

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

DISSERTAÇÃO DE MESTRADO

**Monitoramento e Diagnóstico em Usinas Nucleares
PWR Utilizando a Análise Exergética**

Autor: Anderson Weslei da Cruz

Orientador: Prof. Dr. Rogério José da Silva

Co-Orientador: Prof. Dr. Marcelo José Pirani

Itajubá, Dezembro de 2016

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

Anderson Weslei da Cruz

**Monitoramento e Diagnóstico em Usinas Nucleares
PWR Utilizando a Análise Exérgica**

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. Marcelo José Pirani**

Itajubá, Dezembro de 2016

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

Anderson Weslei da Cruz

**Monitoramento e Diagnóstico em Usinas Nucleares
PWR Utilizando a Análise Exergética**

Banca Examinadora:

Prof. Dr. Marcio de Oliveira -FEPI

Prof. Dr. Genésio José Menon - UNIFEI

Prof. Dr. Marcelo José Pirani - UNIFEI

Prof. Dr. Rogério José da Silva - UNIFEI

ITAJUBÁ - MG

2016

Agradecimentos

Agradeço a minha família, ao Professor Rogério José da Silva por orientar-me e pelos valiosos conselhos, ao Co-Orientador Marcelo José Pirani, ao programa CAPES/ELETRONUCLEAR e aos colegas durante essa estadia na universidade.

RESUMO

As usinas nucleares PWR são as mais utilizadas no mundo para a geração termonuclear. Durante as operações das usinas alguns equipamentos apresentam influência mais significativas nas eficiências das usinas em virtude das irreversibilidades geradas de que outros equipamentos. Dessa maneira, este trabalho realizou um diagnóstico comparativo utilizando as análises energética e exergética em usinas nucleares PWR dadas como estudos de casos, sendo utilizadas as seguintes usinas nucleares: a usina nuclear AP600 de 600 MWe, a usina nuclear P1000 de 1000 MWe, a usina nuclear VVER de 1200 MWe, a usina nuclear Angra 2 de 1300 MWe e a usina nuclear P1500 de 1500 MWe. Para poder comparar as usinas foi elaborado um perfil médio exergético que enumerou os principais equipamentos responsáveis nas gerações de irreversibilidades das usinas. O perfil médio exergético das usinas analisadas mostraram que as irreversibilidades das usinas estão concentradas, principalmente, em ordem decrescente, no reator nuclear, no gerador de vapor, nas turbinas a vapor e no condensador. No diagnóstico comparativo, observou-se que a usina nuclear P1000 apresentou a maior eficiência dentre as usinas analisadas, sendo que as boas eficiências apresentadas pelas turbinas a vapor foram os principais fatores que colaboraram na eficiência da usina. No caso da usina P1500 foi observado um comportamento semelhante a usina P1000. Para a usina VVER, esta apresentou a menor eficiência dentre as usinas analisadas, sendo que, o gerador de vapor da usina VVER foi o equipamento que mais impactou na eficiência da usina, apresentando as maiores taxas de irreversibilidades geradas dentre os geradores de vapor das usinas analisadas. As usinas AP600 e Angra 2 apresentaram eficiências intermediárias dentre as usinas analisadas, sendo que em particular, as turbinas a vapor de baixa pressão foram os equipamentos que apresentaram altas taxas de irreversibilidades geradas em comparação com as turbinas a vapor das outras usinas. Por fim, diante dos resultados alcançados, este trabalho buscou dar sustentação para o monitoramento de desempenho dos equipamentos mais críticos apontados no perfil médio exergético das usinas analisadas, permitindo identificar e quantificar as irreversibilidades e as eficiências dos equipamentos críticos das usinas nucleares PWR, para que se possa realizar melhorias ou modificações dos processos e dos equipamentos objetivando a diminuição das irreversibilidades geradas.

Palavra Chave: Análise Exergética, Diagnóstico e Monitoramento, Usinas Nucleares PWR

ABSTRACT

The PWR nuclear power plants are the most used in the world for thermonuclear generation. During the operation of these plants some equipment have more significant influence on the efficiency of the nuclear plant because generated irreversibilities in relation to other equipment. In this way, this work performed a comparative diagnosis using the energy and exergy analyzes in PWR nuclear power plants given as case studies, using the following nuclear power plants: The AP600 nuclear power plant of 600 MWe, the P1000 nuclear power plant of 1000 MWe, the VVER nuclear power plant of 1200 MWe, the Angra 2 nuclear power plant of 1300 MWe and the P1500 nuclear power plant of 1500 MWe. The comparison of nuclear plants, an average exergetic profile was elaborated that lists the main equipment in the generations of irreversibilities. The average exergy profile of the nuclear power plants analyzed showed that the irreversibilities are mainly concentrated, in descending order, in the nuclear reactor, in the steam generator, in the steam turbines and in the condenser. In consideration of the comparative diagnosis, it was observed that the P1000 nuclear power plant presented the highest efficiency among the nuclear power plants analyzed, in this case, the good performance of the steam turbines were responsible for the good performance of the plant. The P1500 nuclear power plant showed a similar behavior to the P1000 nuclear power plant. In the case VVER nuclear power plant, it presented a lower efficiency among the nuclear power plants analyzed, being steam generator was the equipment responsible to the greatest impact on the efficiency nuclear power plant and also was equipment as the higher rates of irreversibility produced for the steam generators nuclear power plants. The AP600 and Angra 2 presented intermediate efficiency among the plants analyzed, in particular, the low pressure steam turbines were the equipment that presented high rates of irreversibility generated in comparison with the steam turbines of the other plants. Finally, in view of the results achieved, this work seeks to provide support for monitoring the performance of the most critical equipment indicated in the average exergy profile of the plants analyzed, indicating the equipment for the improvement or modification of nuclear energy processes and equipment PWR Plants

Keyword: Exergy Analysis, Diagnosis and Monitoring, PWR Nuclear Power Plant

LISTAS DE FIGURAS

Figura 2.1- Diagrama esquemático de uma usina nuclear do tipo PWR.....	28
Figura 2.2- Circuito de geração de potência de usinas nucleares com reatores PWR.....	31
Figura 2.3- Circuito de geração de potência de usinas nucleares com reatores BWR	32
Figura 2.4- Composição por fontes energéticas para a matriz elétrica ao redor do mundo	36
Figura 2.5- Representação porcentual da geração termonuclear na matriz elétrica para diversos países	37
Figura 2.6- Geração termonuclear em TWh dos principais países em 2014.....	38
Figura 2.7- Usinas nucleares em construções ao redor do mundo	39
Figura 2.8- Geração termonuclear em TWh no mundo desde a década de 70.....	40
Figura 2.9- Previsão de crescimento da geração termonuclear ao redor do mundo até 2030 com referências a dois cenários: o de baixa previsão e o de alta previsão de crescimento.....	42
Figura 2.10- Composição por fontes energéticas para a matriz elétrica brasileira.....	45
Figura 3.1- Usina Nuclear PWR Sequoyah 1 e 2 de capacidade total de 2270 MWe nos Estados Unidos.....	49
Figura 3.2- Circuitos primário, secundário e água de resfriamento do condensador de uma típica usina nuclear PWR	50
Figura 3.3- Sistema de arrefecimento do reator nuclear para a usina nuclear AP1000.....	53
Figura 3.4- Processo de fissão nuclear em um reator nuclear	54
Figura 3.5- Reator nuclear PWR	55
Figura 3.6- Gerador de vapor do tipo vertical	56
Figura 3.7- Pressurizador.....	57
Figura 3.8- Pressurizador e o tanque de alívio para sobrepressões	58
Figura 3.9- Bomba de arrefecimento.....	59
Figura 3.10- Circuito secundário com os principais equipamentos	62
Figura 3.11- Sistema de Geração de Potência de tecnologia Siemens	63

Figura 3.12- Esquema de uma turbina a vapor.....	64
Figura 3.13- Disposição típica das turbinas nucleares a vapor com fluxo duplo.....	65
Figura 3.14- Expansão do vapor no diagrama de Mollier para as turbinas a vapor de alta pressão (TAP) e de baixa pressão (TBP) considerando-se as usinas nucleares PWR e as usinas térmicas convencionais	67
Figura 3.15- Reaquecedor e Separador de Umidade com dois estágios de reaquecimento	68
Figura 3.16- Condensador	70
Figura 3.17- Resfriamento indireto ou de recirculação da água de resfriamento.....	72
Figura 3.18- Aquecedor fechado e horizontal de alta pressão.....	74
Figura 3.19- Desaerador do tipo spray bandeja.....	75
Figura 5.1- Diagrama esquemático das vazões mássicas envolvendo os principais equipamentos da usina nuclear AP600	101
Figura 5.2- Diagrama esquemático das vazões mássicas envolvendo os principais equipamentos da usina nuclear P1000.....	105
Figura 5.3- Diagrama esquemático das vazões mássicas envolvendo os principais equipamentos da usina nuclear Angra 2	109
Figura 6.1- Taxas de irreversibilidades geradas nos reatores nucleares das usinas analisadas e as respectivas frações de irreversibilidades produzidas	121
Figura 6.2- Taxas de irreversibilidades geradas nos geradores de vapor para as usinas analisadas e as respectivas frações de irreversibilidades produzidas	123
Figura 6.3- Eficiências exergeticas dos geradores de vapor para as usinas analisadas	124
Figura 6.4- Taxas de irreversibilidades geradas nas turbinas de alta (TAP) e de baixa (TBP) pressão para as usinas analisadas e as respectivas frações de irreversibilidades produzidas .	125
Figura 6.5- Eficiências exergeticas para as turbinas a vapor de alta e de baixa pressão para as usinas analisadas.....	126
Figura 6.6- Taxas de irreversibilidades geradas nos condensadores das usinas analisadas e as respectivas frações de irreversibilidades produzidas.....	127
Figura 6.7- Eficiências exergeticas dos condensadores para as usinas analisadas.....	128

Figura 6.8- Soma das taxas de irreversibilidades geradas nos grupos de equipamentos (reaquecedor, separador de umidade, bombas, aquecedores regenerativos e desaerador) das usinas analisadas e as respectivas frações de irreversibilidades produzidas	129
Figura 6.9- Composições das taxas de irreversibilidades geradas nos circuitos primários das usinas analisadas de acordo com os equipamentos constituintes	130
Figura 6.10- Composições das taxas de irreversibilidades geradas nos circuitos secundários das usinas analisadas de acordo com os equipamentos constituintes	131
Figura 6.11- Taxas de irreversibilidades geradas nas usinas analisadas compostas dos circuitos primário e secundário e as respectivas frações de irreversibilidades produzidas.....	132
Figura 6.12- Panorama geral das composições das energias aproveitadas (potência útil) e destruídas (irreversibilidade) para as usinas analisadas	133

LISTAS DE TABELAS

Tabela 5.1- Ambiente de referência para os cálculos das exergias da água.....	98
Tabela 5.2- Principais dados de operação referentes a usina nuclear AP600.....	100
Tabela 5.3- Parâmetros termodinâmicos dos estados enumerados referentes a usina AP600	102
Tabela 5.4- Principais dados de operação referentes a usina nuclear P1000.....	104
Tabela 5.5- Parâmetros termodinâmicos dos estados enumerados referentes a usina P1000	106
Tabela 5.6- Principais dados de operação referentes a usina nuclear Angra dos Reis 2	108
Tabela 5.7- Parâmetros termodinâmicos dos estados enumerados referentes a usina Angra 2	110
Tabela 6.1- Resultados das análises energéticas referentes as usinas nucleares AP600, P1000 e Angra 2	114
Tabela 6.2- Resultados das análises exergéticas referentes as taxas de irreversibilidades geradas e as frações de irreversibilidades produzidas nos principais equipamentos das usinas nucleares AP600, P1000, Angra 2, VVER e P1500	116
Tabela 6.3- Eficiências exergéticas dos principais equipamentos das usinas nucleares AP600, P1000, Angra 2, VVER e P1500	117
Tabela 6.4- Frações de irreversibilidades produzidas nos circuitos primários e secundários das usinas nucleares AP600, P1000, Angra 2, VVER e P1500	118
Tabela 6.5- Eficiências exergéticas das usinas nucleares AP600, P1000, Angra 2, VVER e P1500	119

