planta. Sendo que os dados destacados em *itálico* são referentes aos dados calculados ou estimados para a planta

Admitindo que a água de resfriamento que entra nos condensadores encontra-se a uma temperatura constante 27 °C, foi possível a determinação da eficiência Energética e Exergética do ciclo da usina. Vale ressaltar que na determinação da eficiência energética do ciclo foram consideradas que as trocas de calor ao longo da planta ocorrem apenas nos geradores de vapor e no condensador da usina, e que todos os demais equipamentos são considerados adiabáticos.

Apresenta-se na Tabela 7.3 os valores de eficiência energética e exergética dos respectivos equipamentos da usina de Angra 2.

Sendo apresentadas todas na Tabela 7.4 os fluxos associados aos produtos e insumos de cada equipamento que foram utilizados para a estimativa da irreversibilidade dos mesmos.

Tabela 7.2 – Propriedades termodinâmicas e Energia e Exergia dos Fluxos ( $T_0=25\text{ }^\circ\text{C}$ ).

Fluxo	m (kg/s)	T ( $^\circ\text{C}$ )	p (bar)	x	h (kJ/kg)	s (kJ/kg)	Exergia (kW)	Energia (kW)
1	2055,6	280,4	64,50	0,9975	2.775	5,847	2.129.482	5.704.348
2	1934,5	277,5	61,73	0,9953	2.775	5,862	1.995.331	5.368.165
3	121,1	277,5	61,73	0,9953	2.775	5,862	124.958	336.183
4	1780,5	188,2	12,07	0,8736	2.534	5,978	1.345.812	4.511.716
5	1461,9	186,9	11,70	0,995	2.774	6,51	1.224.012	4.055.394
6	1461,9	234,4	11,10	-	2.903	6,802	1.285.326	4.243.983
7	1139,9	32,88	0,05	0,875	2.258	7,405	62.024	2.573.824
8	1319,8	39,4	0,07	-	165,1	0,5647	1.253	217.906
9	1319,8	39,4	17,43	-	166,7	0,564	3.640	220.018
10	1319,8	39,9	9,15	-	167,9	0,5707	2.587	221.601
11	1319,8	40,8	8,66	-	171,6	0,5827	2.748	226.485
12	1319,8	44,6	8,17	-	187,5	0,633	3.940	247.470
13	1319,8	58,3	7,68	-	244,6	0,8093	9.927	322.833
14	1319,8	93,1	7,19	-	390,4	1,228	37.597	515.266
15	1398,9	123,4	6,70	-	518,5	1,562	79.740	725.306
16	2055,6	149,8	4,73	-	631,3	1,84	178.671	1.297.714
17	2055,6	151,2	88,41	-	642,5	1,845	198.630	1.320.736
18	2055,6	182,8	87,43	-	779,4	2,156	289.438	1.602.151
19	2055,6	214,7	86,45	-	921,4	2,457	396.858	1.894.049
20	2055,6	218,0	81,26	-	936,2	2,489	407.669	1.924.472
21	122,1	274,4	58,95	-	1.207	3,015	38.146	147.431
22	153,7	217,7	22,18	0,8925	2.601	5,893	130.357	399.732
23	102,9	185,9	11,45	0,9954	2.774	6,52	85.864	285.500
24	215,6	186,8	11,70	-	793,4	2,205	30.229	171.074
25	63,4	165,4	4,98	-	2.780	6,894	46.192	176.208
26	79,0	126,2	2,41	0,9732	2.657	6,918	47.304	209.961
27r	104,6	96,07	0,88	0,95	2.556	7,096	46.519	267.472
27	104,6	96,1	0,88	0,812	2.244	6,248	40.327	234.823
28r	74,6	61,24	0,21	0,91	2.400	7,256	17.955	178.929
28	74,6	61,2	0,21	0,43	1.269	3,875	8.789	94.609
29	0,8	-	-	-	2.460,7	-	-	1.905
30	0,8	98,9	0,97	0	414,5	1,294	25	321
31	121,1	221,7	23,94	0	951,5	2,533	24.290	115.271
32	274,8	189,8	12,49	0	806,7	2,234	39.809	221.706
33	593,4	158,2	5,92	0	667,7	1,925	58.136	396.195
34	79,0	126,2	2,41	0	530,1	1,594	4.667	41.890
35	104,6	96,1	0,88	0	402,6	1,263	3.166	42.130
36	74,6	61,3	0,21	0	256,5	0,8474	601	19.123
37	104,6	47,8	0,11	0	200,1	0,6752	314	20.939
38	179,2	46,9	0,11	0	196,2	0,6628	502	35.159
39	-	-	-	-	-	-	455.911	455.911
40	-	-	-	-	-	-	835.139	835.139
41	18800,0	326,1	158,00	-	1.490	3,484	8.562.644	28.012.000
42	18800,0	291,1	153,58	-	1.289	3,141	6.706.434	24.233.200
43	-	-	-	-	-	-	61.576	2.391.397
“i”	71598	27,0	1,01	0	113,3	-0,344	-24652	8.112.137
“e”	71598	35,0	1,01	0	146,7	0,289	20.692	10.503.535

Fonte: Elaborada pela própria autora, a partir de Lapa (2005), Nascimento e Lora (2004), Sefidvash, *et al.*, (2008), Anglaret (2013) e Eletrobras/Eletronuclear (2015).

Tabela 7.3 – Eficiência Energética e Exergética dos Equipamentos

Equipamento	Energética*	Exergética**
Gerador de Vapor	99,9 %	92,8 %
Turbina de Alta Pressão (TAP)	99,8 %	87,8 %
Reaquecedor	99,9 %	70,6 %
Turbina de Baixa Pressão (TBP)	79,8 %	78,4 %
Condensador	100,0 %	74,0 %
Bomba do Condensador (BB)	88,9 %	88,5 %
1º Aquecedor de Baixa Pressão (AB1)	100,0 %	-
2º Aquecedor de Baixa Pressão (AB2)	99,6 %	39,0 %
3º Aquecedor de Baixa Pressão (AB3)	99,0 %	41,8 %
4º Aquecedor de Baixa Pressão (AB4)	99,8 %	73,1 %
5º Aquecedor de Baixa Pressão (AB5)	99,9 %	74,5 %
6º Aquecedor de Baixa Pressão (AB6)	100,0 %	89,1 %
Desaerador	100,0 %	97,1 %
Bomba de Alta Pressão (BA)	87,5 %	86,7 %
1º Aquecedor de Alta Pressão (AA1)	99,8 %	92,9 %
2º Aquecedor de Alta Pressão (AA2)	99,5 %	93,5 %
3º Aquecedor de Alta Pressão (AA3)	94,6 %	78,0 %
<b>Ciclo</b>	<b>34,2 %</b>	<b>33,4 %</b>

\*Calculadas a partir das equações apresentadas no Item 4.1

\*\*Calculadas a partir das equações apresentadas no Item 4.2.5

Fonte: Elaborada pela própria autora.

Tabela 7.4 – Irreversibilidade dos Equipamentos da Usina Angra 2

Equipamentos	Insumos (F)	Produtos (P)	I (MW)	$\delta$
Reator	47+42	41	1923,79	76,378 %
Gerador de Vapor	41-42	1-20	134,40	5,336 %
Linha entre GV e TAP	1	2+3	9,193	0,365 %
Turbina de Alta Pressão	2-22-4	39	63,250	2,511 %
Desumidificador	4-24	5+23	5,707	0,227 %
Reaquecedor	3-21	6-5	25,499	1,012 %
Turbina de Baixa Pressão	6-25-26-27r-28r-7	40	230,191	9,139 %
Condensador	7+30+38	8+43	65,259	2,591 %
Bomba do Condensador	44	9-8	4,499	0,179 %
1º Aquecedor de Baixa Pressão	29-30	10-9	-	-
2º Aquecedor de Baixa Pressão	37+36-38	11-10	0,252	0,010 %
3º Aquecedor de Baixa Pressão	35-37	12-11	1,659	0,066 %
4º Aquecedor de Baixa Pressão	28-36	13-12	2,200	0,087 %
5º Aquecedor de Baixa Pressão	27-35	14-13	9,492	0,377 %
6º Aquecedor de Baixa Pressão	26	15-14	5,160	0,205 %
Tubulação da 3ª extração TBP	27r	27	6,340	0,246 %
Tubulação da 4ª extração TBP	28r	28	9,283	0,364 %
Desaerador	25+15+33	16	5,397	0,214 %
Bomba de Alta Pressão	45	17-16	0,044	0,002 %
1º Aquecedor de Alta Pressão	23+24+32-33	18-17	6,957	0,276 %
2º Aquecedor de Alta Pressão	22+31-32	19-18	7,418	0,295 %
3º Aquecedor de Alta Pressão	21-31	20-19	3,044	0,121 %
<b>Irreversibilidade Total do CICLO</b>			<b>2518,77</b>	<b>100,0 %</b>

Fonte: Elaborada pela própria autora

A análise exergética da planta possibilitou quantificar uma irreversibilidade total do ciclo de 2518,77 MW. Sendo que o maior índice de irreversibilidade está concentrado no reator nuclear com 1923,79 MW o que corresponde a 76,378 % de toda irreversibilidade da planta. Seguidos dos equipamentos: turbina de baixa pressão (9,139 %), gerador de vapor (5,336 %), e condensador (2,591 %), que juntos representam (17,21 %) da irreversibilidade total da usina.

O gerador de vapor apresenta sua irreversibilidade associada aos processos: transferência de calor no equipamento e perda de carga, devido as estruturas internas do equipamento. Já as irreversibilidades no conjunto turbina de baixa pressão e condensador estão associadas principalmente com as condições internas do condensador de vapor.

Os valores de irreversibilidade encontrados são similares aos apresentados em outros estudos realizados por Rosen e Scott (1986), Durmayaz e Yavuz (2001) como pode ser observado na Tabela 7.5.

Tabela 7.5 – Comparação entre as Irreversibilidades encontradas e as presentes na literatura

Equipamentos	ROSEN e SCOTT (1986) - CANDU		DURMAYAZ e YAVUZ (2001) - PWR		Presente Trabalho Angra 2 – PWR	
	MW	%	MW	%	MW	%
Reator	969,70	<b>79,811 %</b>	2148,20	<b>79,687 %</b>	1920,17	<b>76,378 %</b>
Gerador de vapor	47,40	<b>3,901 %</b>	133,81	<b>4,963 %</b>	138,02	<b>5,336 %</b>
Bomba do reator	1,10	<b>0,091 %</b>	0,12	<b>0,004 %</b>	-	-
Moderador; Refrigerador	9,00	<b>0,741 %</b>	-	-	-	-
Tubulações*	-	-	1,31	<b>0,049 %</b>	9,193	<b>0,365 %</b>
Turbina de Alta pressão	36,90	<b>3,037 %</b>	48,87	<b>1,813 %</b>	63,25	<b>2,511 %</b>
Turbina de Baixa pressão	79,70	<b>6,560 %</b>	145,86	<b>5,411 %</b>	230,19	<b>9,139 %</b>
Gerador Elétrico	5,50	<b>0,453 %</b>	-	-	-	-
Transformador	5,50	<b>0,453 %</b>	-	-	-	-
Desumidificador	0,20	<b>0,016 %</b>	3,11	<b>0,115 %</b>	5,71	<b>0,227 %</b>
Reaquecedor	15,00	<b>1,235 %</b>	24,42	<b>0,906 %</b>	25,50	<b>1,012 %</b>
Válvulas e Tubulações**	-	-	14,73	<b>0,546 %</b>	15,36	<b>0,610 %</b>
Condensador	24,70	<b>2,033 %</b>	125,82	<b>4,667 %</b>	65,26	<b>2,591 %</b>
Aquecedor de Baixa Pressão	1,60	<b>0,132 %</b>	19,39	<b>0,719 %</b>	18,76	<b>0,745 %</b>
Desaerador	1,80	<b>0,148 %</b>	5,12	<b>0,190 %</b>	5,40	<b>0,214 %</b>
Aquecedor de Alta Pressão	16,40	<b>1,350 %</b>	18,44	<b>0,684 %</b>	17,42	<b>0,692 %</b>
Outras Bombas	0,04	<b>0,003 %</b>	-	-	-	-
Bomba do condensador	0,03	<b>0,002 %</b>	0,63	<b>0,023 %</b>	4,50	<b>0,179 %</b>
Bomba de Alta Pressão	0,43	<b>0,035 %</b>	2,14	<b>0,079 %</b>	0,04	<b>0,002 %</b>
Tubulações	-	-	3,86	<b>0,143 %</b>		
<b>Irreversibilidade Total da Planta</b>	<b>1215,0</b>	<b>100 %</b>	<b>2695,8</b>	<b>100 %</b>	<b>2518,77</b>	<b>100 %</b>

\* Dados são referentes a linha que liga os geradores de vapor a HP para Angra 2

\*\* Dados são referentes as linha de extração de vapor até a chegada nos aquecedores para Angra 2

Fonte: Elaborada pela própria autora, dados processados de Rosen e Scott (1986), Durmayaz e Yavuz (2001).

Na Figura 7.1 são apresentadas comparações percentuais entre a energia e exergia produzida e/ou perdida da planta analisada.