LISTAS DE ABREVIATURAS E SIGLAS

AGR	-	<i>Advanced Gas-Cooled Reactor</i>
AP600	-	Usina nuclear PWR com capacidade de 600 MWe
ABWR	-	<i>Advanced Boiling Water Reactor</i>
AAP	-	Aquecedor Regenerativo de Alta Pressão
ABP	-	Aquecedor Regenerativo de Baixa Pressão
ASME	-	<i>The American Society of Mechanical Engineers</i>
BWR	-	<i>Boiling Water Reactors</i> (reatores de água fervente)
BEN	-	Boletim Energético Nacional
CANDU	-	<i>Canadian Deuterium Uranium</i>
EIA	-	<i>Energy Information Administration</i>
EPE	-	Empresa de Pesquisa Energética
EGA	-	Erosão por Gota de Água
EEG	-	<i>Efficiency in Electricity Generation</i>
GEE	-	Gases de Efeito Estufa
GEN IV	-	<i>Generation IV International Forum</i>
GV	-	Gerador de Vapor
IEA	-	<i>International Energy Agency</i>
IAEA	-	<i>International Atomic Energy Agency</i>
IPCC	-	<i>Intergovernmental Panel on Climate Change</i>
INB	-	Indústrias Nucleares do Brasil
IEE	-	<i>Institution of Electrical Engineers</i>
NEA	-	<i>Nuclear Energy Agency</i>
NEI	-	<i>Nuclear Energy Institute</i>
NRDC	-	<i>Natural Resources Defense Council</i>
OPG	-	<i>Ontarios Power Generation</i>
PWR	-	<i>Pressurized Water Reactor</i> (reatores de água pressurizada)

PHWR	-	<i>Pressurized Heavy Water Reactor (reatores de água pesada)</i>
PDE	-	Plano Decenal de Energia
PNE	-	Plano Nacional de Energia
P1000	-	Usina nuclear PWR com capacidade de 1000 MWe
P1500	-	Usina nuclear PWR com capacidade de 1500 MWe
RSU	-	Reaquecedor e Separador de Umidade
R	-	Reaquecedor
SARN	-	Sistema de Arrefecimento do Reator Nuclear
SCQV	-	Sistema de Controle Químico e Volumétrico
SVP	-	Sistema de Vapor Principal
SGP	-	Sistema de Geração de Potência
SU	-	Separador de Umidade
TAP	-	Turbina de Alta Pressão
TBP	-	Turbina de Baixa de Pressão
USNRC	-	<i>United States Nuclear Regulatory Commission</i>
VVER	-	<i>Vodo Vodyanoi Energetichesky Reaktor / Usina PWR de 1200 MWe</i>
WNA	-	<i>World Nuclear Association</i>
WNC	-	<i>World Energy Council</i>

LISTAS DE SÍMBOLOS

U-238	-	Urânio não físsil (o mais comum e estável entre os isótopos de urânio)
U-235	-	Urânio físsil
CO₂	-	Dióxido de Carbono
Pu	-	Plutônio
H₂O	-	Água comum
D₂O	-	Água pesada (D - deutério)
ψ	-	Eficiência exergetica
η	-	Eficiência energética
\dot{m}	-	Vazão mássica
$\dot{\epsilon}$	-	Taxa de energia total
\dot{W}	-	Taxa de energia na forma de trabalho
h	-	Entalpia específica
\dot{Q}	-	Taxa de energia na forma de calor
V	-	Velocidade / Volume de controle
g	-	Aceleração da gravidade
z	-	Cota de referência
t	-	Tempo
e	-	Exergia específica
s	-	Entropia específica
T	-	Temperatura
p / P	-	Pressão
\dot{i}	-	Taxa de irreversibilidade gerada
δ	-	Fração de irreversibilidade
E	-	Exergia Total
O₂	-	Oxigênio

Subscritos

b	-	bomba
e	-	elétrico / entrada
h	-	hora
is	-	isentrópico
r	-	real
s	-	saída
t	-	térmico / turbina / total
vc	-	volume de controle
c	-	ciclo / fluido condensado
Liq	-	líquido
f	-	física
q	-	química
0	-	estado padrão ou de referência
tc	-	trocador de calor
cond	-	condensador
a/r	-	água de resfriamento

Unidade de Medida

TW	-	Terawatt
GW	-	Gigawatt
°C	-	Temperatura em grau Celsius
MW	-	Megawatt
bar	-	Medida de pressão (1 bar = 0,1 MPa)
kg	-	Quilograma

K	-	Temperatura na escala Kelvin
kJ	-	Quilojoule
S	-	Segundos
MPa	-	Megapascal
hp	-	Horsepower (1hp= 0,746 kW)
kPa	-	Kilopascal
m³	-	Metro cúbico
atm	-	Medida de pressão (1atm = 0,101325 Mpa)

SUMÁRIO

RESUMO.....	v
ABSTRACT	vi
LISTAS DE FIGURAS	vii
LISTAS DE TABELAS.....	x
LISTAS DE ABREVIATURAS E SIGLAS	xi
LISTAS DE SÍMBOLOS	xiii
SUMÁRIO	xvi
CAPÍTULO 1	20
1. INTRODUÇÃO	20
1.1 Considerações Iniciais.....	20
1.2 Objetivos do Trabalho	22
1.3 Justificativas do Trabalho	23
1.4 Estrutura do Trabalho.....	24
CAPÍTULO 2	26
2. AS USINAS NUCLEARES E A GERAÇÃO TERMONUCLEAR.....	26
2.1 Introdução às Usinas Nucleares	26
2.2 Tecnologia Nuclear.....	30
2.2.1 Reatores Nucleares de Água Leve	30
2.2.2 Outras Tecnologias de Reatores Nucleares	33
2.3 Panorama da Geração Termonuclear no Brasil e no Mundo.....	35
2.3.1 Geração Termonuclear no Mundo.....	35
2.3.2 Perspectivas da Geração Termonuclear no Mundo.....	41

2.3.3 Geração Termonuclear no Brasil.....	43
2.3.4 Perspectivas da Geração Termonuclear no Brasil.....	45
CAPÍTULO 3.....	48
3. USINAS NUCLEARES PWR	48
3.1 Circuito Básico de uma Usina Nuclear do Tipo PWR.....	48
3.2 Circuito Primário.....	51
3.2.1 Sistema de Arrefecimento do Reator Nuclear.....	52
3.2.1.1 Reator Nuclear PWR	53
3.2.1.2 Gerador de Vapor	55
3.2.1.3 Pressurizador	57
3.2.1.4 Bomba de Arrefecimento do Reator Nuclear	59
3.2.2 O Sistema de Controle Químico e Volumétrico.....	60
3.3 Circuito Secundário	61
3.3.1 O Sistema de Vapor Principal	61
3.3.2 Sistema de Geração de Potência	63
3.3.2.1 Turbinas Nucleares a Vapor	63
3.3.2.2 Reaquecedor e Separador de Umidade.....	67
3.3.2.3 Geradores Elétricos.....	68
3.3.3 Circuito de Água de Resfriamento do Condensador.....	69
3.3.3.1 Condensador	69
3.3.4 Sistema de Condensação e Água de Alimentação do Gerador de Vapor.....	72
3.3.4.1 Aquecedores Regenerativos	72
3.3.4.2 Desaeradores.....	74

CAPÍTULO 4.....	76
4. MONITORAMENTO E DIAGNÓSTICO UTILIZANDO A ANÁLISE ENERGÉTICA E EXERGÉTICA.....	76
4.1 Monitoramento de Sistemas Energéticos de Potência.....	76
4.2 Diagnóstico em Sistemas Energéticos de Potência	78
4.2.1 Diagnóstico Termodinâmico e a Análise Exergética	79
4.2.2 Monitoramento e Diagnóstico Exergético Proposto pelo Trabalho para as Usinas Nucleares Analisadas	80
4.3 Trabalhos de Diagnóstico Exergético em Usinas Nucleares.....	81
4.4 Análise Energética dos Equipamentos das Usinas Nucleares.....	84
4.5 Análise Exergética dos Equipamentos das Usinas Nucleares.....	87
4.5.1 Limitações da Análise Energética	88
4.5.2 Conceito Base: Definição de Exergia e Expressão Matemática	89
4.5.3 Balanço de Exergias dos Equipamentos das Usinas Nucleares	90
4.5.4 Gerações de Irreversibilidades nos Equipamentos das Usinas Nucleares.....	92
4.5.5 Eficiências Exergéticas dos Equipamentos das Usinas Nucleares.....	93
 CAPÍTULO 5	 97
5. ESTUDOS DE CASOS.....	97
5.1 Considerações para o Diagnóstico Exergético	98
5.2 Usina Nuclear AP600	99
5.3 Usina Nuclear P1000.....	103
5.4 Usina Nuclear Angra dos Reis 2	107
5.5 Usinas Nucleares VVER e P1500.....	111

CAPÍTULO 6	112
6. RESULTADO E DISCUSSÃO DO DIAGNÓSTICO ENERGÉTICO E EXERGÉTICO DAS USINAS NUCLEARES PWR PROPOSTAS E COMPARADAS	112
6.1 Resultados das Análises Energéticas das Usinas Nucleares PWR Propostas.....	113
6.2 Resultados das Análises Exergéticas das Usinas Nucleares PWR Propostas e Comparadas	115
6.2.2 Análises dos Equipamentos Críticos Apontados no Perfil Médio Exergético das Usinas Analisadas	121
6.2.3 Composições das Irreversibilidades Geradas nos Circuitos Primário e Secundário Referentes aos Equipamentos Constituintes	130
6.2.4 Análise Global das Irreversibilidades Geradas nas Usinas Analisadas.....	132
CAPÍTULO 7	136
7. CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES	136
7.1 Conclusões	136
7.2 Recomendações para Trabalhos Futuros	138
REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	139
APÊNDICE A – Análise Energética e Exergética para a Usina Nuclear P1000 no MATCHCAD	148
ANEXO A – Usina Nuclear VVER 1200	165
ANEXO B – Usina Nuclear P1500	167

CAPÍTULO 1

1. INTRODUÇÃO

1.1 Considerações Iniciais

As usinas nucleares (ou termonucleares) têm sido utilizadas para geração elétrica desde a década de 50 com a entrada dos primeiros reatores comerciais em operação (WNA, 2014). Atualmente, as usinas nucleares respondem por aproximadamente 11% da geração de energia elétrica ao redor do mundo (IEA, 2015). Para alguns países, por exemplo, a matriz elétrica é predominantemente nuclear, como é o caso da França (76% da matriz elétrica são supridas pelas usinas nucleares), da Lituânia (62%) e da Eslováquia (55%) (IAEA, 2015a). A consolidação da geração de energia elétrica a partir das usinas nucleares deve-se, sobretudo, pelas melhorias tecnológicas e de segurança realizadas nas operações das usinas nucleares e na confiabilidade dada no suprimento energético.

Nas próximas décadas as escolhas ou os esforços realizados na exploração da energia nuclear para o setor elétrico devem levar em conta as razões relacionadas à segurança energética e os impactos ambientais ocasionados pelas usinas térmicas convencionais (NEA, 2010, 2015a; 2015b).

As usinas nucleares por dependerem de condições ambientais para poderem operar permitem produzir energia elétrica de forma estável e ainda seguido de um fator de capacidade

elevado se comparadas com outras usinas para geração elétrica (EIA, 2016a), sendo um fator importante, principalmente, para as regiões que apresentam mudanças climáticas bruscas e que podem interferir no desempenho das usinas destinadas a geração elétrica e, conseqüentemente, no suprimento elétrico.

Os impactos ambientais ocasionados pelas emissões de gases de efeito estufa no setor elétrico, tendo o dióxido de carbono (CO₂) como o principal poluente, são resultados em grande parte das operações das usinas térmicas convencionais, principalmente, utilizando o carvão mineral como insumo (WNA REPORT, 2011). As usinas nucleares por gerarem baixas emissões de CO₂ e assim impactos mínimos de poluição na atmosférica (IAEA, 2015b), têm-se mostrado uma boa opção para atenuação do quadro apresentado. Para as metas globais de emissões de CO₂, espera-se que até 2050 cerca de 40 a 70% das emissões sejam reduzidas com o objetivo de que a temperatura global não suba mais de 2°C (IPCC, 2016; UNITED NATIONS, 2015).

O custo da geração elétrica a partir das usinas nucleares mostra-se competitiva se comparadas com as usinas térmicas convencionais. No relatório da *Nuclear Energy Agency* (2015c), o custo da geração nuclear é o menor ou mediano em relação ao custo de produção das usinas térmicas convencionais. Espera-se que até 2040, segundo a *Energy Information Administration* (2016b) que o consumo de energia elétrica cresça em torno de 69% a partir de 2015, com projeção de crescimento das energias renováveis, do gás natural e da energia nuclear.

Diante do quadro atual (usinas existentes) e perspectivas futuras para a expansão da geração termonuclear, os estudos direcionados ao aperfeiçoamento e a inserção de novas tecnologias no setor nuclear, visando o melhoramento das usinas nucleares nos quesitos de segurança e operação, são fundamentais para a consolidação e a competitividade do setor nuclear para disponibilidade elétrica bem como poder lidar com os problemas gerados durante as operações das usinas nucleares, como é o caso dos rejeitos nucleares.

Diversos trabalhos têm sido realizados com objetivo de aprimorar as conversões energéticas para a produção elétricas das usinas nucleares. Muitos desses trabalhos visam diagnosticar as usinas nucleares buscando identificar e quantificar as fontes de irreversibilidades dos processos termodinâmicos envolvendo os principais equipamentos das usinas nucleares, de modo, que melhorias e mudanças dos processos e dos equipamentos possam ser realizadas de maneira criteriosa e precisa nos equipamentos com grande influência no desempenho das usinas nucleares.

Neste trabalho busca-se diagnosticar energeticamente e exergeticamente de forma comparativa as usinas nucleares PWR em relação ao real estado de operação e eficiência das usinas nucleares e dos equipamentos constituintes de forma que permita dar sustentação a um processo de monitoramento de desempenho dos equipamentos críticos no controle das usinas nucleares.

1.2 Objetivos do Trabalho

O objetivo do trabalho é realizar um diagnóstico comparativo com as usinas nucleares PWR dadas como estudos de casos utilizando a análise energética e exergetica como ferramenta. A partir dos resultados obtidos, poder elaborar um perfil médio exergetico das usinas nucleares como referência comparativa, permitindo enumerar os equipamentos que apresentam altas taxas de irreversibilidades geradas e forte influência nas eficiências das usinas nucleares analisadas, de modo, que uma análise dos processos termodinâmicos referentes as irreversibilidades geradas e as eficiências dos equipamentos e das usinas nucleares seja realizado, visando, assim, dar sustentação para um processo de monitoramento de desempenho que possibilite o melhoramento ou modificações nos equipamentos mais críticos das usinas nucleares para a diminuição das irreversibilidades.

Para os objetivos específicos, destacam-se:

- a. Viabilizar a aplicação da análise energética e exergetica para monitorar e diagnosticar usinas nucleares;
- b. Realizar um estudo bibliográfico do uso da energia nuclear para a geração elétrica no Brasil e no mundo, apresentando como base os principais tipos de reatores nucleares consolidados no setor nuclear e também o panorama do uso da energia nuclear atualmente e as perspectivas futuras;
- c. Estudar os processos termodinâmicos envolvendo os circuitos das usinas nucleares PWR e os principais equipamentos constituintes;
- d. Calcular as taxas de irreversibilidades geradas e as eficiências de operação para os equipamentos das usinas nucleares PWR analisadas;

- e. Discutir energeticamente e exergeticamente o diagnóstico comparativo das usinas nucleares PWR, mencionando os equipamentos com forte influência na eficiência de operação das usinas nucleares analisadas.

1.3 Justificativas do Trabalho

As usinas nucleares com reatores do tipo PWR (*Pressurized Water Reactor*) são as mais empregadas na geração termonuclear ao redor do mundo (IAEA, 2016a). Para as novas usinas em construções, a grande maioria também manterá a tecnologia de reatores pressurizados (PWR) (IAEA, 2016b).

Durante a operação das usinas nucleares certos equipamentos podem apresentar defeitos ou estarem operando abaixo das condições previstas em projeto e, conseqüentemente, influenciar na eficiência de operação das usinas nucleares. Porém, nem todos os equipamentos que compõem a usina nuclear têm impactos semelhantes na eficiência geradora da usina, de modo que existem certos equipamentos críticos que apresentam maiores impactos na eficiência da usina em comparação a outros equipamentos em relação as irreversibilidades geradas.

O estado de operação e eficiência dos equipamentos das usinas nucleares podem ser mensurados nos processos envolvendo cada equipamento da usina nuclear por meio de parâmetros termodinâmicos de pressão, temperatura e vazão mássica obtidos na forma de monitoramento da usina ou disponibilizados por fonte consultadas.

O uso da análise exergetica por meio de um diagnóstico comparativo com usinas nucleares PWR, mostra-se oportuno para analisar energeticamente e exergeticamente as usinas nucleares PWR, buscando-se apontar os equipamentos críticos das usinas nucleares e com grande influência na eficiência de operação.

O monitoramento e o diagnóstico de usinas nucleares com reatores nucleares PWR utilizando a análise energética e exergetica nos circuitos primários e secundários das usinas nucleares, permitem conhecer as eficiências dos equipamentos da usina bem como as taxas de irreversibilidades geradas nos equipamentos e nos circuitos das usinas nucleares PWR. Assim, o diagnóstico comparativo de usinas nucleares PWR utilizando como ferramenta a análise exergetica, além de permitir modelar um perfil médio exergetico das usinas nucleares PWR, apontará, também, de maneira clara e objetiva, os equipamentos com as maiores taxas de

irreversibilidades geradas dentro dos circuitos das usinas nucleares e com forte influência na eficiência de operação das usinas analisadas e, conseqüentemente, mostram-se com grande potencial para estudo termodinâmicos e operacionais mais aprofundados para o monitoramento e controle das usinas, visando o melhoramento ou modificações dos processos e dos equipamentos das usinas nucleares.

1.4 Estrutura do Trabalho

A estrutura do trabalho foi dividida na seqüência de 7 capítulos utilizando os anexos como complemento ao texto. O Capítulo 1 apresentam-se as considerações iniciais, os objetivos do trabalho, as justificativas do trabalho e a estrutura envolvida na apresentação do trabalho.

O Capítulo 2 apresenta-se a estrutura básica das usinas nucleares, sendo abordados os principais tipos de reatores nucleares consolidados no mundo para a geração termonuclear. Por fim, analisa-se o panorama atual e futuro do uso da energia nuclear para a geração elétrica no Brasil e no mundo.

O Capítulo 3 apresenta-se o circuito básico das usinas nucleares PWR, constituída dos circuitos primário, secundário e de água de resfriamento do condensador. Os processos termodinâmicos envolvidos nos principais equipamentos da usina são estudados.

O Capítulo 4 apresenta-se a fundamentação teórica e os principais trabalhos bibliográficos referentes as usinas nucleares utilizando as análises energética e exérgica como diagnóstico. Ainda são definidos os conceitos de monitoramento de desempenho e diagnóstico exérgico para os sistemas energéticos de potência abordando as usinas nucleares.

O Capítulo 5 são apresentadas as usinas nucleares PWR que foram propostas para os estudos de casos no diagnóstico comparativo de usinas nucleares PWR, sendo a usina nuclear AP600 de 600 MWe, a usina nuclear P1000 de 1000 MWe e a usina nuclear Angra dos Reis 2 de 1300 MWe. Outras duas usinas de capacidades diferentes também foram utilizadas no diagnóstico comparativo das usinas propostas, permitindo, assim, analisar as usinas nucleares nas capacidades comumente encontradas. As usinas comparadas foram a usina nuclear VVER de 1200 MWe e a usina nuclear P1500 de 1500 MWe. Os resultados das análises exérgicas das usinas VVER e P1500 foram obtidos na literatura consultada.

O Capítulo 6 apresentam-se os resultados obtidos pelo diagnóstico energético e exergético referentes as usinas nucleares PWR propostas (AP600, P1000 e Angra 2) e comparadas (VVER, P1500). A partir disso, uma análise comparativa envolvendo as usinas analisadas (propostas e compradas) baseando-se no perfil médio exergético elaborado para as usinas é realizado.

O Capítulo 7 encerra o trabalho com a apresentação das conclusões e as recomendações para trabalhos futuros que podem ser desenvolvidos frente aos temas abordados.

CAPÍTULO 2

2. AS USINAS NUCLEARES E A GERAÇÃO TERMONUCLEAR

O presente capítulo visa mostrar a estrutura básica de uma usina nuclear compostas dos principais equipamentos. Em seguida, são citadas algumas das principais tecnologias do setor nuclear para a geração elétrica, apresentando os diversos tipos de reatores nucleares consolidados no mundo, como é o caso das usinas nucleares com reatores do tipo PWR abordado neste trabalho. Por fim, o panorama atual e futuro do uso da energia nuclear para a geração elétrica no Brasil e no mundo é apresentado.

2.1 Introdução às Usinas Nucleares

As usinas nucleares são utilizadas para geração elétrica obtendo energia a partir da fissão do átomo de urânio e/ou plutônio. Deste modo, as usinas nucleares, chamadas também de centrais nucleares ou usinas termonucleares, diferem das usinas térmicas convencionais, basicamente, quanto a fonte de calor disponível; enquanto nas usinas térmicas convencionais são utilizados o carvão mineral, o óleo diesel ou o gás natural para obtenção de energia térmica por meio da combustão dos combustíveis fósseis, as usinas nucleares utilizam a energia térmica

liberada das reações nucleares (fissão do átomo) nos reatores nucleares, ao invés da combustão química (GIRALDO *et al.*, 2012).

Para uma usina nuclear com reator do tipo PWR, sendo esta a grande maioria no mundo, é composta de três circuitos de água, sendo: os circuitos primário, secundário e o de água de resfriamento do condensador que interagem termicamente entre si (Figura 2.1). No circuito primário ocorre a geração de calor necessária para o aquecimento do vapor que alimenta as turbinas a vapor, contendo como principal equipamento o reator nuclear. No circuito secundário, a energia térmica do vapor é transformada em energia elétrica por meio de turbogeradores (turbinas a vapor e gerador elétrico). O circuito secundário é semelhante as das usinas térmicas convencionais. O circuito de água de resfriamento do condensador é responsável pelo resfriamento do vapor de exaustão que chega ao condensador após ser utilizado nas turbinas a vapor.

Na Figura 2.1 é apresentado o diagrama esquemático de uma usina nuclear do tipo PWR. A transferência térmica entre os escoamentos dos fluidos utilizados nos circuitos primário e secundário ocorre no gerador de vapor. Os equipamentos e os processos termodinâmicos indicados na Figura 2.1 são detalhados no Capítulo 3.