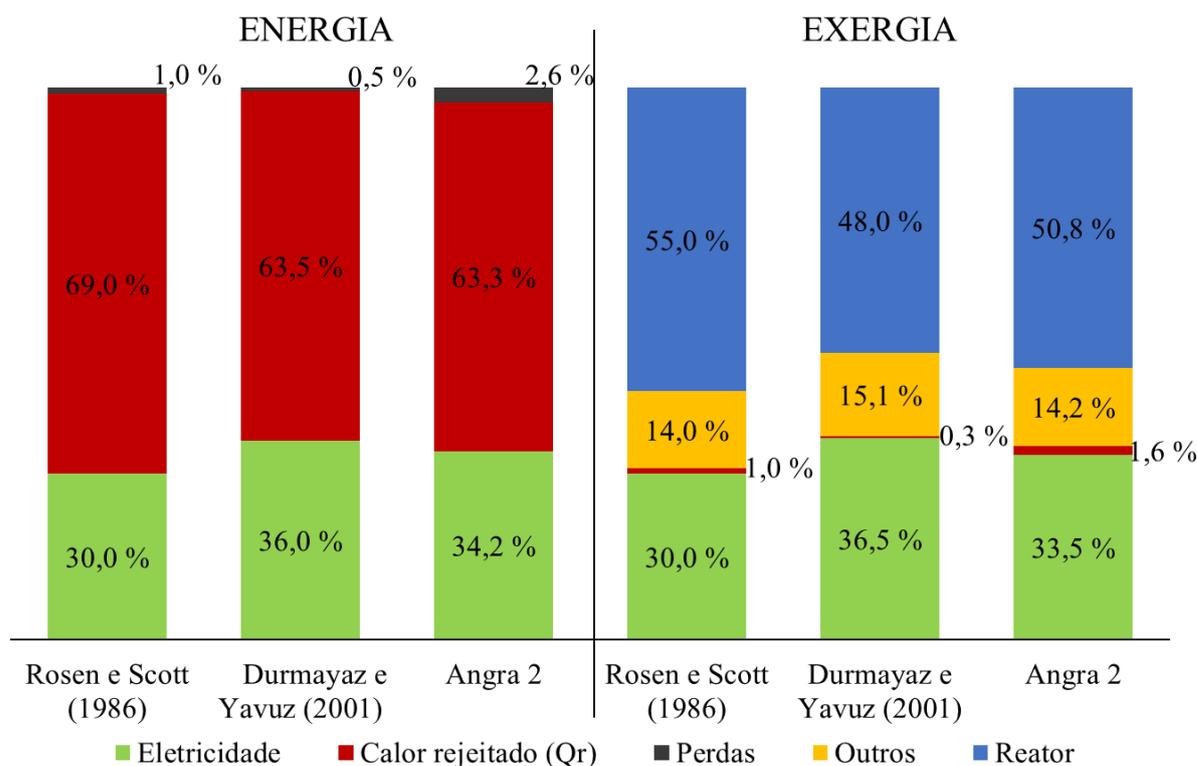


Figura 7.1 – Representação dos percentuais de energia e exergia produzida e/ou perdida da planta analisada com relação a literatura.

Fonte: Elaborada pela própria autora, dados processados de Rosen e Scott (1986), Durmayaz e Yavuz (2001).

Comparando os resultados percentuais das distribuições de energia e exergia (produzida e/ou perdida), identificadas para a planta de Angra 2, com valores da literatura apresentados por o Rosen e Scott (1986), Durmayaz e Yavuz (2001), observa-se uma similaridade nos resultados. Os maiores percentuais de perdas energéticas estão associados a dissipação de calor na planta com valores de 69 % segundo Rosen e Scott (1986), 63,5 % de acordo com os estudos de Durmayaz e Yavuz (2001), e as análises realizadas em Angra 2 apontaram para 63,3 %. Por sua vez as maiores perdas exergéticas estão associadas a reator nuclear que correspondem a um valor médio percentual de 51,27 %. Sendo que segundo Rosen e Scott (1986) estes elevados índices de irreversibilidade associados ao reator são devidos aos processos de transferência de calor que ocorrem internamente no reator com fluido moderador, transferência de calor no interior do combustível e também em sua superfície.

É apresentado na Figura 7.2 o Digrama de Sankey que consiste na representação gráfica dos fluxos de energia associadas a planta.

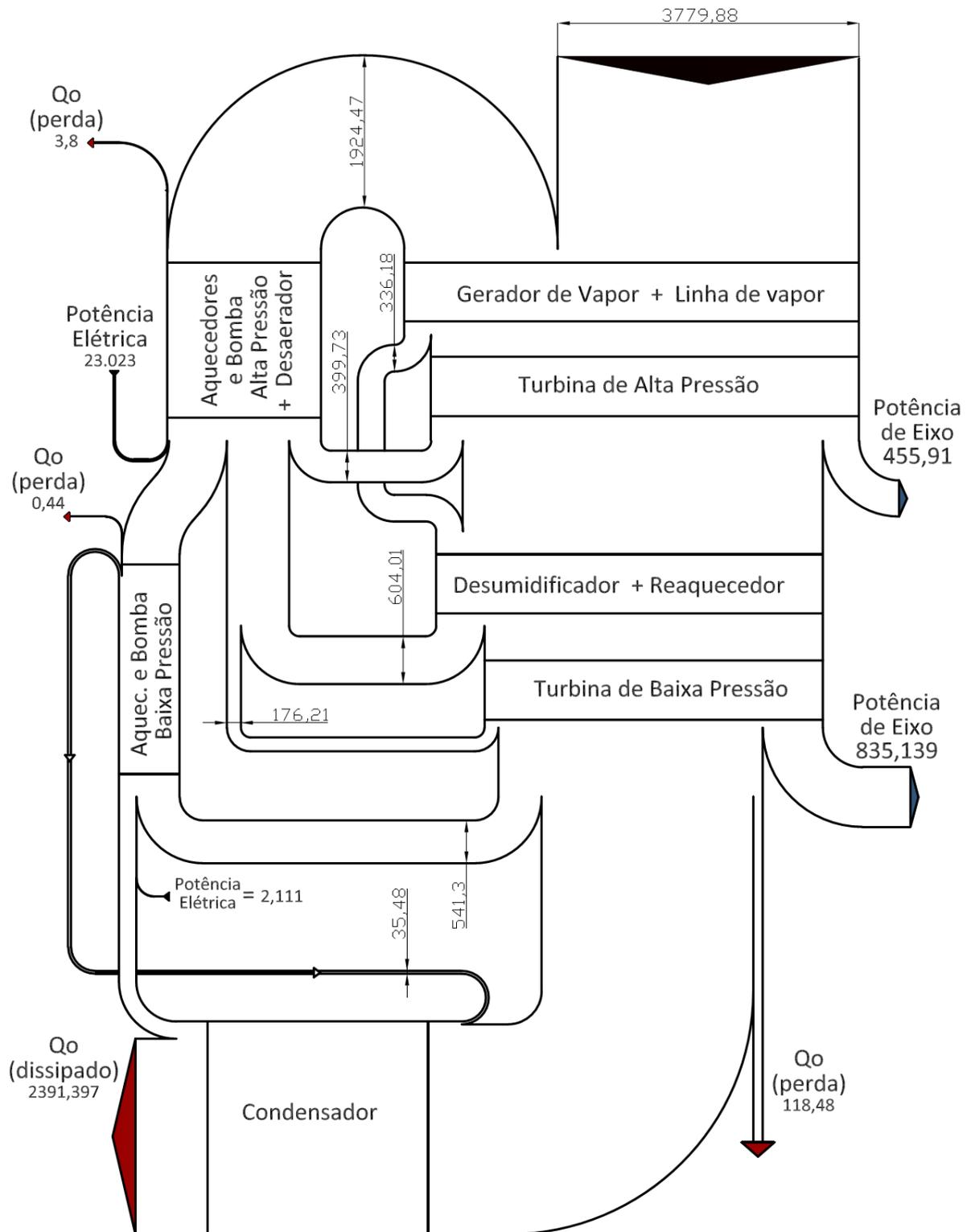


Figura 7.2 – Representação dos fluxos de Energia pelo Diagrama de Sankey (MW)

Fonte: Elaborada pela própria autora.

Já a representação gráfica dos fluxos de exergia são ilustrados na Figura 7.3 pelo Diagrama de Grasmann.

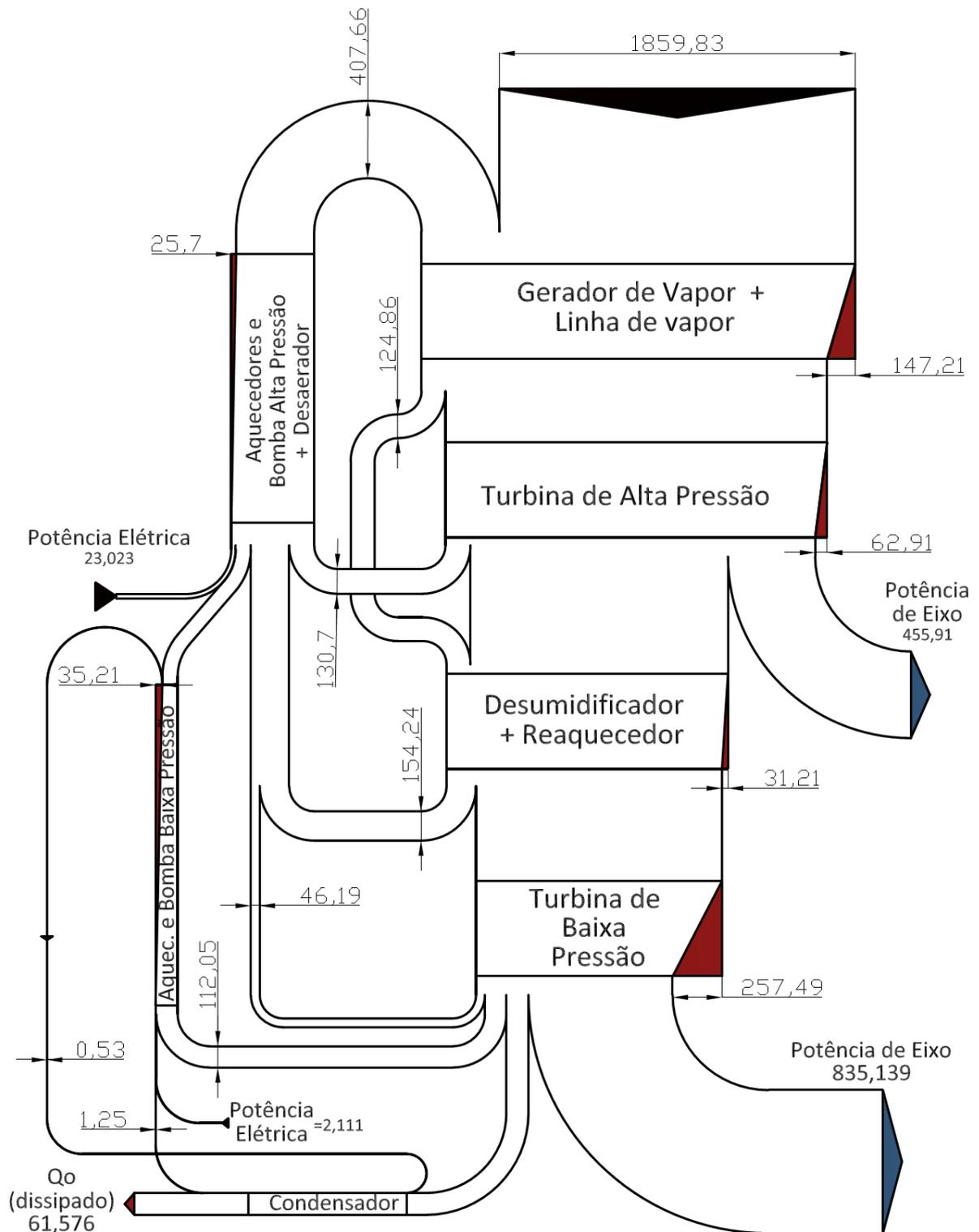


Figura 7.3 – Representação dos fluxos de Exergia pelo Diagrama de Grasmann (MW)

Fonte: Elaborada pela própria autora

## 7.2. INFLUÊNCIA DA TEMPERATURA DA ÁGUA DE RESFRIAMENTO

A avaliação da influência da temperatura da água de resfriamento do condensador, sobre a potência produzida foi realizada no conjunto, Turbina de Baixa Pressão e condensador da Usina de Angra 2. Admitiu-se que o reator e gerador de vapor operam em plena carga, ou seja, máxima produção de vapor, cuja representação esquemática pode ser observada na Figura 7.4.

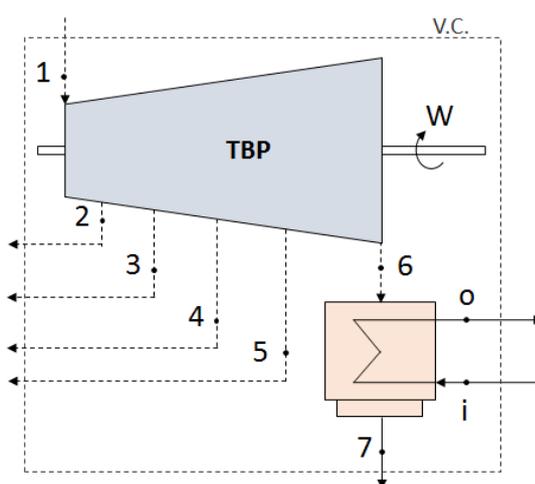


Figura 7.4 – Representação esquemática do conjunto turbina de baixa pressão e condensador

Fonte: Elaborado pelo próprio autor

Dentre as condições adotadas para os cálculos tem-se: regime permanente, com as vazões mássicas em todos fluxos adotadas como constantes, admitindo que não há perda pelos labirintos das turbinas ( $\dot{m}_1 = \dot{m}_2 + \dot{m}_3 + \dot{m}_4 + \dot{m}_5$ ) e que não haverá nenhuma entrada de retorno de condensados para o condensador, assim,  $\dot{m}_6 = \dot{m}_7$ .

Os valores de entalpia e entropia para os fluxos foram obtidos utilizando o software “Computer-Aided Thermodynamic Table 3 Version 1.0”. São apresentados na Tabela 7.6 os valores das propriedades termodinâmicas dos Fluxos 1, 2, 3, 4 e 5, juntamente com os seus respectivos valores de Energia e Exergia. Vale salientar que a condição de referência adotada é a 25 °C, e suas propriedade termodinâmicas são as mesmas apresentadas anteriormente na Tabela 7.1.

Tabela 7.6 – Propriedades termodinâmicas e Energia e Exergia dos Fluxos do V.C. ( $T_0=25\text{ }^\circ\text{C}$ ).

Fluxo	m (kg/s)	T ( $^\circ\text{C}$ )	P (bar)	x	h* (kJ/kg)	s* (kJ/kg)	Exergia (kW)	Energia (kW)
1	1461,9	234,4	11,101	-	2.903	6,802	1.285.326	4.243.983
2	63,384	165,4	4,9837	-	2.780	6,894	46.211	176.208
3	79,022	126,20*	2,4088	0,9732	2.657	6,918	47.327	209.961
4	104,6	96,07*	0,8794	0,952	2.561	7,108	46.699	267.996
5	74,6	61,24*	0,2111	0,915	2.412	7,291	18.094	179.824

\*Calculados pelo "Computer-Aided Thermodynamic Table 3 Version 1.0".

Fonte: Elaborada pela própria autora

Foram feitas as seguintes considerações para a aplicação da metodologia de Durmayaz e Sogut (2006) :

- As temperaturas da água de resfriamento foram avaliadas entre 19 e 29  $^\circ\text{C}$ , sendo esta faixa de temperatura definida a partir do valor médio mensal histórico (máximo e mínimo) para a costa de Angra dos Reis;
- A vazão mássica da água de resfriamento no condensador foi calculada a partir do balanço de energia de acordo com a Equação 4.2, admitindo uma condição de regime permanente;
- O vapor saturado que chega ao condensador teve seus títulos aproximados pelo Diagrama de Mollier;
- Foram simuladas três condições distintas para a temperatura da água de saída, sendo a primeira com um incremento de 8  $^\circ\text{C}$  em relação a entrada, a segunda e terceira com respectivos incrementos de 7  $^\circ\text{C}$  e 6  $^\circ\text{C}$ .

Assim os resultados referentes aos cálculos realizados segundo a metodologia de Durmayaz e Sogut (2006) e descrita no Item 4.4, considerando as condições propostas estão disponibilizados no Apêndice I.

Assim correlacionando a temperatura da água de entrada ( $T_{wci}$ ) no condensador, com a temperatura da água de saída ( $T_{wce}$ ), observa-se um comportamento linear para ambas as condições proposta, conforme pode ser observado na Figura 7.5.

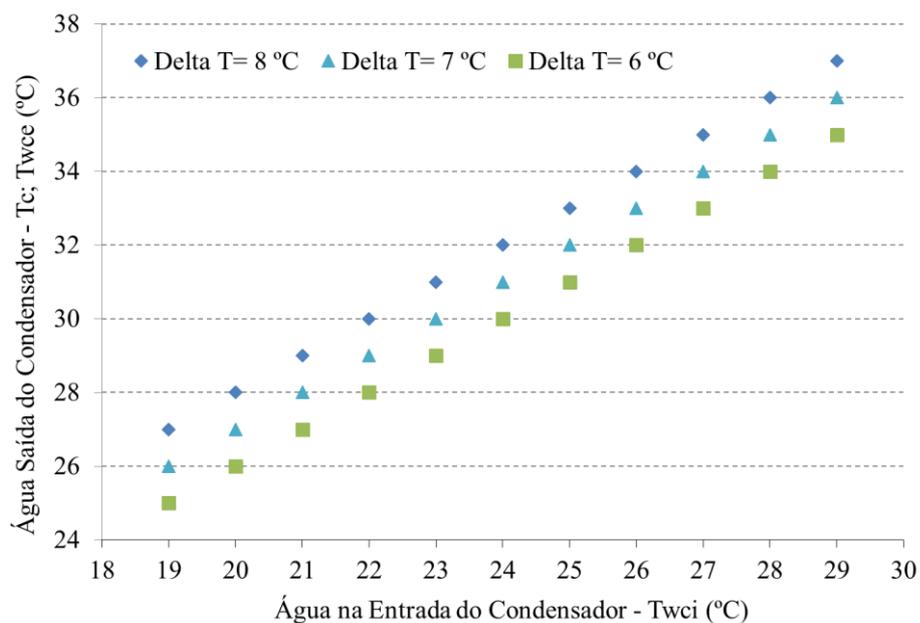


Figura 7.5 – Relação entre as temperaturas da água de entrada e saída do condensador

Fonte: Elaborada pela própria autora

Admitindo que a pressão dentro do condensador será igual a pressão de saturação da água de resfriamento na saída do mesmo, é apresentado na Figura 7.6 a relação existente entre estas pressões e a temperatura da água de resfriamento na entrada do equipamento.

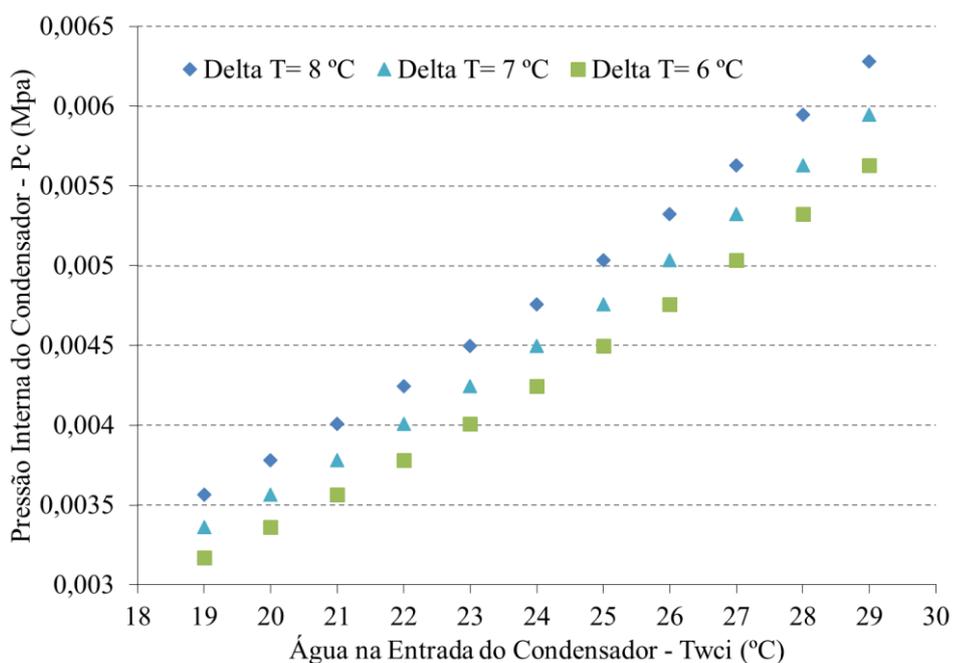


Figura 7.6 – Variação da pressão do condensador para diferentes temperaturas de resfriamento

Fonte: Elaborada pela própria autora

Considerando que a pressão do condensador, será a pressão de exaustão da turbina de baixa pressão, assim para cada condição simulada ( $\Delta T = 8 \text{ }^\circ\text{C}$ ;  $\Delta T = 7 \text{ }^\circ\text{C}$ ;  $\Delta T = 6 \text{ }^\circ\text{C}$ ) com temperaturas do condensador variando entre  $19 \text{ }^\circ\text{C}$  e  $29 \text{ }^\circ\text{C}$ , serão obtidos os valores de potência gerada pela turbina, como pode ser observado na Figura 7.7.

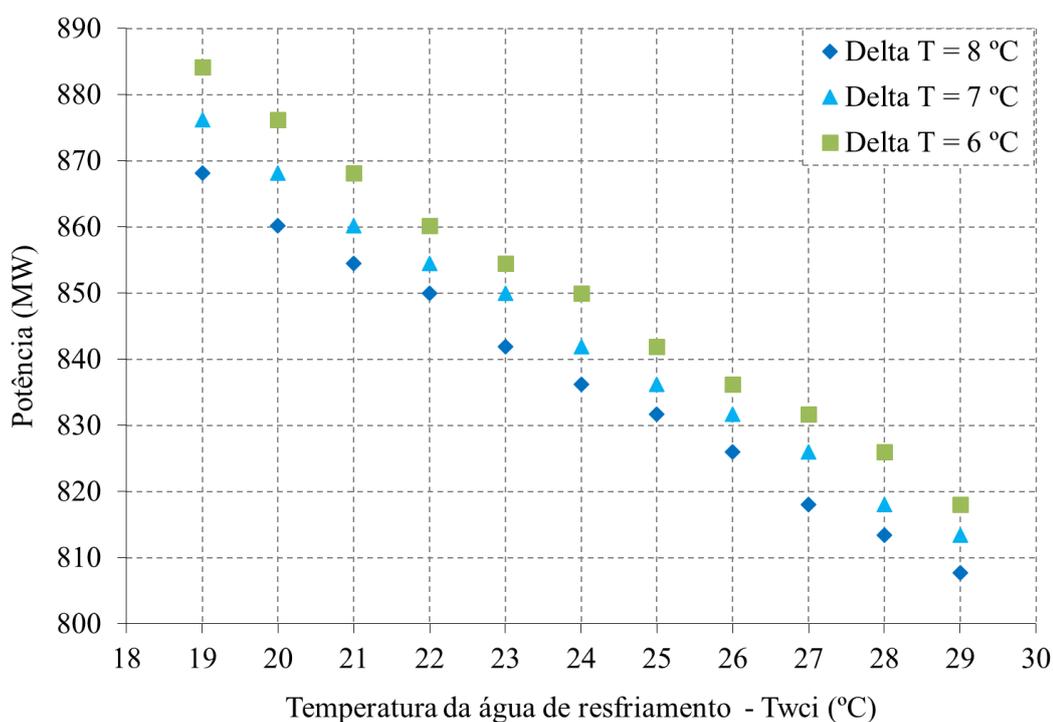


Figura 7.7 – Potência Produzida para diferentes temperaturas da água de resfriamento

Fonte: Elaborada pela própria autora

Os resultados encontrados apontam para uma relação inversamente proporcional entre potência gerada e a temperatura de resfriamento, ou seja, os maiores valores de potência gerada são para menores temperaturas da entrada da água de resfriamento. Isso ocorre, pois, as pressões são menores nestas condições, favorecendo assim o processo de expansão da turbina. A maximização da potência também está associada diretamente a redução gradientes entre Twci e Twce, visto que nesta condição também se encontra uma redução da pressão interna do condensador.

A metodologia utilizada para o cálculo da potência, em função da temperatura de resfriamento, é uma forma bastante simplificada, mas busca trazer uma ideia da ordem de grandeza destas variáveis.

Os resultados encontrados por este modelo, foram comparados com dados reais de operação registrados pela Operadora Nacional do Sistema Elétrico Brasileiro (ONS) para a Usina de Angra 2, entre o período de agosto de 2013 a agosto de 2015. Vale ressaltar que os dados utilizados deste período, se tratam de registros diários expressos em MWmed, sendo utilizando apenas os dados dos dias que a usina operava em uma condição de plena carga. Estes dados reais de potência, foram associados a dados diários de temperatura de superfície da água do mar para a região costeira de Angra dos Reis, elaborando assim um banco de dados diário disponível no Apêndice II.

A partir dos resultados da análise energética e exergetica global de Angra 2, obteve-se que a turbina de alta pressão apresenta uma potência de 455,911 MW. Assim somando o valor da potência da turbina de alta pressão com os valores de potência da turbina de baixa pressão, a partir da aplicação da metodologia de Durmayaz e Sogut (2006), obtém-se a geração total da usina de Angra 2 para as diferentes condições avaliadas. É apresentado na Figura 7.8 uma comparação entre a potência estimada para a Usina de Angra 2 e a potência real registrada segundo a ONS (2015).

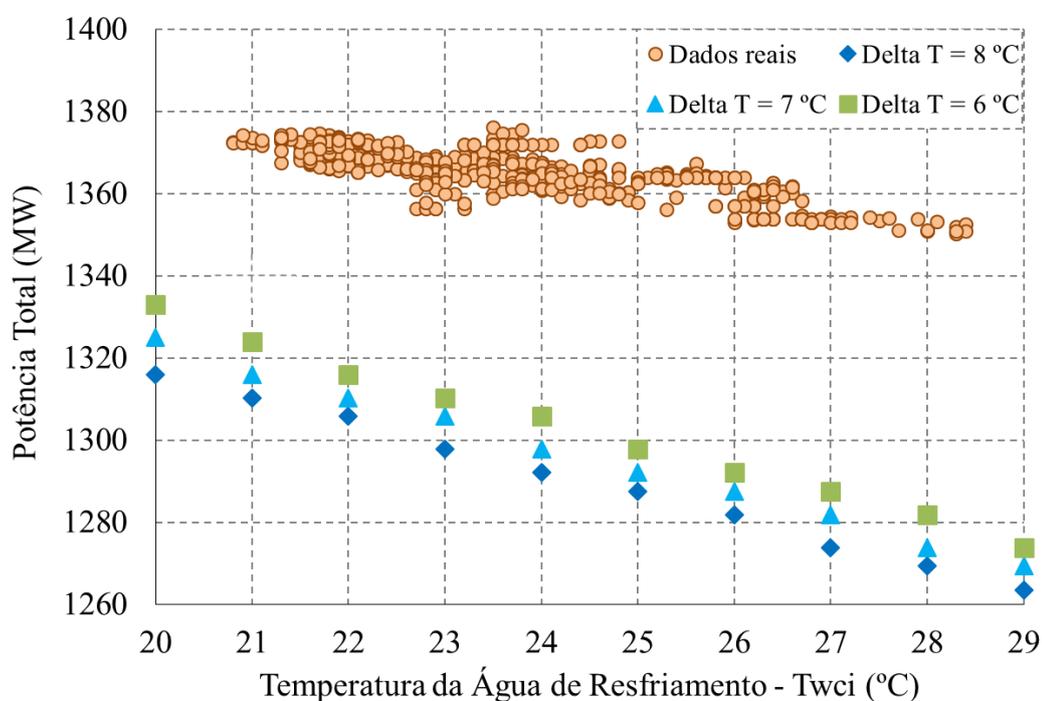


Figura 7.8 – Comparação entre Potência estimada e a Potência real registrada segundo dados da ONS, em diferentes temperaturas de água de resfriamento.