Para os outros tipos de reatores nucleares, como será visto mais adiante, a configuração esquemática dos equipamentos e dos processos que compõem a usina nuclear poderá ser diferente da apresentada na Figura 2.1 (WNA, 2016b), mas em resumo, as usinas nucleares apresentaram um equipamento central, neste caso, o reator nuclear acompanhado dos sistemas auxiliares e de instrumentações adequadas para permitir a operação, o controle, a manutenção e a segurança do entorno da usina nuclear.

No reator nuclear, o vaso do reator é a estrutura externa do reator que serve de alojamento do núcleo do reator, como também permitir a passagem do fluido de arrefecimento a alta pressão. Normalmente é construído de aço galvanizado e revestido internamente de aço inoxidável.

No núcleo do reator está alojado o elemento combustível para as reações nucleares e as barras de controle para o controle da potência do reator nuclear que estão alocadas e inseridas a partir do topo do reator nuclear. Portanto, o núcleo do reator é a principal parte do reator nuclear. Nessa região ocorrem o controle das reações nucleares e a transferência de energia térmica do elemento combustível para o fluido de arrefecimento (IAEA, 2007a).

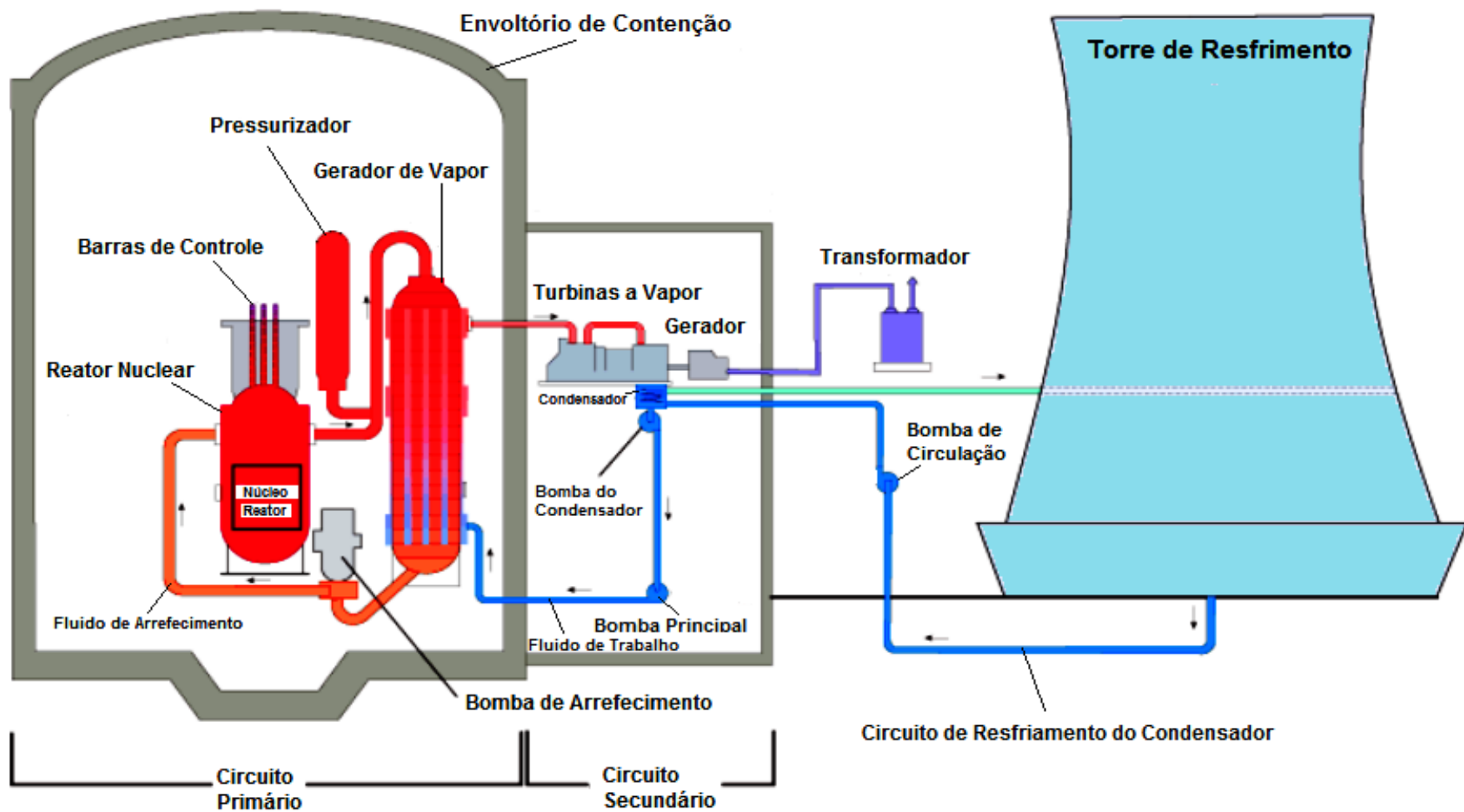


Figura 2.1- Diagrama esquemático de uma usina nuclear do tipo PWR

Fonte: World Nuclear Association, 2012.

O combustível da usina nuclear (urânio enriquecido) é obtido a partir do beneficiamento do ciclo do combustível nuclear que ao final do processo são fabricadas pequenas pastilhas sintetizadas montadas no elemento combustível e então inseridas no reator nuclear. Este, portanto, é o elemento físsil dentro do reator nuclear e, geralmente, são compostos de urânio e/ou plutônio (INB, 2016b). A classificação, comumente, pode ser feita em relação ao percentual de enriquecimento de isótopos físsil no ciclo do combustível nuclear. O urânio natural possui a mesma composição encontrada na natureza (U-235: 0,7% e U-238: 99,3%), sendo que, o isótopo U-235 representa o elemento físsil. Os modernos reatores nucleares utilizam o urânio enriquecido ao redor de 3%, embora possa variar entre 2,5 a 3,5% (KRASS *et al.*, 1983).

As barras de controle são fabricadas com materiais de alta capacidade de absorção de nêutrons que auxiliam no controle da potência do reator nuclear. As barras podem estar totalmente inseridas no núcleo do reator ou não, que neste caso, dependerá do nível de potência desejado e do controle realizado no reator nuclear (IAEA, 2007a).

Para os reatores nucleares que utilizam o urânio natural ou levemente enriquecido, normalmente, para sustentar uma reação em cadeia, necessitam de auxílio de moderadores, cuja função, é reduzir a energia dos nêutrons e, assim, permitir o maior aproveitamento de nêutrons nas reações nucleares (PATTERSON, 1986). Os moderadores podem ser líquidos, como a água comum (H₂O) nos reatores PWR e BWR e a água pesada (D₂O) nos reatores PHWR, ou sólidos, como o berílio ou a grafita nos reatores AGR (LINGA e CHARIT, 2013).

O fluido de arrefecimento que circula no circuito primário de uma usina nuclear PWR é responsável pelo resfriamento do núcleo do reator nuclear e de transferir a energia térmica gerada na fissão nuclear para o gerador de vapor (IAEA, 2007a). Nos casos em que a água é o fluido de arrefecimento (Ex: reatores PWR, BWR, PHWR), também interage como moderador. Os fluidos utilizados para o arrefecimento podem variar de acordo com as tecnologias empregadas nos reatores nucleares, como exemplos, citam-se: a água, o dióxido de carbono e os metais líquidos (reatores avançados) (LINGA e CHARIT, 2013).

Ainda na Figura 2.1, observa-se uma particularidade das usinas nucleares, a existência do envoltório de contenção, que abrange todo o circuito primário da usina nuclear PWR, com o objetivo de proteger e dar segurança dentro da usina nuclear e para as imediações das radiações produzidas no núcleo do reator nuclear (USNRC, 2016b). Logo, as usinas nucleares necessitam

de um grande aparato de contenção, monitoramento e controle da radiação emitida no núcleo do reator para que possam operar (IAEA, 2004).

2.2 Tecnologia Nuclear

Atualmente, existem várias tecnologias de conversão de energia nuclear em mecânica e/ou elétrica. Na geração termonuclear, destacam-se os seguintes tipos de reatores (IEE, 2005):

- Reatores Nucleares de Água Leve (PWR e BWR)
- Reatores Nucleares de Água Pesada PHWR (CANDU)
- Reatores Nucleares a Gás-Grafita (AGR)
- Reatores Nucleares Avançados

2.2.1 Reatores Nucleares de Água Leve (PWR e BWR)

A terminologia “Água Leve” é dada para esses reatores nucleares por utilizarem a água comum (H_2O), sem o beneficiamento como acontece em outros tipos de reatores nucleares (Ex: reatores PHWR). São os reatores mais utilizados no mundo, sendo que cerca de 80% das usinas nucleares em operação são reatores de água leve, na qual, 60% são reatores PWR e 20% são reatores BWR, aproximadamente (IAEA, 2016a). Os reatores nucleares de água leve apresentam a vantagem de combinar o moderador e o fluido de arrefecimento no mesmo fluido (água comum), além disso, o uso da água nos reatores nucleares apresenta baixo custo de aquisição e suas propriedades são bastante conhecidas. Nestes reatores nucleares, o urânio enriquecido deve ser necessariamente utilizado, em consequência, da alta absorção de nêutrons pela água (IEE, 2005).

Quando, por pressurização, não se permite a ebulição da água no reator nuclear, o reator é chamado à água pressurizada. É usualmente conhecido pelas iniciais inglesas, PWR (*Pressurized Water Reactor*).

Na Figura 2.2 é apresentado o circuito básico de uma usina nuclear do tipo PWR. A usina nuclear PWR distingue-se por apresentar dois circuitos principais, sendo que: no circuito primário, o fluido de arrefecimento (água) circula no reator nuclear em alta pressão, evitando-se, assim, a ebulição que em sequência, conduz o calor gerado no núcleo do reator para o circuito secundário por meio do gerador de vapor. No circuito secundário, o fluido de trabalho (água) opera a uma pressão menor, permitindo-se, neste caso, a vaporização do fluido de trabalho no gerador de vapor que então alimenta as turbinas a vapor da usina nuclear. O vapor utilizado nas turbinas a vapor é direcionado para o condensador onde é resfriado pelo circuito de água de resfriamento do condensador que em seguida, passa pelas etapas de reaquecimento nos aquecedores regenerativo, retornando, novamente, ao gerador de vapor na fase líquida.