Fonte: Elaborada pela própria autora

Os dados reais da Usina de Angra 2 seguem uma tendência similar com os dados encontrados pela metodologia Durmayaz e Sogut (2006). Ressaltando assim a forte correlação entre a temperatura da água de resfriamento e potência, e o impacto que isso implica no processo de geração para diferentes condições ambientais.

Porém estes dados calculados apresentam valores médios de aproximadamente 50MW abaixo dos valores reais, variações estas que estão ligadas as aproximações realizadas nos cálculos, as incertezas em relação os dados termodinâmicos, e especialmente nas vazões mássicas, uma vez que os fluxos mássicos envolvidos nos ciclos nucleares são muito elevados e pequenas variações nos mesmos impactam significativamente na potência produzida na turbina.

É importante salientar que as temperaturas associadas aos dados da ONS são temperaturas médias para a superfície da água do mar na costa do município de Angra dos Reis. Sendo, portanto, uma aproximação do valor da temperatura real da água de resfriamento da utilizada na usina. Vale destacar ainda que o corpo aquático apresenta um gradiente térmico, as temperaturas superficiais são maiores que as temperaturas de fundo, e que este gradiente é influenciado por uma série de fatores dentre eles: profundidade, estações do ano, correntes marítimas, e outros. Segundo a Eletronuclear (2005) a tomada d'água do sistema de captação da água de resfriamento para a usina de Angra 2 está a 8 metros de profundidade, temperaturas variando entre 17,5 °C e 30,7 °C, logo a temperatura da água de resfriamento pode ser inferior a temperatura considerada nesta análise.

Frente às condições simuladas foram avaliadas também as eficiências Energéticas e Exergéticas, para a turbina de baixa pressão para as diferentes temperaturas da água de resfriamento, cujos resultados numéricos são apresentados no Apêndice III e também de forma gráfica pela Figura 7.9.

Em valores absolutos de Eficiência Energética, para um mesmo valor de temperatura de água de resfriamento, entre as condições simuladas ( $\Delta T = 8$  °C;  $\Delta T = 7$  °C;  $\Delta T = 6$  °C) são praticamente constantes, com variações máximas de aproximadamente 0,1%.

Assim o cálculo de eficiência exergética se faz relevante, pois ele evidencia em que condições são apresentadas os maiores e menores valores de eficiência para este equipamento. Neste caso as maiores eficiências são apresentadas para as condições com os menores gradientes de temperatura da água de resfriamento na entrada do condensador, evidenciando assim as elevadas potências devido as baixas pressões encontradas para estas condições.

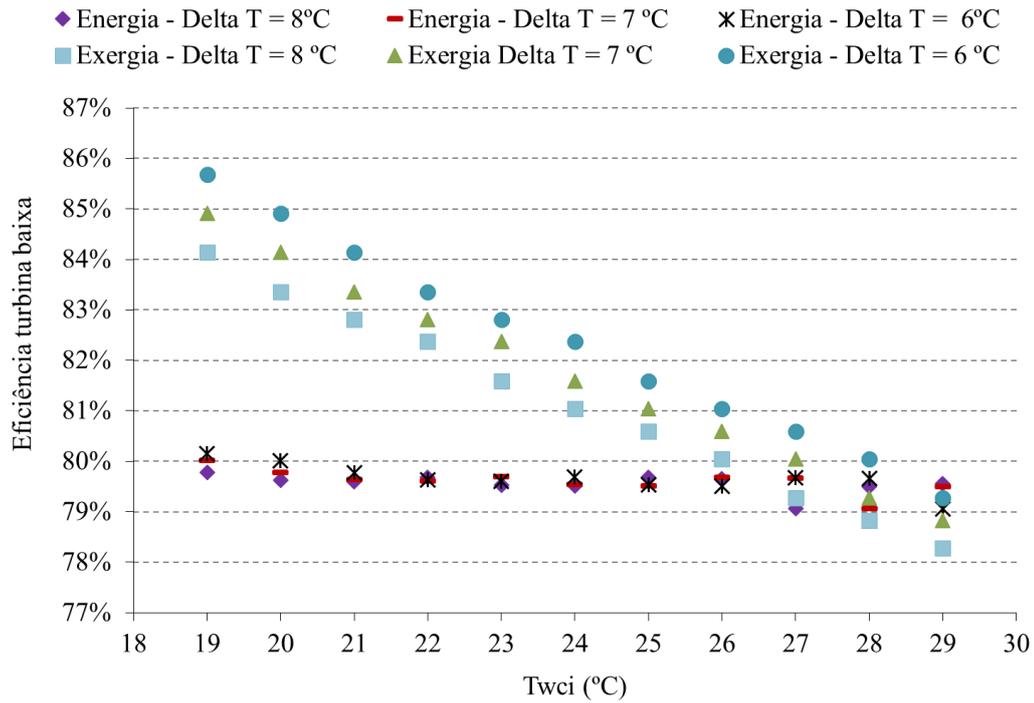


Figura 7.9 – Eficiência Energética e Exergética para a Turbina de Baixa Pressão em diferentes temperaturas da água de resfriamento.

Fonte: Elaborada pela própria autora

A análise exergética aplicada a turbina e condensador permitiu ainda a determinação das irreversibilidades destes equipamentos. Sendo que as irreversibilidades associadas a turbina de baixa pressão e condensador, são expostas, respectivamente, nas Figura 7.10 e Figura 7.11.

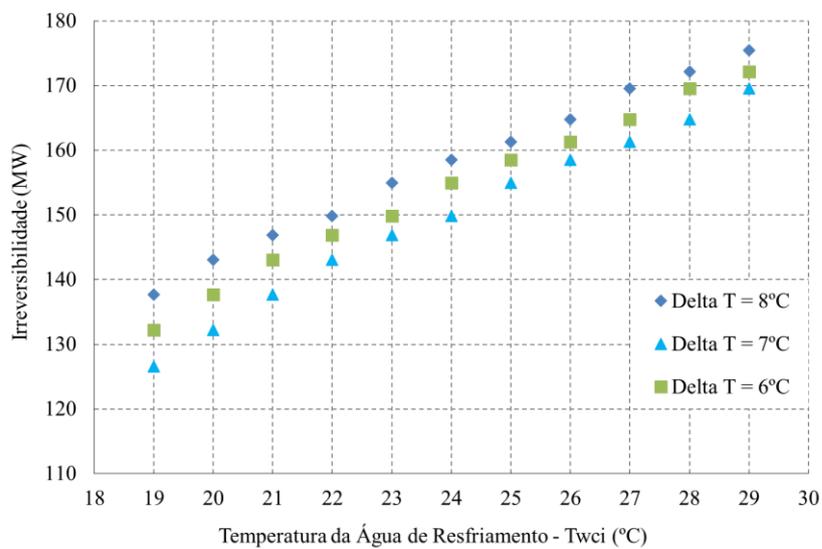


Figura 7.10 – Irreversibilidades da Turbina de Baixa Pressão em diferentes temperaturas da água de resfriamento.

Fonte: Elaborada pela própria autora

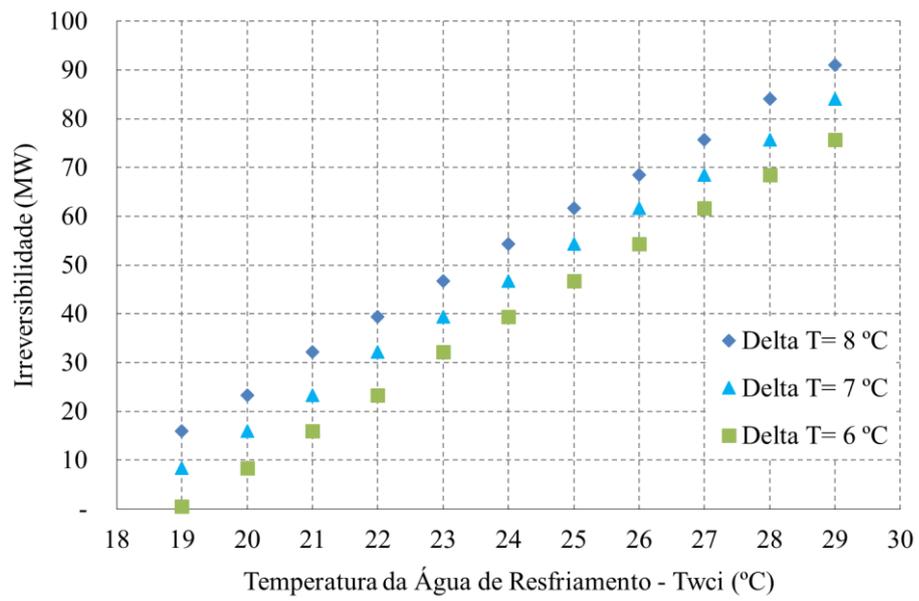


Figura 7.11 – Irreversibilidades do Condensador em diferentes Temperaturas da água de resfriamento.

Fonte: Elaborada pela própria autora

## Capítulo 8

# CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES

### 8.1. CONCLUSÕES

A análise energética da Usina de Angra 2 revelou que a potência de eixo total produzida é 1291,0 MW enquanto ao apresentado pela Eletrobras/Eletronuclear (2015) que é de 1350 MW. Vale ressaltar que os dados presentes na literatura são referentes a potência elétrica produzida, já os dados calculados são referentes a potência de eixo das turbinas, visto que não foram considerados nas análises o gerador elétrico. Apesar desta simplificação nos cálculos o erro entre os valores calculados (1291,0 MW) e reais (1350 MW) é de 4,37 %.

Tais análises energéticas apontaram para uma eficiência da planta de 34,2 %, para a condição de água de resfriamento a 27 °C, valor este equivalente ao apresentado pela Eletrobras/Eletronuclear (2015). Revelou ainda que a maior perda de energia está concentrada no calor rejeitado pelo condensador, que corresponde a 63,3 % da energia da planta, e que apenas 2,6 % está associada a outras perdas.

A análise exérgica realizada apontou uma eficiência exérgica de 33,4 % na planta e que a irreversibilidade total da planta é de 2518 MW. Não foram encontrados na literatura dados associados a eficiência exérgica e irreversibilidade de Angra 2. Contudo estes

resultados apresentam valores similares aos resultados encontrados por Durmayaz e Yavuz (2001) em uma usina Nuclear PWR de 1500 MW, indicando que estes resultados obtidos para Angra 2 são adequados. Tal análise permitiu localizar e quantificar os equipamentos que apresentaram os maiores índices de irreversibilidade.

Ficou constado que a maior irreversibilidade está concentrada no reator nuclear o que corresponde a aproximadamente 76,378 % de toda a irreversibilidade da planta. Entretanto, diversos são os fatores apresentados para o núcleo do reator apresentar índices de irreversibilidades tão elevados, segundo Rosen e Scott (1986) estes índices estão associados a processos de transferência de calor que ocorrem internamente no reator, seja entre fluido moderador, transferência de calor no interior do combustível. Tem-se ainda as irreversibilidades associadas aos processos de fissão que envolve conceitos de física nuclear não abordados neste trabalho.

Os equipamentos: Gerador de Vapor, Turbina de Baixa Pressão, Condensador e Turbina de Alta Pressão apresentaram índices de irreversibilidade respectivamente de 5,33 %, 9,1 %, 2,6 % e 2,5 %. Juntos estes equipamentos correspondem a 19,53 % da irreversibilidade total da planta. Estes resultados encontrados evidenciam o grande percentual de irreversibilidades concentradas nestes equipamentos, especialmente no conjunto Turbina de Baixa Pressão e Condensador atendendo para a necessidade de desenvolver intervenções que visem minimizar estas irreversibilidades. Manutenções e controles dos equipamentos de modo mais rigoroso, ou ainda a troca por outros equipamentos mais eficientes, são importantes intervenções que podem ser realizadas em uma usina nuclear e promover uma elevação em sua potência.

Diversas usinas nucleares já passaram por intervenções que promoveram elevação em sua potência. Na Suécia, a usina de Oskarshamn 3 que sofreu um *upgrade* em sua potência de 21 % a um custo de € 313 milhões e a usina de Forsmark 2 teve um incremento de 120 MWe (12 % de sua potência total). Os Estados Unidos elevaram a capacidade de mais de 140 usinas desde 1977 o que corresponde a um incremento de mais de 6500 MWe. A Espanha realizou um *upgrade* de suas usinas nucleares e conseguiu 810 MWe a mais em sua capacidade nuclear (WNA, 2015h).

A avaliação da influência da temperatura da água no condensador, na potência produzida pelas turbinas de baixa pressão mostrou que as maiores potências produzidas são obtidas para as menores temperatura da água de resfriamento na entrada do condensador. Esta relação ocorre, porque nesta condição, é quando o condensador apresenta os menores valores

de pressão internas favorecendo assim o processo de expansão da turbina. Os estudos apontaram que a variação da potência total produzida na usina pode sofrer variações de aproximadamente 25 MW entre as condições, de menores e maiores temperatura da água de resfriamento, o que implica o sistema de potência é impactado pelas condições ambientais locais.