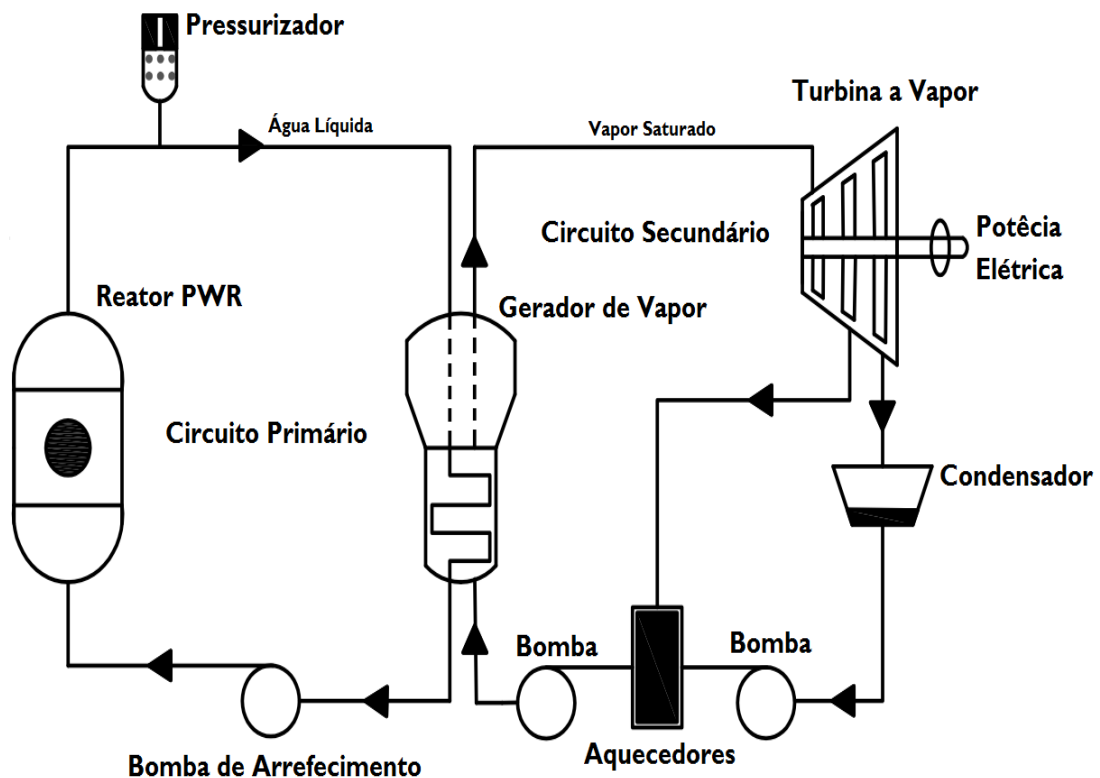


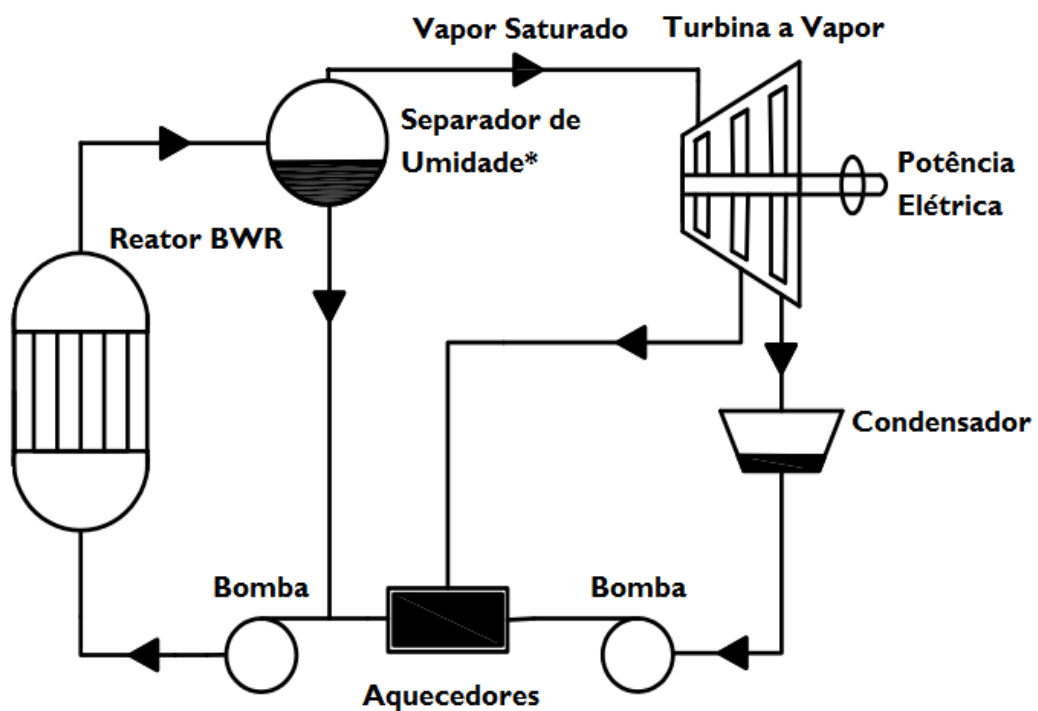
Figura 2.2- Circuito de geração de potência de usinas nucleares com reatores PWR

Fonte: Adaptado NAG, 2008.

Se, por outro lado, a ebulição for permitida no reator nuclear, com uma conseqüente redução da pressão de até 50% em relação ao circuito primário da usina nuclear PWR, a

vaporização ocorrerá no próprio reator nuclear e, neste caso, o gerador de vapor pode ser dispensado e um único circuito é constituído, no qual, o vapor gerado no reator nuclear é direcionado diretamente para as turbinas a vapor. Os reatores nucleares deste tipo são chamados de reatores à água fervente (RAGHEB, 2014), com as iniciais inglesas, BWR (*Boiling Water Reactor*).

Na Figura 2.3 é apresentado o circuito básico de uma usina nuclear do tipo BWR



*** Pode estar contido no reator BWR ou não, como o caso apresentado.**

Figura 2.3- Circuito de geração de potência de usinas nucleares com reatores BWR

Fonte: Adaptado NAG, 2008.

As usinas nucleares com reatores do tipo BWR além de dispensar o gerador de vapor, apresentam ainda as seguintes vantagens: melhor aproveitamento na extração de calor, menor potência de bombeamento, reduções dos números de componentes, um único sistema de contenção, redução de operação e manutenção (ARGONE, 2015; GE HITACHI, 2010). A evolução dos reatores BWR, conhecidos como *Advanced Boiling Water Reactor* (ABWR), visa

aprimorar os reatores nucleares BWR nos quesitos de segurança, simplificação de operação e manutenção, menores custos de investimento (GE HITACHI, 2014). Em contrapartida, a vaporização da água no reator nuclear BWR diminui a capacidade de moderar as reações nucleares, que neste caso, também diminui o nível de potência do reator nuclear (NAG, 2008).

No caso das usinas nucleares com reatores do tipo PWR apresentam a vantagem do fluido utilizado no circuito secundário não seja contaminado com a radiação do circuito primário (GE HITACHI, 2010). Além disso, as usinas nucleares PWR, por característica intrínsecas, apresentam o comportamento de seguir a demanda externa ou acompanhar flutuações de potência dentro da usina nuclear (USNRC, 1987; WNA, 2016b).

Devida a baixa temperatura de operação para o fluido de arrefecimento das usinas com reatores nucleares PWR e BWR, sendo consequente da manutenção do estado crítico do reator nuclear e também por fatores de segurança, esses reatores apresentam eficiência baixa quando comparadas com os reatores de outras linhas, a eficiência média das usinas nucleares PWR e BWR está em torno de 34% e a temperatura de arrefecimento menor que 375°C (SHULTIS e FAW, 2002).

2.2.2 Outras Tecnologias de Reatores Nucleares

Outros tipos de reatores nucleares também foram desenvolvidos para a geração termonuclear, muito deles com tecnologias próprias dos países precursores. Na sequência, um breve comentário é realizado acerca dos outros tipos de reatores nucleares.

Reatores Nucleares de Água Pesada (PHWR)

Os reatores de água pesada são conhecidos também pela sigla inglesa PHWR (*Pressurized Heavy Water Reactor*) ou CANDU (*Canadian Deuterium Uranium*). Este tipo de reator nuclear foi desenvolvido no Canadá na década de 50, sendo preparado para utilizar o urânio natural e a água pesada (isótopo de hidrogênio com maior massa), necessitando, assim, do enriquecimento da água ao invés do combustível nuclear (WNA, 2016b).

A principal vantagem de realizar a moderação com água pesada (D₂O) é que o urânio natural que é mais barato pode ser utilizado como combustível, dispensando assim, as

complexas etapas de enriquecimento de urânio, tecnologia dominada por poucos países. Além disso, a água pesada, devida à alta economia de nêutrons, permite um menor consumo de combustível dentro da usina nuclear. No entanto, o custo elevado de obtenção da água pesada apresenta-se como desvantagem das usinas nucleares do tipo PHWR (GARLAND, 2003).

O circuito de uma usina nuclear do tipo PHWR é similar aos das usinas nucleares com reatores PWR. No caso dos reatores PHWR são moderados em um tanque chamado de Calandra (WNA, 2016b). Os parâmetros termodinâmicos de operações dos reatores PHWR são muito próximos aos reatores nucleares de água leve, como exemplo são encontrados temperatura de saída de 300°C e pressão de 100 bar (BEREZNAI, 2005). Os reatores nucleares PHWR podem aceitar uma variedade de combustíveis, aumentando, assim, a flexibilidade dessas usinas quanto ao combustível utilizados ou reprocessados no fim do processo nuclear (IAEA, 2002).

Reatores a Gás-Grafita (AGR)

Este tipo de reator foi principalmente desenvolvido na Inglaterra. Utiliza o dióxido de carbono (CO₂) para o fluido de arrefecimento e é moderada a grafita (IEE, 2005). O primeiro tipo de reator desenvolvido nessa linha foi o Magnox com a intenção de usar o urânio natural. A partir daí foi desenvolvido a segunda geração de reatores nucleares AGR (*Advanced Gas-Cooled Reactor*) utilizando o urânio enriquecido de 2,5 a 3,5% (RAJAN, 2004).

Os reatores nucleares a Gás - Grafita caracterizam-se por operarem com elevada temperatura, melhorando assim, as eficiências energéticas das usinas nucleares AGR que em média está em torno de 41%. Os parâmetros de operações de circulação do dióxido de carbono no reator nuclear AGR, por exemplo, alcançam uma temperatura de 650°C em média e pressão em torno de 40 bar (NONBOL, 1996).

Reatores Nucleares Avançados

As usinas nucleares podem ser distinguidas de acordo com o tipo da tecnologia empregada na época para a construção dos reatores nucleares (LOCATELLI, 2013; GEN IV, 2014). Os reatores nucleares da Geração 1 foram os primeiros a serem desenvolvidos nas décadas de 50 e 60, ou seja, são os primeiros reatores de potência a entrar em operação, sendo

que a maioria deles já passaram por processo de descomissionamento. A grande maioria usava o urânio natural e a grafita na condição de moderador.

Os reatores nucleares da Geração 2 (décadas de 70 a 90), foram produzidos principalmente nos Estados Unidos e são os mais numerosos no mundo. A maioria utiliza o urânio enriquecido e são arrefecidos e moderados à água. As usinas nucleares de Angra 1 e 2 encontram-se nessa geração de reatores nucleares.

Os reatores nucleares da Geração 3 e 3+ (das décadas de 90 com previsão até 2030) consistem nos reatores nucleares avançados, sendo que os primeiros entraram em operação no Japão. Estes reatores nucleares estão sendo desenvolvidos a partir da segunda geração de reatores nucleares no mundo. Assim, são reatores nucleares que foram desenvolvidos a partir dos reatores nucleares PWR, BWR e CANDU. Nesse segmento encontra-se a usina nuclear Angra 3.

Os Reatores da Geração 4 (previsão a partir de 2030) ainda estão em fase de desenvolvimento e não estarão operacionais antes de 2020, no mínimo, provavelmente mais tarde. Estes reatores nucleares, diferentemente da Geração 3 que se aperfeiçoaram por meio da Geração 2, apresentam novos ciclos, operam com diferentes arranjos, temperaturas, moderadores e fluidos de arrefecimento (ABRAM, 2013; GEN IV, 2015).

2.3 Panorama da Geração Termonuclear no Brasil e no Mundo

2.3.1 Geração Termonuclear no Mundo

O uso da energia nuclear para a geração elétrica (geração termonuclear ou nucleoe elétrica) data desde a década de 50 com a entrada dos primeiros reatores comerciais em operação. A experiência acumulada desde então permitiu que o uso da energia nuclear na geração elétrica se consolidasse em diversas partes no mundo.

Hoje existem cerca de 446 reatores nucleares operando em 30 países somando mais de 380 GWe de capacidade instalada destinados a produção elétrica (IAEA, 2016a), sendo responsáveis por aproximadamente 11% de toda a energia elétrica produzida no globo (IEA, 2015).