A eficiência energética obtida para turbina de baixa pressão foi estimada em média de 79,6 % e com variações máximas de aproximadamente 0,1 %, sendo assim, tal análise não é sensível para avaliar as variações  $T_{wci}$  e a potência gerada. Mas a determinação da eficiência exergética deste equipamento evidenciou a relação inversamente proporcional entre as temperaturas da água de resfriamento ( $T_{wci}$ ) e a eficiência, sendo que para as menores temperaturas foram encontradas eficiências exergéticas próximas a 86 %, enquanto, para maiores temperaturas de 80 %. Revelando assim que a temperatura da água do sistema de resfriamento impacta significativamente na eficiência da turbina.

As irreversibilidades da turbina de baixa pressão apresentaram a medida que há um aumento da temperatura da água de resfriamento que entra no condensador ( $T_{wci}$ ) com uma variação entre 130 MW para as  $T_{wci}$  de 19 °C, até aproximadamente 170 MW para as  $T_{wci}$  a 29 °C. Para a irreversibilidade do condensador também é observado um comportamento diretamente proporcional a  $T_{wci}$ , onde para menores valores de  $T_{wci}$  foram observadas irreversibilidades da ordem de 10 MW até por cerca de 90 MW para as maiores  $T_{wci}$ .

## 8.2. SUGESTÕES DE TRABALHOS FUTUROS

Realizar as análises energéticas e exergética da planta, considerando variações da temperatura da água de resfriamento no condensador, visando avaliar a influência deste parâmetro na planta como um todo.

Desenvolver um modelo computacional que permita avaliar, de forma dinâmica, o comportamento da usina, quando for alterado a temperatura da água de resfriamento ou outros parâmetros os envolvidos na operação da mesma.

Analisar com mais detalhes o circuito primário da usina incluindo, por exemplo, sistemas de bombeamento do reator nuclear. A análise realizada do circuito secundário também pode ser realizada com maiores níveis de detalhamento, por exemplo buscando trabalhar com os dados reais de energia e exergia dos fluxos de retorno dos condensados nos aquecedores, e

também dados reais (pressão, temperatura, título) das extrações das turbinas de alta e baixa pressão.

Realizar estudos comparativos entre turbina e condensador utilizando os dados reais da temperatura da água do mar que efetivamente chega aos condensadores, a fim de realizar as análises energéticas e exergéticas em uma condição mais próxima da realidade. Também considerar outros fluxos de energia e exergia e equipamentos que não foram avaliados neste trabalho, por exemplo, inclusão das bombas da água de resfriamento.

## REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- ALSTOM. **Arabelle Steam Turbine for Nuclear Power Plant**. Paris: [s.n.], v. II, 2012.
- ANGLARET, P. Nuclear Power Plants the The Turbine Island. **Société Française d'Énergie Nucléaire**, Paris, 21 outubro 2013. Disponível em: <[http://www.sfenjg.org/IMG/pdf/AFF2013-P-Anglaret-The\\_Turbine\\_Island.pdf](http://www.sfenjg.org/IMG/pdf/AFF2013-P-Anglaret-The_Turbine_Island.pdf)>. Acesso em: 11 setembro 2015.
- AREVA. AREVA Installs the Reactor Pressure Vessel. **AREVA Inc. in North America: Next Energy Blog**, 2010. Disponível em: <<http://us.arevablog.com/2010/06/21/areva-installs-the-reactor-pressure-vessel/>>. Acesso em: 23 Abril 2015.
- AREVA GMBH. Innovation and precision are our top priority. **Areva**, 2015. Disponível em: <<http://de.areva.com/EN/areva-germany-389/heavy-components.html>>. Acesso em: 5 maio 2015.
- ARIS/IEA. Advanced Reactors Information System (ARIS), 2015. Disponível em: <<https://aris.iaea.org/sites/PWR.html>>. Acesso em: 25 out. 2014.
- ATW. Nuclear Power World Report 2013. **International Journal for Nuclear Power**, v. 59, p. 445, July 2014.
- BP. BP Statistical Review of World Energy June 2015. **BP Global**, p. 48, 2015a. Disponível em: <<https://www.bp.com/content/dam/bp/pdf/energy-economics/statistical-review-2015/bp-statistical-review-of-world-energy-2015-full-report.pdf>>. Acesso em: 29 Dezembro 2015.

- BP. BP Technology Outlook Technology choices for a secure, affordable and sustainable energy future. **BP global**, 2015b. Disponível em: <<http://www.bp.com/content/dam/bp/pdf/technology/bp-technology-outlook.pdf>>. Acesso em: 22 Dezembro 2015.
- BRENNEN, C. E. **An Introduction to Nuclear Power Generation**. Pasadena: Dankat Publishing Company, 2005.
- CARR, J.; WAGNER, R.; VARGO, R. Thermal Science. Fuel Assemblies in Nuclear Reactors, 2007. Disponível em: <<http://me1065.wikidot.com/fuel-assemblies-in-nuclear-reactors>>. Acesso em: 15 Dezembro 2015.
- CARVALHO, F. Reação de Fissão em Cadeia. **COPPE/UFRJ**, 2010. Acesso em: 05 Agosto 2015. Apresentação.
- CHANG, W. Reactor Grade Zirconium Alloys for Nuclear Waste Disposal. **ATI**, 2003. Disponível em: <<https://www.atimetals.com/businesses/atispecialtyalloysandcomponents/products/Documents/Zr%20nuke%20waste%20disposal.pdf>>. Acesso em: 14 Dezembro 2015.
- CLIMA-DATA. Clima: Angra dos Reis. **climate-data.org**, 2015. Disponível em: <<http://pt.climate-data.org/location/1258/>>. Acesso em: 10 agosto 2015.
- DINCER, I.; ROSEN, M. A. **Exergy: Energy, environment and sustainable development**. Oxford: Elsevier, 2007.
- DOE. **NUCLEAR PHYSICS AND REACTOR THEORY**. Washington: [s.n.], v. II, 1993a.
- DOE. **DOE Fundamentals Handbook: Nuclear Physics and Reactor Theory**. 2. ed. Washington: National Technical Information Service, v. 2, 1993b. 128 p.
- DOOSAN. Doosan Steam Turbines. **DOOSAN HEAVY INDUSTRIES & CONSTRUCTION**, 2015. Disponível em: <[http://www.doosan.com/doosanvina/attach\\_files/literature/STEAMTURBINES.pdf](http://www.doosan.com/doosanvina/attach_files/literature/STEAMTURBINES.pdf)>. Acesso em: 11 Setembro 2015.
- DUNBAR, W. R.; MOODY, S. D.; LIOR, N. Exergy Analysis of an Operating Boiling-Water-Reactor Nuclear Power Station. **Energy Conversion**, v. 36, n. 3, p. 149-159, 1995.
- DURMAYAZ, A.; SOGUT, O. S. Influence of cooling water temperature on the efficiency of a pressurized-water reactor nuclear-power plant. **International Journal of Energy Research**, v. 30, p. 799-810, April 2006. ISSN 10.1002/er.1186.
- DURMAYAZ, A.; YAVUZ, H. Exergy Analysis of a pressurized-water reactor nuclear-power plant. **Applied Energy**, v. 69, p. 39-57, 2001.
- EIA. **Electric Power Monthly with Data for February 2015**. U.S. Energy Information Administration. Washington, p. 223. 2015a.
- EIA. Japão International energy data and analysis. **U.S. Energy Information Administration**, Washington, 30 Janeiro 2015b. Disponível em: <<https://www.eia.gov/about/contact/>>. Acesso em: 12 fevereiro 2015.

- ELETOBRAS/ELETRONUCLEAR. Angra 2. **Eletobras Eletronuclear**, 2015. Disponível em:  
<<http://www.eletronuclear.gov.br/AEmpresa/CentralNuclear/Informa%C3%A7%C3%B5esAngra2.aspx>>. Acesso em: 4 Maio 2015.
- ELETRONUCLEAR. Estudo de Impacto ambiental - EIA da Unidade 3 da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto. **Eletronuclear**, 2005. Disponível em:  
<[http://www.eletronuclear.gov.br/hotsites/eia/v01\\_02\\_caracterizacao.html](http://www.eletronuclear.gov.br/hotsites/eia/v01_02_caracterizacao.html)>. Acesso em: 3 Março 2015.
- ELETRONUCLEAR. **Critérios de Segurança adotados para as Usinas Nucleares Angra 1, Angra 2 e Angra 3**. Eletobras/Eletronuclear. [S.l.], p. 36. 2011.
- ELETRONUCLEAR/NATRONTEC. **Relatorio de Impacto Ambiental - RIMA, Usina de Angra 2**. Eletobras Termonuclear S/A - Eletronuclear.. [S.l.], p. 337. 1998.
- ENERGETICS, M. The Steam Turbine. **Modern Energetics**, 2014. Disponível em:  
<<http://mda139.net/steamturbine/full-speed-or-half-speed-machines.html>>. Acesso em: 11 Setembro 2015.
- EPA. Sources of Greenhouse Gas Emissions. **United States Environmental Protection Agency**, 2015. Disponível em:  
<<http://www3.epa.gov/climatechange/ghgemissions/sources.html>>. Acesso em: 03 Janeiro 2016.
- EPE. **Plano Nacional de Energia 2030**. Empresa de Pesquisa Energética. Rio de Janeiro, p. 412. 2007. ( 978-85-60025-02-2).
- FINE TUBES. Nuclear Fuel Tubes. **Fine Tubes**, 2015. Disponível em:  
<<http://www.finetubes.co.uk/products/applications/nuclear-fuel-tubes/>>. Acesso em: 23 abril 2015.
- FOLHA. Eletobras estuda locais com potencial para novas usinas nucleares no país. **Folha de São Paulo**, 2016. Disponível em: <<http://m.folha.uol.com.br/mercado/2016/01/1728206-eletobras-estuda-locais-com-potencial-para-novas-usinas-nucleares-no-pais.shtml?mobile#>>. Acesso em: 11 Janeiro 2016.
- GLOBAL TRADE MEDIA. Steam turbines: how big can they get? **Modern Power Systems**, 2007. Disponível em: <<http://www.modernpowersystems.com/features/featuresteam-turbines-how-big-can-they-get/>>. Acesso em: 11 Setembro 2015.
- GOLDERBERG, S. M.; ROSNER, R. **Nuclear Reactors: Generation to Generation**. Cambridge: American Academy of Arts and Sciences, 2011. 40 p.
- HITACHI. Hitachi Turbine Generator Technology for Nuclear Applications. **Mitsubishi Hitachi Power Systems – Energy and Environment, Ltd**, 2006. Disponível em:  
<[http://www.psa.mhps.com/supportingdocs/forbus/hpsa/technical\\_papers/Hitachi\\_Turbine\\_Generator\\_Technology\\_for\\_Nuclear\\_Applications.pdf](http://www.psa.mhps.com/supportingdocs/forbus/hpsa/technical_papers/Hitachi_Turbine_Generator_Technology_for_Nuclear_Applications.pdf)>. Acesso em: 11 Setembro 2015.
- IAEA. Efficient water management in water cooled reactors.. **IAEA nuclear energy series**, Austria, August 2012. 131.

- IAEA. **Nuclear power Reactors in the World**. International Atomic Energy Agency. Viena, p. 86. 2014.
- IAEA. **Nuclear power Reactors in the World**. International Atomic Energy Agency. Vienna, p. 86. 2015.
- IAEA/ARIS. Advanced Reactors Information System. **International Atomic Energy Agency**., 2013. Disponível em: <<https://www.iaea.org/NuclearPower/aris/>>. Acesso em: 13 April 2015.
- IAEA/INFCIS. NFCSS, An Example Case. **Nuclear Fuel Cycle Simulation System**, 2012. Disponível em: <<https://infcis.iaea.org/NFCSS/NFCSSMain.asp?RightP=Example&EPage=2#TypeShare-tab>>. Acesso em: Novembro 2015.
- IAEA/PRIS. Angra 2 Operational. **International Atomic Energy Agency (IAEA). Power Reactor Information System (PRIS)**, 2015. Disponível em: <<https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/ReactorDetails.aspx?current=25>>. Acesso em: 3 setembro 2015.
- IEA. **Key World Energy Statistics**. IEA. [S.l.], p. 82. 2014. International Energy Agency.
- IEA. **Energy Policies of IEA Countries The United States 2014 review Executive Summary**. International Energy Agency. Paris, p. 12. 2014a.
- IEE, T. I. O. E. E. Nuclear Reactor Types, London, November, 2005.
- IKARII, R.; IWATA, S.; ETO, R.; TOMOKAWA, K.; SOON, L.E.; ONDA, C.; SHIBATA, Y.; ITO, K. **Economic and Energy Outlook of Japan through FY2016**. Institute of Energy Economics Japan - IEEJ. The 420th Forum on Research Work. [S.l.], p. 14. 2015.
- JAMES MARTIN CENTER. South Korea, Nuclear. **NTI**, 2015. Disponível em: <<http://www.nti.org/country-profiles/south-korea/nuclear/>>. Acesso em: 08 Janeiro 2016.
- JW. Top Nozzle of Nuclear Fuel Assembly Model. **flickr**, 2007. Disponível em: <<https://www.flickr.com/photos/15537770@N00/491253483/in/photostream/>>. Acesso em: 10 outubro 2015.
- KAERI. KAERI and RIAR extend cooperation on fast research reactor. **Korea Atomic Energy Research Institute**, 2015. Disponível em: <[http://www.kaeri.re.kr:8080/board/menu1/view.ht?keyCode=16&start=0&sk=&search\\_category=&article\\_seq=5447&article\\_upSeq=5447](http://www.kaeri.re.kr:8080/board/menu1/view.ht?keyCode=16&start=0&sk=&search_category=&article_seq=5447&article_upSeq=5447)>. Acesso em: 08 Janeiro 2016.
- KITTO, J. B.; STULTZ, S. C. **Steam Its Generation and use**. 2. ed. Barberton: Babcock & Wilcox Company, v. 1, 2005. 957-1050 p.
- KOTAS, T. J. **The exergy method of thermal plant analysis**. Malabar: Krieger Drive, v. Reprint, 1995. 176 p.
- LAPA, N. D. S. **Otimização da Eficiência Térmica de uma Usina Nuclear do Tipo PWR**. Universidade Federal do Rio de Janeiro. COPPE. Rio de Janeiro, p. 100. 2005.