Na Figura 2.4 são mostradas as participações de diversas fontes energéticas para a produção de energia elétrica ao redor do mundo. Como observado, o carvão mineral é o principal combustível utilizado atualmente para geração elétrica. Além do carvão mineral outros combustíveis fósseis são também bastante utilizados, como é o caso do gás natural e os derivados de petróleo. Em conjunto, cerca de aproximadamente 70% da matriz elétrica no mundo é dependente de combustíveis fósseis, que são hoje os grandes responsáveis pelo agravamento do efeito estufa. Medidas de tentativas de redução das emissões de CO₂ estão sendo executadas por diversos países. Uma alternativa seria a complementação da geração elétrica por usinas nucleares, já que estas apresentam emissões mínimas de CO₂ se comparadas com as usinas térmicas convencionais.

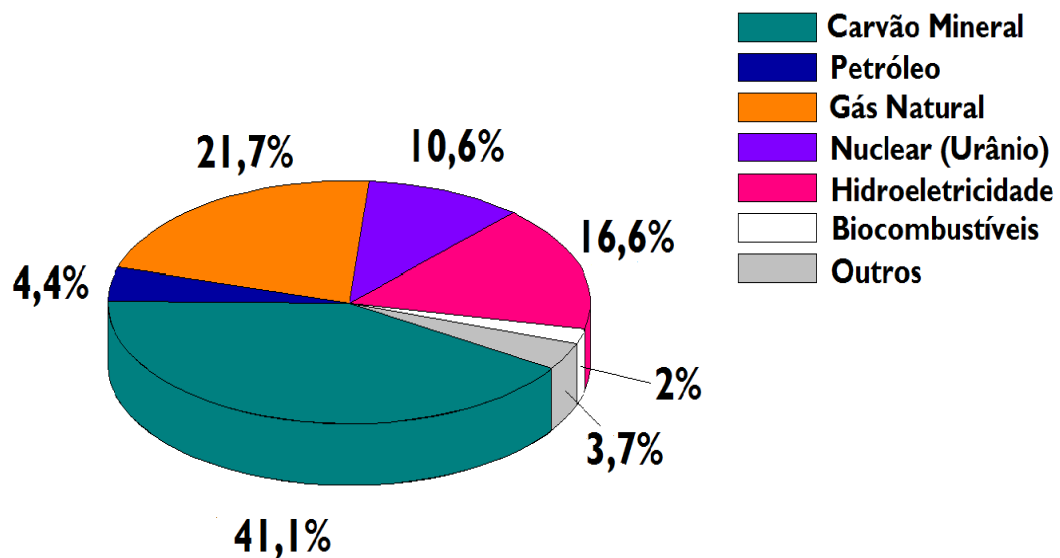


Figura 2.4- Composição por fontes energéticas para a matriz elétrica ao redor do mundo

Fonte: Adaptado de IEA, 2015.

A porcentagem da energia nuclear na matriz elétrica de diversos países está apresentada na Figura 2.5, segundo *International Atomic Energy Agency* (2015a), e pode-se verificar que em 13 países a geração termonuclear representa mais de 25% da matriz elétrica. A França, atualmente, é o país com a maior representação percentual de energia de origem nuclear na matriz elétrica, com aproximadamente 77%. Em seguida, têm-se a Eslováquia com 57% e a

Hungria com 54%, fechando assim, o grupo dos três países com maior representação percentual de energia nuclear na matriz elétrica.

A opção pelos países que apresentam elevada participação de term nucleares para a geração elétrica; deve-se, principalmente, a segurança energética, já que as usinas nucleares independem dos fatores climáticos como forma de obtenção de energia. No caso, muitos desses países não apresentam outras disponibilidades de recursos energéticos em abundância e as usinas nucleares tonam-se uma saída segura na política energética adotada, com características próprias, sendo: elevado fator de capacidade e segurança energética.

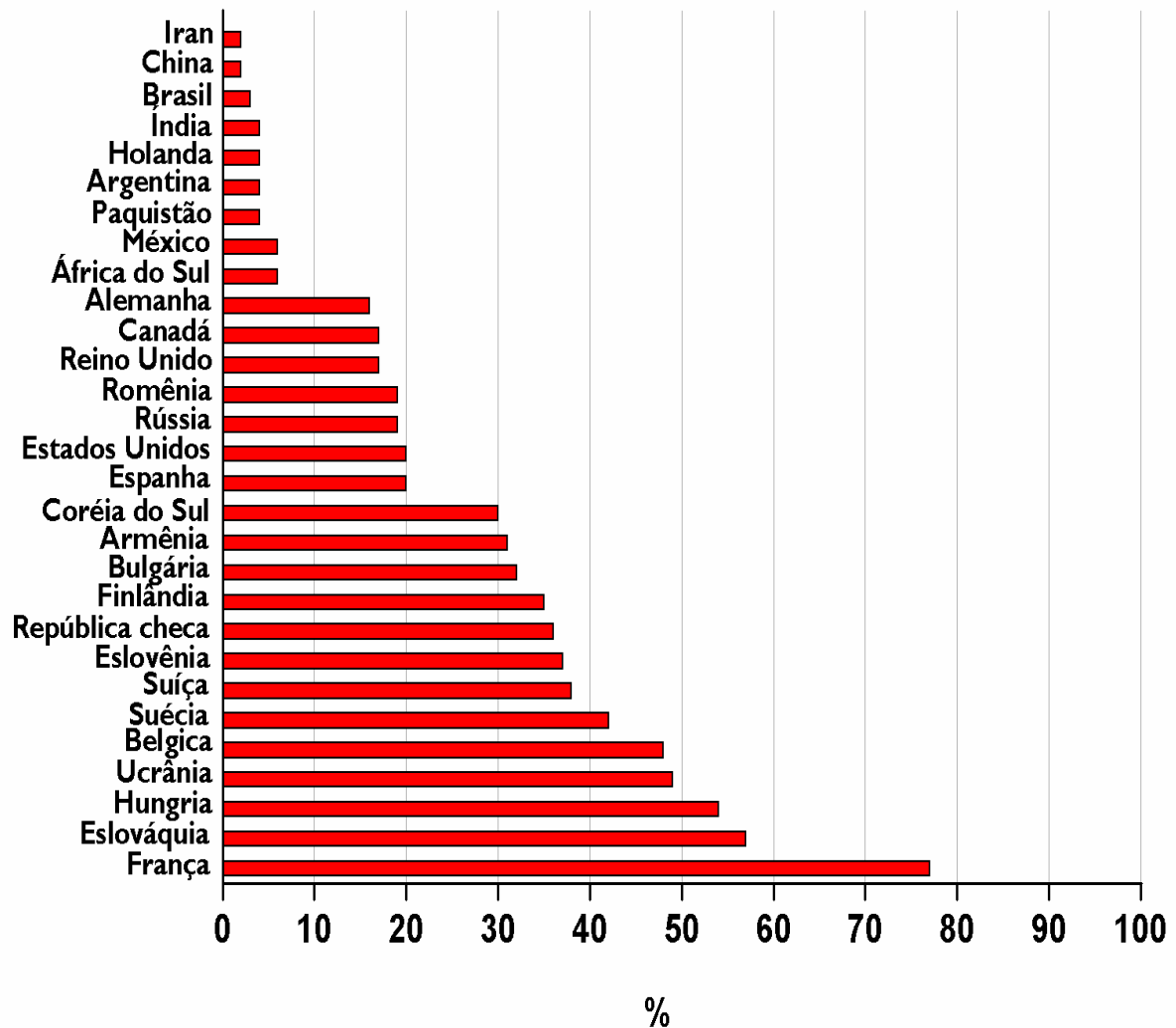


Figura 2.5- Representação percentual da geração term nuclear na matriz elétrica para diversos países

Fonte: Adaptado de IAEA Nuclear Power Reactors in the World, 2015a.

Na Figura 2.6 são apresentados os principais países produtores de energia elétrica a partir da energia nuclear. Assim, como pode ser visto, os Estados Unidos são os maiores produtores de eletricidade a partir de fontes nucleares no mundo, seguido da França e Rússia.

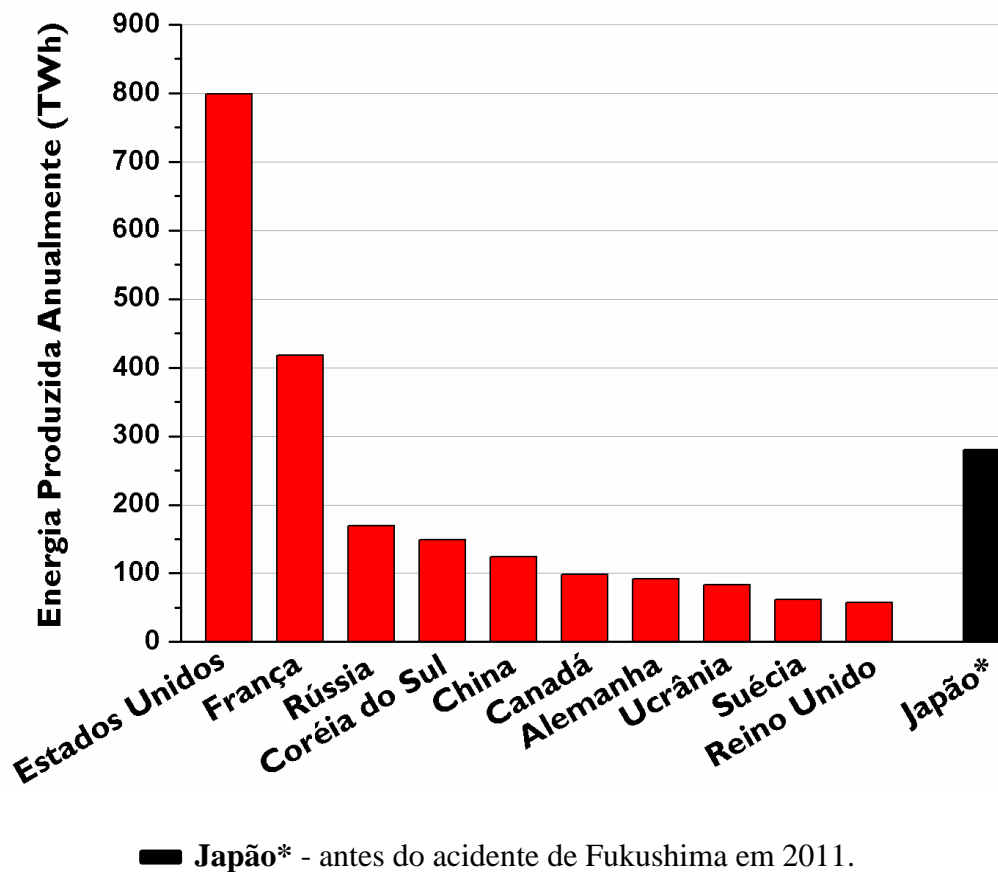


Figura 2.6- Geração termonuclear em TWh dos principais países em 2014

Fonte: Adaptado de WNA, 2016c.

A China deverá aumentar a capacidade produtiva na geração termonuclear nos próximos anos. Hoje é o país que mais constrói usinas nucleares no mundo. Um outro país que está representado na Figura 2.6, o Japão, desativou as 54 usinas nucleares após o acidente de Fukushima em 2011. Antes do acidente a geração termonuclear no país representava cerca de 31,2% da composição da matriz elétrica e com mais de 250 TWh produzido anualmente (WNC, 2012; HAYASHI e HUGHES, 2013; WNA, 2016d). A Alemanha também anunciou que irá desativar partes dos reatores em operação após o acidente de Fukushima. Conseqüentemente, fez com que a geração termonuclear no país passasse de 22,4% em 2010 para cerca de 17,7% atuais (WNA, 2016e).

Atualmente existem cerca de 63 usinas nucleares em construção em 15 diferentes países, totalizando uma capacidade instalada futura de aproximadamente 65 GWe. A china lidera em números com 24 usinas nucleares em construção.