- LEYZEROVICH, A. **Wet Steam Turbines for Nuclear Power Plants**. 1ª. ed. Tulsa: PennWell Corporation, v. unico, 2005.
- LILLINGTON, J. **The Future of Nuclear Power**. 1. ed. Kidlington: Elsevier Ltd, 2004. 415 p.
- LIOR, N. Energy, Exergy and Thermoecomic Analysis of the Effects of Fossil-Fuel Superheating in nuclear Power Plant. **Energy Conversion and Management**, Outubro-Novembro 1997. 1585–1593.
- MARTINS, F. Combústivel Nuclear. **Brasil em Defesa**, 2015. Disponível em: <<http://www.brasilemdefesa.com/2015/10/combustivel-nuclear.html>>. Acesso em: 15 Dezembro 2015.
- MIELKE, E.; ANADON, L. D.; NARAYANAMURTI, V. **Water Consumption of Energy Resource Extration**. Energy Technology Innovation Policy Research Group. Cambridge. 2010.
- NASCIMENTO, M. A. R. D.; LORA, E. E. S. **Geração Termoeétrica: Planejamento, Projeto e Gestão**. 1ª. ed. Brasil: Interciências, v. II, 2004.
- NEI. US Electricity Production Costs and Components. **Nuclear Energy Institute**, 2014. Disponível em: <<http://www.nei.org/Knowledge-Center/Nuclear-Statistics/Costs-Fuel,-Operation,-Waste-Disposal-Life-Cycle/US-Electricity-Production-Costs-and-Components>>. Acesso em: 17 Maio 2015.
- NOORDERMEER, J. Steam Turbines and condensers. **Gryphon International Engineering Services Inc.**, 2015. Disponível em: <[www.gryphoneng.com](http://www.gryphoneng.com)>. Acesso em: 11 Outubro 2015.
- OECD/NEA. **Uranium 2014: Resources, Production and Demand**. NUCLEAR ENERGY AGENCY. ORGANISATION FOR ECONOMIC CO-OPERATION AND DEVELOPMENT. Paris, p. 508. 2014.
- OECD/NEA/IEA. **Technology Roadmap Nuclear Energy**. OECD. Nuclear Energy Agency, International Energy Agency. [S.l.], p. 64. 2015.
- ONS. Boletim Diário de Operação. **Operadora Nacional do Sistema Elétrico**, 2015. Disponível em: <[http://www.ons.org.br/resultados\\_operacao/boletim\\_diario/index.htm](http://www.ons.org.br/resultados_operacao/boletim_diario/index.htm)>. Acesso em: 23 Novembro 2015.
- PUTMAN, R. E.; HARPSTER, J. W. The Economic Effects of Condenser Backpressure on Heat Rate, Condensate Subcooling and Feedwater Dissolved Oxygen. **ASME International Joint Power Generation Conference**, Miami, 23-26 July 2000. Disponível em: <[https://www.researchgate.net/publication/267943281\\_THE\\_ECONOMIC\\_EFFECTS\\_OF\\_CONDENSER\\_BACKPRESSURE\\_ON\\_HEAT\\_RATE\\_CONDENSATE\\_SUBCOOLING\\_AND\\_FEEDWATER DISSOLVED\\_OXYGEN](https://www.researchgate.net/publication/267943281_THE_ECONOMIC_EFFECTS_OF_CONDENSER_BACKPRESSURE_ON_HEAT_RATE_CONDENSATE_SUBCOOLING_AND_FEEDWATER DISSOLVED_OXYGEN)>. Acesso em: 12 Outubro 2015.

- QUEROL, E.; GONZÁLEZ-REGUERAL, B.; PEREZ-BENEDITO, J. L. **Practical Approach to Exergy and Thermo-economic Analyses of Industrial Processes**. London: Springer-Verlag London, 2013.
- RIPPON, S. History of the PWR and its worldwide development. **Energy Policy**, v. 12, n. 3, p. 259-265, 1984.
- ROSATOM. **The State Atomic Energy Corporation ROSATOM**, 2015. Disponível em: <<http://www.rosatom.ru>>. Acesso em: 08 Janeiro 2016.
- ROSEN, M. A.; DINCER, I. Effect of varying dead-state properties on energy and exergy analyses of thermal systems. **International Journal of Thermal Sciences**, n. 43, p. 121-133, 2004. ISSN 10.1016.
- ROSEN, M. A.; SCOTT, D. S. Energy and Exergy Analyses of a Nuclear Steam Power Plant. **Canadian Nuclear Society. 7th Annual Conference**, Toronto, Canada, 9-10 June 1986. 187-196.
- SAYYAADI, H.; SABZALIGOL, T. Comprehensive exergetic and economic comparison of PWR and hybrid fossil fuel-PWR power plants. **Energy**, v. 35, p. 2953-2964, March 2010.
- SCHNEIDER, M. The Global Outlook of Nuclear Power and the French Case, Vienna, 19 March 2015. Austrian Energy Agency & Federal Ministry of Agriculture, Forestry, Environment and Water Management.
- SCHNEIDER, M.; FROGGATT, A.; HAZEMANN, J.; KATSUTA, T.; ROMANA, M.V.; THOMAS, S. **The World Nuclear industry - Status Report 2015**. MYCLE SCHNEIDER CONSULTING PROJECT. Paris, London, p. 202. 2015. SCHNEIDER, M.; FROGGATT, A.; HAZEMANN, J.; KATSUTA, T.; ROMANA, M.V.; THOMAS, S.
- SCHREIBER, R. Pressurized Water Reactors PWRs. In: KOK, K. D. **Nuclear Engineering Handbook**. Boca Raton: Taylor & Francis Group, 2009. Cap. 2, p. 790.
- SEFIDVASH, F.; TESSARO, I. P. B.; COUTINHO, M. L.; SILVA, R. S.; MATELA, T. **NEUTRONICS DESIGN AND EVALUATION OF THE FBNR**. Federal University of Rio Grande do Sul. Porto Alegre, p. 110. 2008.
- SIEMENS. **Siemens Steam Turbine SST5-9000**. Erlangen: Siemens AG, v. único, 2011.
- SNPTC. **The Nuclear Power Development in China**. State Nuclear Power Technology Corporation. [S.l.]. 2013.
- SOLEI. Premier test de diffraction sur la ligne MARS. **SOLEI Synchrotron**, 2015. Disponível em: <<http://www.synchrotron-soleil.fr/portal/page/portal/Soleil/ToutesActualites/2009/TestDiffraction>>. Acesso em: 10 outubro 2015.
- STAPCZNSKI, S.; URABE, E.; GUO, A. Westinghouse Races China for \$1 Trillion Nuclear Power Prize. **Bloomberg**, 2015. Disponível em: <<http://www.bloomberg.com/news/articles/2015-12-09/westinghouse-races-china-for-1-trillion-nuclear-power-prize>>. Acesso em: 29 Dezembro 2015.

- STRUKEN, D.; BERNSTRAUCH, O.; KLOSTER, R. **Steam Turbine Generator Packages for Advanced Nuclear Power Plants**. Siemens AG , Energy Sector Germany. Singapore. 2010. POWER-GEN Asia 2010.
- SZARGUT, J.; MORRIS, D. R.; STEWARD, F. R. **Exergy Analysis of Thermal, Chemical and Metallurgical Process**. New York: Hemisphere Publishing Co., 1988. 330 p.
- TOPF, A. China's \$1 Trillion Nuclear Plan. **Oil Price, The N°1 Souce for Oil & Energy News**, 2015. Disponivel em: <<http://oilprice.com/Alternative-Energy/Nuclear-Power/Chinas-1-Trillion-Nuclear-Plan.html>>. Acesso em: 29 Dezembro 2015.
- TOSHIBA. Procurement Guide. **TOSHIBA Leading Innovation**, 2015. Disponivel em: <<https://www3.toshiba.co.jp/power/english/procure/guide/keihin.htm>>. Acesso em: 22 Abril 2015.
- TSATSARONIS,. Thermoeconomic analysis and optimization of energy systems. **Prog. Energy Combustion**, v. 19, p. 227-257, 1993.
- TURNPENNY, A.W.H.; COUGHLAN, J.; NG, B.; CREWS, P.;BAMBER, R.N.; ROWLES, P. **Cooling Water Options for the New Generation of Nuclear Power Stations**. Environment Agency. Bristol, p. 214. 2010. (978-1-84911-192-8).
- TVO. Reactor Pressure Vessel Closure Head Installed at OL3. **Teollisuuden Voima Oyj (TVO)**, 2013. Disponivel em: <<http://www.tvoy.fi/news/142>>. Acesso em: 22 Abril 2015.
- WESTINGHOUSE. **The Westinghouse pressurized water reactor nuclear power plant**. 3. ed. Pittsburgh: [s.n.], 2005. 245 p.
- WNA. **Comparison of Lifecycle Greenhouse Gas Emissions of Various Electricity Generation Sources**. World Nuclear Association. London, p. 12. 2011.
- WNA. Nuclear Power China. **World Nuclear Association**, 2015a. Disponivel em: <<http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/china-nuclear-power.aspx>>. Acesso em: 28 Dezembro 2015.
- WNA. Nuclear Power in India. **World Nuclear Association**, 2015b. Disponivel em: <<http://www.world-nuclear.org/info/Country-Profiles/CountriesG-N/India/>>. Acesso em: 25 julho 2015.
- WNA. Nuclear Power in South Korea. **World Nuclear Association**, 2015c. Disponivel em: <<http://www.world-nuclear.org/info/Country-Profiles/Countries-O-S/South-Korea/>>. Acesso em: 03 Janeiro 2016.
- WNA. Nuclear Power in Russia. **World Nuclear Association**, 2015d. Disponivel em: <<http://www.world-nuclear.org/info/Country-Profiles/Countries-O-S/Russia--Nuclear-Power/>>. Acesso em: 08 Janeiro 2016.
- WNA. US Nuclear Power Policy. **World Nuclear Association**, 2015e. Disponivel em: <<http://www.world-nuclear.org/info/Country-Profiles/Countries-T-Z/USA--Nuclear-Power-Policy/>>. Acesso em: 09 Janeiro 2016.

- WNA. Supply of Uranium. **World Nuclear Association**, 2015f. Disponível em: <<http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-fuel-cycle/Uranium-Resources/Supply-of-Uranium/>>. Acesso em: 14 Janeiro 2016.
- WNA. Clean Coal Technologies, 2015g. Disponível em: <<http://www.world-nuclear.org/Information-Library/>>. Acesso em: 2 junho 2015.
- WNA. Plans For New Reactors Worldwide. World Nuclear Association, 2015h. Disponível em: <<http://world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/plans-for-new-reactors-worldwide.aspx>>. Acesso em: 22 Fevereiro 2016.
- WORLD SEA TEMPERATURE. Angra dos Reis Sea Temperature. **Global Sea Temperature**, 2015. Disponível em: <<http://www.seatemperature.org/south-america/brazil/angra-dos-reis.htm>>. Acesso em: 28 Agosto 2015.
- W-WEATHER. Angra dos Reis Weather. **World Weather Forecasts, Statistics, Analysis**, 2015. Disponível em: <[http://w-weather.com/Brazil/Angra\\_dos\\_Reis/](http://w-weather.com/Brazil/Angra_dos_Reis/)>. Acesso em: 28 Novembro 2015.
- YOUNG, A. COP21 Climate Change Summit Reaches Deal To Keep Temperature Rise Below 2C By 2050. **International Business Times**, 2015. Disponível em: <<http://www.ibtimes.com/cop21-climate-change-summit-reaches-deal-keep-temperature-rise-below-2c-2050-2223112>>. Acesso em: 29 Dezembro 2015.
- ZARYANKIN, A.; ROGALEV, N.; KURDIUKOVA, G.; ROGALEV, A.; LISIN, E.; STRIELKOWSKI, W. Nuclear power plants with super-powerful high-temperature steam turbine. **Contemporary Engineering Sciences**, v. 7, p. 457-468, March 2014. ISSN 1314-7641. HIKARI Ltd.

## APÊNDICE I

Dados e cálculos referentes a aplicação da metodologia de Durmayaz e Sogut (2006)

<b>ΔT = 8 °C</b>														
m (kg/s)	Twci (°C)	Twce (°C)	Fluxo 6			Fluxo 7 : x=0			Qi (kW)	Água de Resfriamento		Erro		
			ps (Mpa)	h (kJ/kg)	s (kJ/kg)	x	ps (Mpa)	h (kJ/kg)		s (kJ/kg)	hi (kJ/kg)		he (kJ/kg)	Qe (kW)
72837	29	37	0,00628	2282	0,8056	0,881	0,00628	155	0,5322	2.425.471,28	121,7	155	2.425.471,28	0%
72810	28	36	0,00595	2277	0,804	0,88	0,00595	150,8	0,5187	2.424.559,02	117,5	150,8	2.424.559,02	0%
72595	27	35	0,00563	2273	0,8023	0,879	0,00563	146,7	0,5052	2.424.673,05	113,3	146,7	2.424.673,05	0%
72499	26	34	0,00532	2266	0,8006	0,877	0,00532	142,5	0,4916	2.421.480,14	109,1	142,5	2.421.480,14	0%
72690	25	33	0,00504	2261	0,799	0,876	0,00504	138,3	0,478	2.420.567,88	105	138,3	2.420.567,88	0%
72697	24	32	0,00476	2257	0,7973	0,875	0,00476	134,1	0,4643	2.420.795,94	100,8	134,1	2.420.795,94	0%
72430	23	31	0,0045	2252	0,7956	0,874	0,0045	129,9	0,4506	2.419.883,68	96,59	130	2.419.883,68	0%
72158	22	30	0,00425	2245	0,794	0,872	0,00425	125,8	0,4369	2.416.576,74	92,41	125,9	2.416.576,74	0%
72187	21	29	0,00401	2241	0,7923	0,871	0,00401	121,6	0,4231	2.416.804,81	88,22	121,7	2.416.804,81	0%
72181	20	28	0,00378	2236	0,7906	0,87	0,00378	117,4	0,4092	2.415.892,55	84,03	117,5	2.415.892,55	0%
72107	19	27	0,00357	2229	0,7889	0,868	0,00357	113,2	0,3953	2.412.699,64	79,84	113,3	2.412.699,64	0%

<b>ΔT = 7 °C</b>														
m (kg/s)	Twci (°C)	Twce (°C)	Fluxo 6			Fluxo 7 : x=0			Qi (kW)	Água de Resfriamento		Erro		
			ps (Mpa)	h (kJ/kg)	s (kJ/kg)	x	ps (Mpa)	h (kJ/kg)		s (kJ/kg)	hi (kJ/kg)		he (kJ/kg)	Qe (kW)
83318	29	36	0,00595	2277	7,396	0,88	0,00595	150,8	0,5187	2.424.559,02	121,7	150,8	2.424.559,02	0%
83037	28	35	0,00563	2273	7,403	0,879	0,00563	146,7	0,5052	2.424.673,05	117,5	146,7	2.424.673,05	0%
82927	27	34	0,00532	2266	7,404	0,877	0,00532	142,5	0,4916	2.421.480,14	113,3	142,5	2.421.480,14	0%
82896	26	33	0,00504	2261	7,411	0,876	0,00504	138,3	0,478	2.420.567,88	109,1	138,3	2.420.567,88	0%
83189	25	32	0,00476	2257	7,419	0,875	0,00476	134,1	0,4643	2.420.795,94	105	134,1	2.420.795,94	0%
82873	24	31	0,0045	2252	7,427	0,874	0,0045	129,9	0,4506	2.419.883,68	100,8	130	2.419.883,68	0%
82449	23	30	0,00425	2245	7,427	0,872	0,00425	125,8	0,4369	2.416.576,74	96,59	125,9	2.416.576,74	0%
82513	22	29	0,00401	2241	7,435	0,871	0,00401	121,6	0,4231	2.416.804,81	92,41	121,7	2.416.804,81	0%
82510	21	28	0,00378	2236	7,444	0,87	0,00378	117,4	0,4092	2.415.892,55	88,22	117,5	2.415.892,55	0%
82429	20	27	0,00357	2229	7,443	0,868	0,00357	113,2	0,3953	2.412.699,64	84,03	113,3	2.412.699,64	0%
82348	19	26	0,00336	2222	7,444	0,866	0,00336	109	0,3814	2.409.506,73	79,84	109,1	2.409.506,73	0%

$\Delta T = 6 \text{ }^\circ\text{C}$														
m (kg/s)	Twci (°C)	Twce (°C)	Fluxo 6			Fluxo 7 : x=0			Qi (kW)	Água de Resfriamento			Erro	
			ps (Mpa)	h (kJ/kg)	s (kJ/kg)	x	ps (Mpa)	h (kJ/kg)		s (kJ/kg)	hi (kJ/kg)	he (kJ/kg)		Qe (kW)
96987	29	35	0,00563	2273	7,403	0,879	0,00563	146,7	0,5052	2.424.673,05	121,7	146,7	2.424.673,05	0%
96859	28	34	0,00532	2266	7,404	0,877	0,00532	142,5	0,4916	2.421.480,14	117,5	142,5	2.421.480,14	0%
96823	27	33	0,00504	2261	7,411	0,876	0,00504	138,3	0,478	2.420.567,88	113,3	138,3	2.420.567,88	0%
96832	26	32	0,00476	2257	7,419	0,875	0,00476	134,1	0,4643	2.420.795,94	109,1	134,1	2.420.795,94	0%
96795	25	31	0,0045	2252	7,427	0,874	0,0045	129,9	0,4506	2.419.883,68	105	130	2.419.883,68	0%
96278	24	30	0,00425	2245	7,427	0,872	0,00425	125,8	0,4369	2.416.576,74	100,8	125,9	2.416.576,74	0%
96249	23	29	0,00401	2241	7,435	0,871	0,00401	121,6	0,4231	2.416.804,81	96,59	121,7	2.416.804,81	0%
96289	22	28	0,00378	2236	7,444	0,87	0,00378	117,4	0,4092	2.415.892,55	92,41	117,5	2.415.892,55	0%
96200	21	27	0,00357	2229	7,443	0,868	0,00357	113,2	0,3953	2.412.699,64	88,22	113,3	2.412.699,64	0%
96111	20	26	0,00336	2222	7,444	0,866	0,00336	109	0,3814	2.409.506,73	84,03	109,1	2.409.506,73	0%
95636	19	25	0,00317	2215	7,444	0,864	0,00317	104,9	0,3673	2.406.199,78	79,84	105	2.406.199,78	0%

## APÊNDICE II

Banco de dados diários de potência gerada em Angra 2 e Temperatura da superfície da água do mar na região costeira do município de Angra dos Reis.

Data	°C	MW méd	Data	°C	MW méd	Data	°C	MW méd
01/01/2015	25,80	1357,07	02/04/2015	26,40	1361,87	10/05/2015	23,70	1368,49
03/01/2015	26,00	1353,17	03/04/2015	26,40	1361,00	11/05/2015	23,70	1368,96
04/01/2015	26,20	1353,81	04/04/2015	26,20	1361,04	12/05/2015	23,60	1368,94
05/01/2015	26,00	1353,84	05/04/2015	26,20	1360,33	13/05/2015	23,60	1368,76
14/01/2015	28,30	1352,09	06/04/2015	26,20	1360,72	14/05/2015	23,50	1368,99
15/01/2015	28,40	1352,73	07/04/2015	25,90	1361,46	15/05/2015	23,30	1367,43
24/01/2015	28,30	1350,43	08/04/2015	25,60	1367,32	16/05/2015	23,30	1369,54
26/01/2015	28,00	1350,89	10/04/2015	25,50	1364,97	17/05/2015	23,40	1368,42
27/01/2015	28,40	1351,04	11/04/2015	25,30	1365,28	18/05/2015	23,40	1368,79
02/02/2015	28,00	1351,10	12/04/2015	25,30	1364,44	19/05/2015	23,30	1368,73
03/02/2015	27,70	1351,10	13/04/2015	25,20	1364,64	20/05/2015	23,20	1369,28
04/02/2015	27,50	1353,52	14/04/2015	25,30	1365,15	21/05/2015	23,40	1368,31
05/02/2015	27,00	1353,89	15/04/2015	25,30	1364,80	22/05/2015	23,40	1370,26
06/02/2015	27,00	1354,51	16/04/2015	25,30	1364,06	23/05/2015	23,50	1372,49
07/02/2015	26,70	1354,86	17/04/2015	25,30	1363,71	24/05/2015	23,50	1373,51
08/02/2015	27,20	1354,46	18/04/2015	25,40	1363,32	25/05/2015	23,70	1374,57
09/02/2015	27,40	1354,36	19/04/2015	25,70	1364,39	26/05/2015	23,80	1375,64
10/02/2015	27,60	1354,19	20/04/2015	25,50	1364,43	27/05/2015	23,50	1376,22
11/02/2015	27,90	1353,87	21/04/2015	25,60	1364,47	28/05/2015	23,60	1374,81
12/02/2015	28,10	1353,27	22/04/2015	25,50	1364,29	29/05/2015	23,70	1368,09
13/02/2015	28,30	1351,00	23/04/2015	25,60	1365,16	30/05/2015	23,60	1364,40
11/03/2015	26,70	1358,33	24/04/2015	25,20	1364,38	31/05/2015	23,20	1365,08
12/03/2015	26,60	1360,25	25/04/2015	25,20	1364,22	01/06/2015	23,10	1365,87
13/03/2015	26,50	1360,77	26/04/2015	25,20	1364,99	02/06/2015	23,20	1365,46
15/03/2015	26,20	1359,91	28/04/2015	24,80	1365,79	03/06/2015	23,00	1366,08
16/03/2015	26,20	1357,80	29/04/2015	24,80	1365,70	04/06/2015	22,90	1366,04
17/03/2015	26,20	1357,10	30/04/2015	24,80	1366,07	05/06/2015	22,70	1366,08
18/03/2015	26,50	1359,41	01/05/2015	24,60	1367,27	06/06/2015	22,70	1366,59
19/03/2015	26,30	1359,38	02/05/2015	24,50	1366,90	07/06/2015	22,80	1367,24
20/03/2015	26,30	1359,98	03/05/2015	24,50	1366,04	08/06/2015	23,10	1364,96
21/03/2015	26,20	1360,07	04/05/2015	24,50	1365,27	09/06/2015	23,30	1365,79
23/03/2015	26,10	1359,15	05/05/2015	24,50	1366,74	10/06/2015	23,40	1364,97
24/03/2015	26,30	1361,07	06/05/2015	24,10	1366,54	11/06/2015	23,40	1366,84
25/03/2015	26,40	1362,80	07/05/2015	24,00	1367,54	12/06/2015	23,40	1366,34
26/03/2015	26,60	1361,85	08/05/2015	24,00	1367,27	13/06/2015	23,30	1365,81
01/04/2015	26,60	1361,79	09/05/2015	23,90	1368,46	14/06/2015	23,10	1366,79

Data	°C	MW méd	Data	°C	MW méd	Data	°C	MW méd
15/06/2015	23,40	1364,81	17/02/2014	26,30	1354,00	28/04/2014	24,60	1373,00
16/06/2015	23,30	1364,69	18/02/2014	26,20	1354,00	29/04/2014	24,50	1373,00
17/06/2015	23,10	1367,81	19/02/2014	26,20	1354,00	04/05/2014	24,60	1362,19
18/06/2015	22,70	1368,01	20/02/2014	26,20	1354,00	05/05/2014	24,30	1362,24
19/06/2015	22,70	1365,18	21/02/2014	26,30	1354,00	08/05/2014	24,40	1372,00
20/06/2015	22,60	1368,03	22/02/2014	26,30	1354,00	09/05/2014	24,40	1372,00
21/06/2015	22,10	1368,11	23/02/2014	26,30	1354,00	10/05/2014	24,10	1372,00
22/06/2015	22,20	1368,07	24/02/2014	26,30	1354,00	11/05/2014	23,70	1372,00
23/06/2015	22,20	1367,98	25/02/2014	26,60	1354,00	12/05/2014	23,80	1372,00
24/06/2015	22,20	1366,77	26/02/2014	26,80	1354,00	13/05/2014	23,60	1372,00
25/06/2015	22,10	1365,29	27/02/2014	27,00	1354,00	14/05/2014	23,50	1372,00
26/06/2015	22,10	1367,14	28/02/2014	26,90	1354,00	15/05/2014	23,50	1372,00
27/06/2015	22,00	1366,72	01/03/2014	27,10	1354,00	16/05/2014	23,50	1372,00
28/06/2015	21,90	1366,53	02/03/2014	26,90	1354,00	17/05/2014	23,60	1372,00
29/06/2015	21,80	1366,60	03/03/2014	26,90	1354,00	18/05/2014	23,60	1372,00
30/06/2015	21,90	1369,21	04/03/2014	26,70	1354,00	19/05/2014	23,70	1372,00
01/07/2015	21,80	1366,21	05/03/2014	26,60	1354,00	20/05/2014	23,60	1372,00
02/07/2015	21,90	1365,64	06/03/2014	26,70	1354,00	21/05/2014	23,70	1372,00
03/07/2015	21,90	1368,25	07/03/2014	26,70	1354,00	22/05/2014	23,60	1372,00
04/07/2015	22,10	1370,35	14/03/2014	26,80	1353,00	23/05/2014	23,50	1372,00
05/07/2015	22,10	1365,89	15/03/2014	26,80	1353,00	25/05/2014	23,50	1372,00
06/07/2015	21,90	1368,21	16/03/2014	27,00	1353,00	26/05/2014	24,00	1372,00
07/07/2015	21,50	1369,07	17/03/2014	27,10	1353,00	27/05/2014	23,90	1372,00
08/07/2015	21,60	1367,11	18/03/2014	27,20	1353,00	28/05/2014	23,80	1372,00
09/07/2015	21,60	1367,57	26/03/2014	26,40	1357,00	29/05/2014	23,70	1372,00
10/07/2015	21,50	1368,34	27/03/2014	26,20	1357,00	30/05/2014	23,30	1372,00
13/07/2015	21,90	1368,31	28/03/2014	26,20	1357,00	31/05/2014	23,20	1372,00
14/07/2015	22,40	1366,99	29/03/2014	26,10	1357,00	01/06/2014	23,20	1372,00
15/07/2015	22,50	1368,68	30/03/2014	26,00	1357,00	02/06/2014	23,30	1372,00
16/07/2015	22,40	1367,21	31/03/2014	25,80	1357,00	03/06/2014	22,70	1368,70
17/07/2015	22,00	1368,53	01/04/2014	26,10	1357,00	04/06/2014	22,60	1368,00
18/07/2015	21,70	1369,47	02/04/2014	26,20	1357,00	05/06/2014	22,90	1356,41
19/07/2015	21,80	1366,35	03/04/2014	26,10	1357,00	06/06/2014	22,70	1356,38
20/07/2015	22,10	1368,91	04/04/2014	26,00	1357,00	07/06/2014	22,80	1356,38
21/07/2015	22,20	1368,53	05/04/2014	25,90	1363,98	08/06/2014	22,90	1356,38
22/07/2015	22,30	1368,50	06/04/2014	25,70	1364,00	09/06/2014	23,20	1356,38
23/07/2015	22,00	1368,47	07/04/2014	25,80	1364,00	29/08/2014	22,20	1372,13
24/07/2015	21,60	1370,40	08/04/2014	25,80	1364,00	30/08/2014	21,80	1374,28
25/07/2015	21,80	1369,51	09/04/2014	26,00	1364,00	31/08/2014	21,70	1373,53
26/07/2015	21,70	1366,59	10/04/2014	26,10	1364,00	01/09/2014	22,20	1373,20
27/07/2015	21,80	1370,24	11/04/2014	25,80	1364,00	02/09/2014	21,90	1373,93
28/07/2015	21,90	1369,99	12/04/2014	25,70	1364,00	03/09/2014	21,90	1372,97
29/07/2015	22,00	1369,02	13/04/2014	25,80	1364,00	04/09/2014	21,80	1372,13
30/07/2015	22,00	1366,93	14/04/2014	25,80	1364,00	05/09/2014	21,60	1372,65
31/07/2015	22,10	1365,24	15/04/2014	25,80	1364,00	06/09/2014	21,70	1372,31
01/08/2015	22,30	1365,85	16/04/2014	25,60	1364,00	07/09/2014	21,60	1372,61
02/08/2015	22,50	1366,06	17/04/2014	26,00	1364,00	08/09/2014	21,70	1373,23
03/08/2015	22,70	1365,93	18/04/2014	25,60	1364,00	09/09/2014	22,10	1372,48
04/08/2015	22,70	1368,05	19/04/2014	25,30	1364,00	10/09/2014	22,20	1371,92
05/08/2015	22,70	1365,98	20/04/2014	25,10	1364,00	11/09/2014	22,10	1372,58
06/08/2015	22,60	1365,60	21/04/2014	25,50	1364,00	12/09/2014	21,90	1372,63
07/08/2015	22,70	1361,18	22/04/2014	25,30	1364,00	13/09/2014	22,00	1372,83
11/02/2014	26,60	1379,00	23/04/2014	25,20	1364,00	14/09/2014	22,40	1371,86
12/02/2014	26,40	1377,72	24/04/2014	25,00	1364,00	15/09/2014	22,30	1371,28
14/02/2014	26,40	1354,00	25/04/2014	24,60	1364,00	16/09/2014	22,20	1371,96
15/02/2014	26,40	1354,00	26/04/2014	24,80	1364,00	17/09/2014	22,00	1372,82
16/02/2014	26,40	1354,00	27/04/2014	24,80	1372,86	18/09/2014	21,70	1373,50