Na Figura 2.7 são apresentadas as usinas nucleares em construções ao redor do mundo. A grande maioria, cerca de 85% das usinas nucleares em construções são do tipo PWR (IAEA, 2016b; NEI, 2016a). Conseqüentemente, os reatores nucleares do tipo PWR permanecerão no mundo sendo a tecnologia mais empregada na geração nuclear para a produção elétrica nos próximos anos. O uso dos reatores nucleares PWR, deve-se, sobretudo, da tecnologia estar bastante consolidada na geração termonuclear. Além disso, apresentam certas vantagens de segurança no arrefecimento do reator nuclear pelo fato de haver dois circuitos independentes para o caso de haver uma perda total de eletricidade na usina necessitando, assim, do arrefecimento de segurança quando comparada com as usinas nucleares BWR.

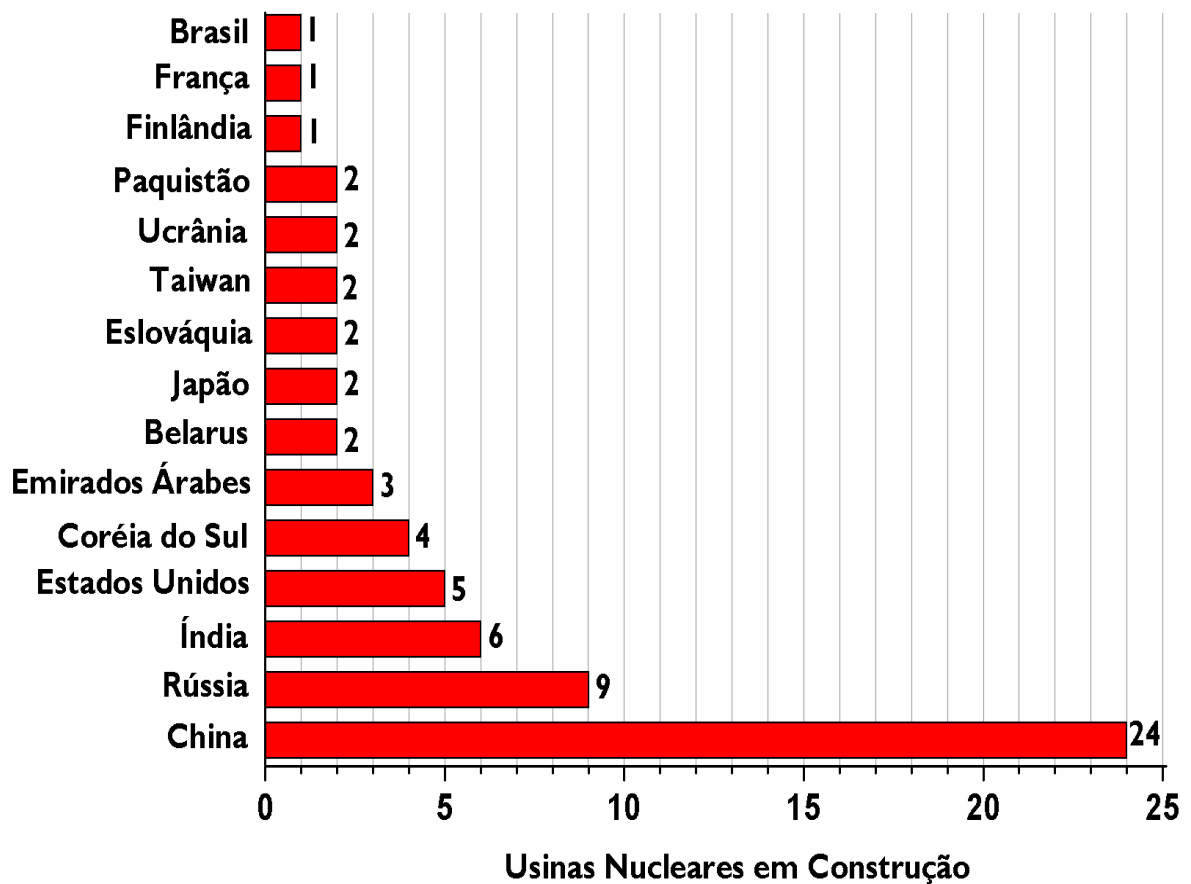


Figura 2.7- Usinas nucleares em construções ao redor do mundo

Fonte: Adaptado de International Atomic Energy Agency (2016b).

A geração termonuclear teve um súbito crescimento durante as décadas de 70 e 80 no mundo como apresentada na Figura 2.8. A partir daí, ocorreu a desaceleração do setor para as décadas seguintes. Dentre as causas que mais impactaram na desaceleração do setor termonuclear estão os acidentes com as usinas nucleares *Three Mile Island* nos Estados Unidos em 1979 e na Ucrânia com a usina nuclear de Chernobyl em 1986, tornando o processo de regulamentação das usinas nucleares mais demorado (WNC, 2012). Além disso, somam-se os impactos na política energética mundial com a queda do preço de petróleo e o custo mais elevado de construção das usinas nucleares junto ao tempo necessário para tal em concorrência das usinas térmicas convencionais.

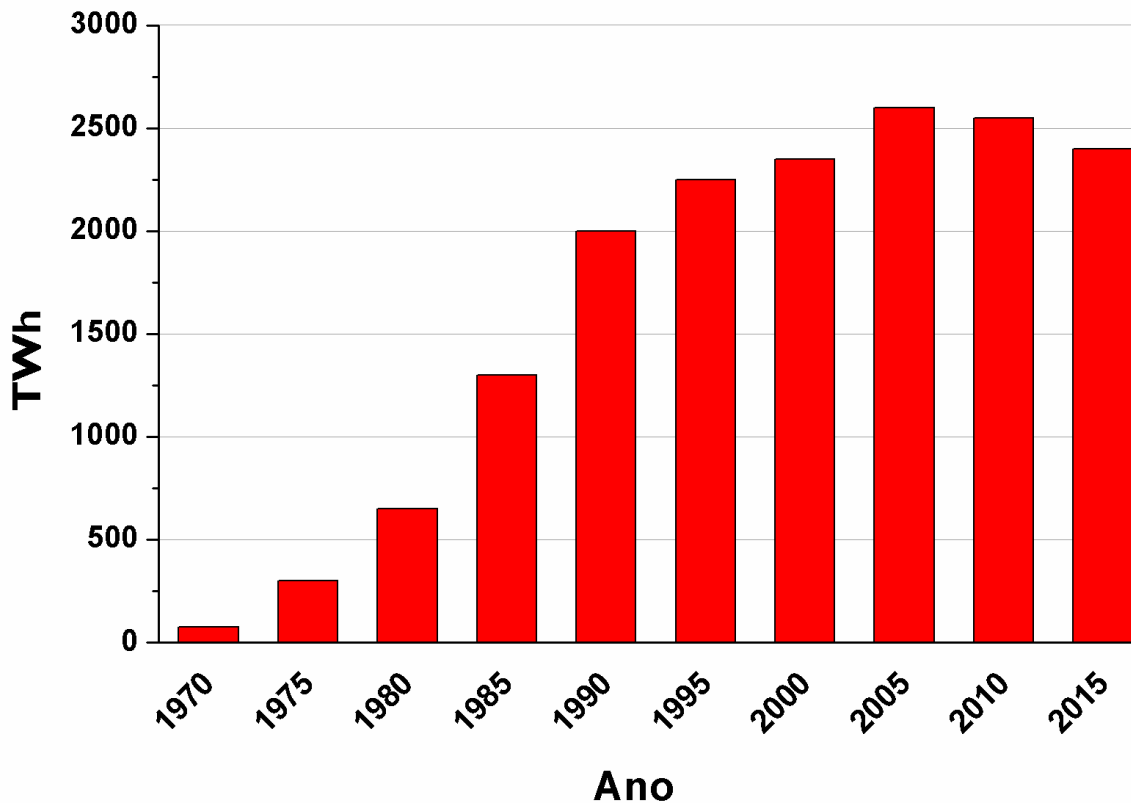


Figura 2.8- Geração termonuclear em TWh no mundo desde a década de 70

Fonte: Adaptado de WNA, 2016f.

Recentemente, o acidente de Fukushima em 2011 no Japão teve um forte impacto na política energética nuclear no mundo, como é o caso do próprio Japão que desativou a maioria das usinas nucleares e da Alemanha que decidiu desativar partes delas.

Embora o acidente nuclear de Fukushima no Japão fizesse paralisar todas as usinas nucleares do país, após o acidente, o Japão anunciou o reinício em 2015 da operação de duas usinas nucleares desativadas e tem previsão de até 2030 que a energia nuclear alcance um total de 20-22% da geração elétrica no país (EIA, 2015a).

2.3.2 Perspectivas da Geração Termonuclear no Mundo

A perspectiva do crescimento de consumo de energia elétrica a partir de fontes nucleares nas próximas décadas ao redor do mundo é analisada em dois cenários diferente até 2030 como apresentada na Figura 2.9, segundo a *International Atomic Energy Agency* (2014); o primeiro com baixa previsão de crescimento e o segundo com alta previsão de crescimento, sendo que:

- **Baixa previsão:** assume que as tendências atuais continuarão com poucas mudanças na política energética, afetando assim, a geração termonuclear. Ela não assume que todos os objetivos nacionais para a geração termonuclear serão alcançados. É uma projeção conservadora;
- **Alta previsão:** assume que a atual crise financeira e econômica será superada em relativamente pouco tempo e as taxas anteriores de crescimento econômico e a procura de eletricidade será retomada. Ela também assume políticas globais rigorosas para mitigar as mudanças climáticas.

A China é hoje o país que mais se destaca na expansão da energia nuclear para produção elétrica no mundo. O país que produz grande parte da energia elétrica a partir das usinas térmicas convencionais a carvão, precisa lidar com a grande poluição gerada pelas emissões dos gases ocasionadores do efeito estufa das usinas térmicas convencionais (NRDC, 2015). Além disso, encontra-se bastante pressionada por organismos internacionais para a diminuição das emissões de poluentes atmosféricos e ocasionadores do efeito estufa. Segundo o Painel Intergovernamental sobre Mudanças Climáticas (IPCC, 2014), as emissões mundiais de gases estufas precisam diminuir em cerca de 40 a 70% até 2050 e desaparecer até 2100 para que a temperatura global não suba mais do que 2°C. Deste modo, para os países que apresentam

grandes emissões de poluentes como os Estados Unidos, a China, a Índia e parte da Europa sofrerão forte pressão para redução dos gases de efeito estufa.