Data	°C	MW méd	Data	°C	MW méd	Data	°C	MW méd
19/09/2014	21,50	1372,71	24/11/2014	23,50	1360,05	14/09/2013	22,60	1369,16
20/09/2014	21,70	1374,89	25/11/2014	23,50	1362,76	15/09/2013	22,60	1370,27
21/09/2014	21,70	1372,26	26/11/2014	23,60	1360,65	16/09/2013	23,20	1368,28
22/09/2014	21,60	1373,00	27/11/2014	23,80	1363,41	17/09/2013	23,00	1367,74
23/09/2014	21,80	1373,02	28/11/2014	24,00	1364,60	18/09/2013	22,50	1371,14
24/09/2014	22,00	1372,15	29/11/2014	24,00	1364,92	21/09/2013	21,90	1373,23
25/09/2014	22,00	1372,13	30/11/2014	23,70	1364,19	22/09/2013	21,90	1367,02
26/09/2014	21,60	1372,68	01/12/2014	23,80	1363,12	23/09/2013	21,60	1367,83
28/09/2014	21,50	1371,67	02/12/2014	24,40	1362,66	24/09/2013	21,60	1368,66
29/09/2014	21,70	1371,56	03/12/2014	24,60	1363,49	25/09/2013	21,30	1367,61
30/09/2014	21,70	1371,84	04/12/2014	24,60	1363,69	26/09/2013	21,30	1373,31
01/10/2014	21,80	1370,03	05/12/2014	24,50	1362,71	27/09/2013	21,00	1373,82
02/10/2014	21,60	1369,38	06/12/2014	24,40	1363,66	28/09/2013	21,30	1374,30
03/10/2014	21,60	1371,54	07/12/2014	24,10	1364,57	29/09/2013	21,30	1373,72
04/10/2014	21,70	1372,38	08/12/2014	24,00	1362,92	30/09/2013	20,90	1374,34
05/10/2014	21,50	1370,15	09/12/2014	24,00	1363,74	01/10/2013	21,10	1373,05
06/10/2014	21,60	1370,46	10/12/2014	24,00	1365,16	02/10/2013	21,30	1370,65
07/10/2014	21,70	1371,33	11/12/2014	24,10	1365,66	03/10/2013	21,70	1370,97
08/10/2014	21,80	1371,34	12/12/2014	24,10	1365,04	04/10/2013	21,90	1371,60
09/10/2014	22,00	1369,45	13/12/2014	24,30	1365,76	05/10/2013	21,90	1372,51
10/10/2014	22,50	1369,22	14/12/2014	24,20	1364,19	06/10/2013	21,90	1373,50
11/10/2014	22,50	1369,15	15/12/2014	23,80	1363,45	07/10/2013	21,90	1373,50
12/10/2014	22,50	1370,80	16/12/2014	23,90	1362,25	08/10/2013	21,90	1371,55
13/10/2014	22,60	1369,13	17/12/2014	24,00	1361,12	09/10/2013	21,90	1373,17
14/10/2014	22,50	1369,20	18/12/2014	24,00	1361,26	10/10/2013	22,10	1372,98
15/10/2014	22,90	1369,36	19/12/2014	24,10	1362,69	11/10/2013	22,10	1373,47
16/10/2014	22,90	1368,73	20/12/2014	25,00	1363,01	12/10/2013	22,10	1373,41
17/10/2014	22,80	1367,84	21/12/2014	25,00	1362,54	13/10/2013	22,50	1372,59
18/10/2014	23,10	1367,10	22/12/2014	24,90	1360,54	14/10/2013	22,50	1369,80
20/10/2014	23,00	1366,49	23/12/2014	24,90	1360,56	15/10/2013	22,40	1370,87
21/10/2014	22,70	1367,62	24/12/2014	24,70	1361,30	16/10/2013	22,30	1371,86
22/10/2014	22,80	1368,35	25/12/2014	24,20	1359,40	17/10/2013	22,40	1372,22
23/10/2014	22,70	1368,83	26/12/2014	24,40	1358,48	18/10/2013	22,40	1372,56
25/10/2014	22,40	1369,35	27/12/2014	24,70	1358,99	19/10/2013	22,40	1370,01
26/10/2014	22,50	1369,16	28/12/2014	24,90	1358,55	24/10/2013	23,20	1357,70
27/10/2014	22,80	1368,48	29/12/2014	25,00	1358,02	25/10/2013	23,10	1360,06
28/10/2014	23,10	1369,04	30/12/2014	25,30	1356,23	26/10/2013	23,50	1359,03
29/10/2014	23,50	1367,18	31/12/2014	25,40	1359,24	27/10/2013	23,70	1362,82
30/10/2014	23,80	1367,46	24/08/2013	21,80	1372,03	28/10/2013	23,20	1363,44
31/10/2014	24,00	1367,55	25/08/2013	21,80	1373,00	29/10/2013	23,20	1363,44
01/11/2014	23,90	1367,41	26/08/2013	21,70	1373,00	30/10/2013	23,10	1364,43
02/11/2014	24,00	1367,03	27/08/2013	21,60	1373,94	31/10/2013	23,00	1364,35
03/11/2014	24,20	1366,80	29/08/2013	20,80	1372,67	01/11/2013	22,90	1365,38
04/11/2014	24,20	1364,84	30/08/2013	20,80	1372,50	02/11/2013	22,80	1364,38
05/11/2014	24,10	1365,21	31/08/2013	20,90	1372,50	03/11/2013	22,80	1367,81
06/11/2014	23,80	1364,81	01/09/2013	21,00	1372,50	04/11/2013	22,90	1363,62
07/11/2014	23,80	1364,66	02/09/2013	21,50	1372,79	05/11/2013	22,90	1363,44
08/11/2014	23,80	1363,78	03/09/2013	21,40	1373,36	06/11/2013	22,80	1365,85
09/11/2014	23,90	1363,90	04/09/2013	21,60	1374,68	07/11/2013	22,60	1366,07
10/11/2014	23,90	1364,16	05/09/2013	21,40	1374,69			
11/11/2014	23,90	1364,09	06/09/2013	21,00	1337,53			
15/11/2014	23,40	1366,43	07/09/2013	21,10	1371,86			
16/11/2014	23,40	1366,65	08/09/2013	21,30	1372,95			
17/11/2014	23,40	1367,40	09/09/2013	21,70	1372,59			
18/11/2014	23,70	1367,44	11/09/2013	21,90	1373,24			
19/11/2014	23,50	1367,01	12/09/2013	22,20	1368,57			
20/11/2014	23,50	1366,17	13/09/2013	22,30	1371,16			

FONTE:  
 Dados processados de  
 W-Weather (2015),  
 ONS (2015)

## APÊNDICE III

Valores de Eficiência Energética e Exergética para Turbina de Baixa Pressão.

$\Delta T = 8^{\circ}\text{C}$									Eficiência	
Twci ( $^{\circ}\text{C}$ )	Twce ( $^{\circ}\text{C}$ )	p (Mpa)	x real	hr (kJ/kg)	hs (kJ/kg)	s (kJ/kgK)	Ws (MW)	Wr (MW)	Energia	Exergia
29	37	0,006281	0,881	2282	2100	7,388	1015	808	79,56%	78,29%
28	36	0,005947	0,88	2277	2093	7,396	1023	814	79,50%	78,84%
27	35	0,005628	0,879	2273	2083	7,403	1035	818	79,06%	79,28%
26	34	0,005324	0,877	2266	2081	7,404	1037	826	79,66%	80,05%
25	33	0,005035	0,876	2261	2075	7,411	1044	832	79,68%	80,61%
24	32	0,004759	0,875	2257	2068	7,419	1052	836	79,51%	81,05%
23	31	0,004496	0,874	2252	2062	7,427	1059	842	79,53%	81,60%
22	30	0,004246	0,872	2245	2055	7,427	1067	850	79,69%	82,37%
21	29	0,004008	0,871	2241	2049	7,435	1074	855	79,60%	82,82%
20	28	0,003782	0,87	2236	2043	7,444	1080	860	79,63%	83,37%
19	27	0,003567	0,868	2229	2036	7,443	1088	868	79,78%	84,14%

$\Delta T = 6^{\circ}\text{C}$									Eficiência	
Twci ( $^{\circ}\text{C}$ )	Twce ( $^{\circ}\text{C}$ )	p (Mpa)	x real	hr (kJ/kg)	hs (kJ/kg)	s (kJ/kgK)	Ws (MW)	Wr (MW)	Energia	Exergia
29	35	0,005628	0,879	2273	2083	7,403	1035	818	79,06%	79,28%
28	34	0,005324	0,877	2266	2081	7,404	1037	826	79,66%	80,05%
27	33	0,005035	0,876	2261	2075	7,411	1044	832	79,68%	80,61%
26	32	0,004759	0,875	2257	2068	7,419	1052	836	79,51%	81,05%
25	31	0,004496	0,874	2252	2062	7,427	1059	842	79,53%	81,60%
24	30	0,004246	0,872	2245	2055	7,427	1067	850	79,69%	82,37%
23	29	0,004008	0,871	2241	2049	7,435	1074	855	79,60%	82,82%
22	28	0,003782	0,87	2236	2043	7,444	1080	860	79,63%	83,37%
21	27	0,003567	0,868	2229	2036	7,443	1088	868	79,78%	84,14%
20	26	0,003363	0,866	2222	2030	7,444	1095	876	80,01%	84,92%
19	25	0,003169	0,864	2215	2023	7,444	1103	884	80,15%	85,69%

$\Delta T = 7^{\circ}\text{C}$									Eficiência	
<b>T<sub>wci</sub></b> (°C)	<b>T<sub>wce</sub></b> (°C)	<b>p</b> (Mpa)	<b>x real</b>	<b>h<sub>r</sub></b> (kJ/kg)	<b>h<sub>s</sub></b> (kJ/kg)	<b>s</b> (kJ/kgK)	<b>W<sub>s</sub></b> (MW)	<b>W<sub>r</sub></b> (MW)	<b>Energia</b>	<b>Exergia</b>
<b>29</b>	36	0,005947	0,88	2277	2093	7,396	1023	814	79,50%	78,84%
<b>28</b>	35	0,005628	0,879	2273	2083	7,403	1035	818	79,06%	79,28%
<b>27</b>	34	0,005324	0,877	2266	2081	7,404	1037	826	79,66%	80,05%
<b>26</b>	33	0,005035	0,876	2261	2075	7,411	1044	832	79,68%	80,61%
<b>25</b>	32	0,004759	0,875	2257	2068	7,419	1052	836	79,51%	81,05%
<b>24</b>	31	0,004496	0,874	2252	2062	7,427	1059	842	79,53%	81,60%
<b>23</b>	30	0,004246	0,872	2245	2055	7,427	1067	850	79,69%	82,37%
<b>22</b>	29	0,004008	0,871	2241	2049	7,435	1074	855	79,60%	82,82%
<b>21</b>	28	0,003782	0,87	2236	2043	7,444	1080	860	79,63%	83,37%
<b>20</b>	27	0,003567	0,868	2229	2036	7,443	1088	868	79,78%	84,14%
<b>19</b>	26	0,003363	0,866	2222	2030	7,444	1095	876	80,01%	84,92%