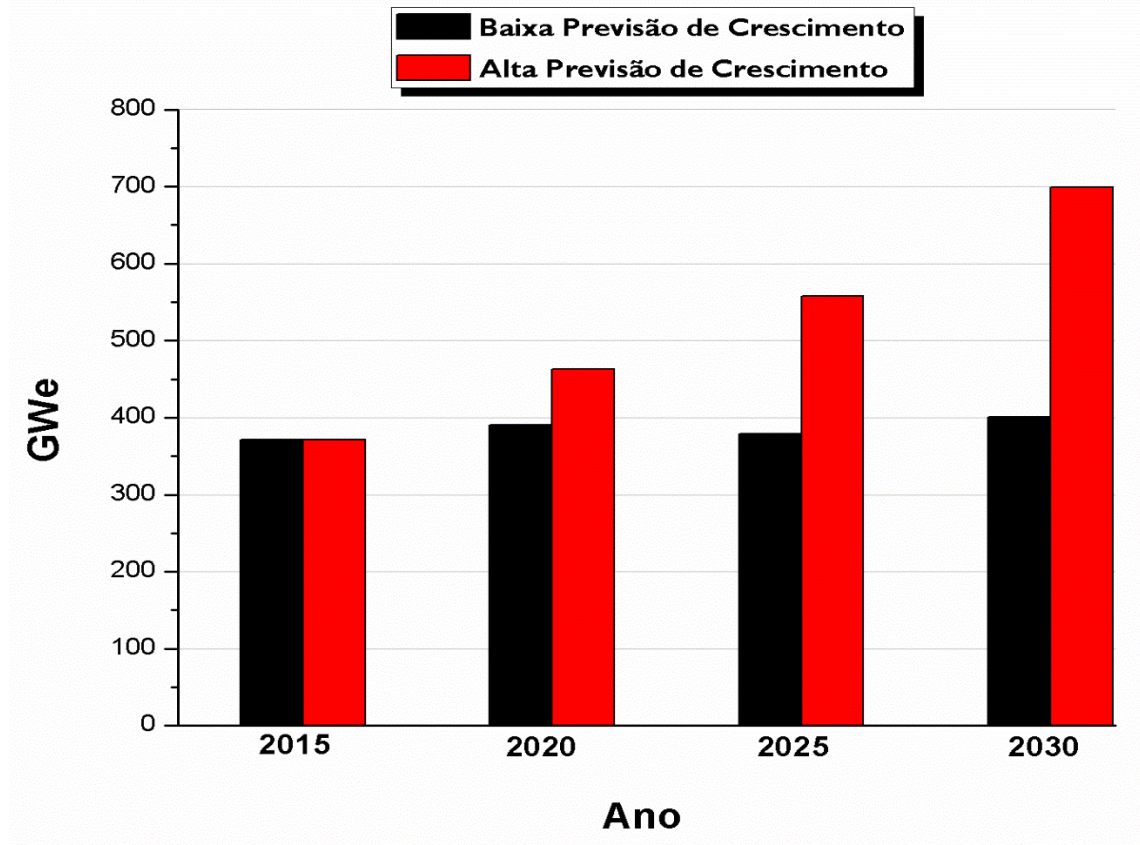


Figura 2.9- Previsão de crescimento da geração termonuclear ao redor do mundo até 2030 com referências a dois cenários: o de baixa previsão e o de alta previsão de crescimento

Fonte: Adaptado de IAEA, 2014.

O Japão que já foi o terceiro maior produtor mundial de energia termonuclear antes do desastre de Fukushima, após se abdicar temporariamente da geração termonuclear, viu-se aumentar a dependência com relação ao gás natural, ao petróleo e ao carvão mineral para compensar a diferença da paralização das usinas nucleares (HAYASHI e HUGHES, 2013). A substituição da geração termonuclear por combustíveis fósseis levou a preços mais elevados de eletricidade para os consumidores e perdas de receitas por parte das empresas de energia elétrica (EIA, 2015b). Assim, como parte da política energética a longo prazo, o governo do Japão espera que a energia nuclear volte a compor a matriz elétrica para cerca de 20-22% até 2030.

A Agência Internacional de Energia (IEA, sigla em inglês), tem publicado diversos estudos e trabalhos que mostram que o futuro da energia nuclear para geração elétrica, embora muito discutido, é promissor, pois o mundo não poderá abdicar desta fonte de energia. A geração de energia elétrica oriunda de outras fontes renováveis como maré, eólica, biomassa e outras, na maioria dos casos, ainda não é competitiva e apresenta grandes flutuações na geração elétrica, comprometendo o uso e a segurança na base do sistema elétrico sendo, portanto ainda, uma opção de ponta ou de manejo do sistema elétrico. Com relação à geração térmica convencional de usinas a carvão ainda é cercado de problemas ambientais a serem equacionados, a exemplo da grande quantidade de CO₂ emitidos na atmosfera por essas usinas. Porém, com as novas tecnologias sendo desenvolvidas, tais como, leito fluidizado, usinas supercríticas e ultra-supercríticas permitem reduzir em parte as emissões de CO₂.

A energia nuclear apresenta diversas vantagens para geração elétrica e que nem sempre é colocada de forma esclarecida para a população ou nas ações políticas adotadas. Para uma política energética que vise a diversificação da matriz elétrica e assegure o fornecimento elétrico seguro, deve-se buscar uma análise profunda do uso racional das fontes energéticas e dos impactos sociais e ambientais ocasionados. Nesta ordem, o uso da energia nuclear para disponibilidade elétrica precisa estar livre de restrições infundadas e ser encarada como opção energética de acordo com os conhecimentos técnicos realizados.

Não obstante, a operação das usinas nucleares precisa lidar com diversos obstáculos que necessitam ser arduamente discutidos e estudados para solucioná-los, tais como: o destino dado aos rejeitos nucleares utilizados nas usinas nucleares, o risco ambiental e populacional pela construção de novas usinas e as que já estão em operação, aceitação pública, o investimento e o tempo necessário para a construção de novas usinas nucleares, a eficiência no processo de regulamentação das usinas nucleares e outros.

2.3.3 Geração Termonuclear no Brasil

A geração termonuclear no Brasil conta com duas usinas nucleares, Angra 1 e Angra 2, localizadas no município de Angra dos Reis no Rio de Janeiro, com a capacidade instalada de 640 MWe para Angra 1 e de 1350 MWe para Angra 2. Ainda existe uma terceira usina nuclear prevista para entrar em operação em 2018, Angra 3, que terá capacidade de 1400 MWe.

Angra 1:

A usina nuclear Angra 1 foi a primeira usina construída no Brasil. A construção iniciou-se em 1972 e a operação comercial ocorreu em 1985. A usina está equipada com reator do tipo PWR adquirida da empresa americana Westinghouse. Na época do acordo não estava previsto a transferência tecnológica por parte dos fornecedores (ELETRONUCLEAR, 2016a).

A usina com 640 MWe instalados é capaz de gerar energia para uma cidade de aproximadamente 1 milhão de habitantes. O fator de capacidade de Angra 1 nos últimos 15 anos, em relação ao potencial máximo, foi de 79,44%. Desde o início da operação, a usina nuclear Angra 1 produziu um equivalente de 86,44 TWh (ELETRONUCLEAR, 2016b)

Angra 2:

A segunda usina nuclear brasileira, Angra 2, começou a ser construída em 1981 e entrou em operação comercial em 2001 com cerca de 1350 MWe de capacidade instalada. Assim como a usina nuclear Angra 1, a usina nuclear Angra 2 opera com um reator nuclear do tipo PWR de tecnologia Siemens (hoje Areva NP). O acordo para construção de Angra 2 foi prevista a transferência de tecnologia (ELETRONUCLEAR, 2016c).

A usina nuclear Angra 2 é capaz de atender ao consumo de uma cidade com 2 milhões de habitantes. O fator de capacidade em relação ao potencial máximo desde o início da operação comercial (2001) até 2014, foi de 88,44%, segundo a Eletronuclear (2016b). Nesse espaço de tempo, a usina produziu um equivalente de 137,64 TWh. Projetada para produzir 1308 MWe, a usina nuclear Angra 2 vem gerando 41 MW a mais de excedente. Angra 2 passou a gerar 1350 MWe a partir de 28 de setembro de 2000, quando foi atingindo, pela primeira vez, o patamar de 100% de potência no reator nuclear durante os testes de comissionamento.

Angra 3:

A usina nuclear Angra 3 conta com a tecnologia alemã Siemens/KWU. A operação comercial está prevista para dezembro de 2018. A nova unidade com potência de 1405 MWe instalados, poderá gerar mais de 12 milhões de megawatts-hora por ano; com a usina nuclear

Angra 3, as usinas nucleares brasileiras serão capazes de atender cerca de 50% do consumo no Estado do Rio de Janeiro (ELETRONUCLEAR, 2016d).

2.3.4 Perspectivas da Geração Termonuclear no Brasil

A geração termonuclear no Brasil a partir das usinas nucleares Angra 1, 2 e futuramente Angra 3 tem um papel regional, sobretudo, para a região sudeste, o maior centro consumidor de energia elétrica (ELETRONUCLEAR, 2016b).

Na Figura 2.10 são apresentadas as fontes energéticas utilizadas para a produção elétrica no Brasil. Observa-se que grande parte da geração elétrica brasileira estão concentradas em fontes hídricas. Mesmo assim, a participação das usinas hidrelétricas já foi maior que os valores atuais presente na matriz elétrica, a diminuição deveu-se com as crises energéticas no Brasil em 2001, “O Apagão Elétrico”, e recentemente foi afetada com a crise hídrica na transição de 2014-2015. Conseqüentemente, houve uma procura maior para a complementação elétrica por meio das termelétricas convencionais.

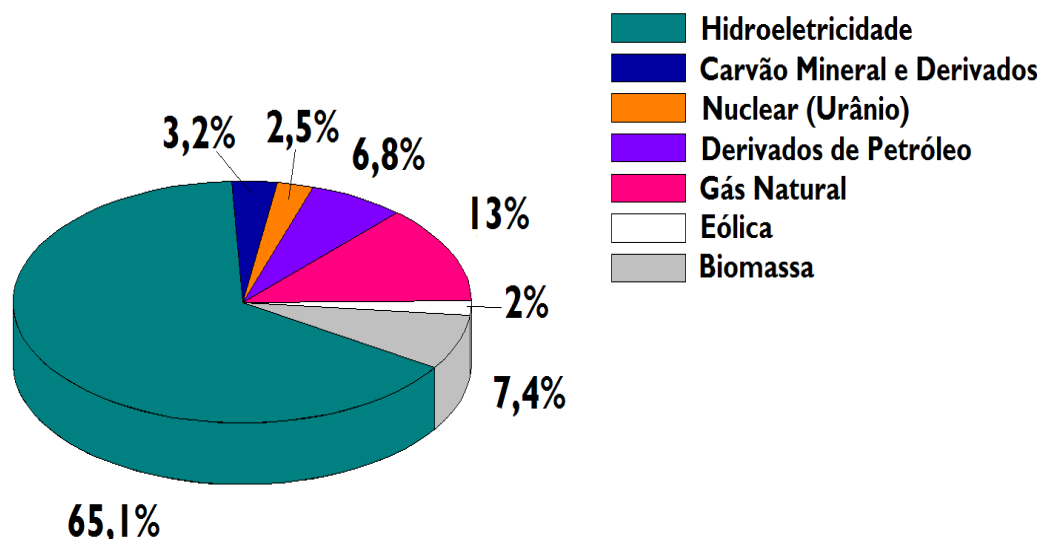


Figura 2.10- Composição por fontes energéticas para a matriz elétrica brasileira

Fonte: Adaptado de BEN, 2015.

Segundo o Boletim Energético Nacional (BEN) de 2015 com base no ano de 2014, o Brasil apresentou uma capacidade instalada de 135 GWe com a produção anual de 624 TWh. A geração termonuclear representou cerca de 2,5% do total da energia elétrica produzida no Brasil para ano base.

No caso da geração elétrica a partir das termelétricas, a capacidade instalada foi de 35 GWe em 2014, representando cerca de 34,7% da energia elétrica produzida no país segundo o ano base. A geração termonuclear teve uma participação de 7,5% da geração termelétrica. Dessa forma, o uso da energia nuclear para produção elétrica no país ainda tem um grande espaço de crescimento dentro da matriz elétrica brasileira.

Diante das duas usinas nucleares em operação no Brasil e ainda com a usina nuclear Angra 3 em construção, o Brasil tem acumulado experiência de construção, operação e manutenção das usinas nucleares. Além disso, o domínio de todo o ciclo do combustível assegura ao país boas condições de geração de energia elétrica a partir da energia nuclear.

Um outro fator importante no caso brasileiro é a garantia de matéria prima (urânio) para o abastecimento das usinas nucleares que estão operando e uma possível expansão do parque nuclear. O Brasil possui a 7ª reserva de urânio no mundo com cerca de 309000 t U₃O₈, sendo que nem todo território foi mapeado, apenas 25% (INB, 2016a).

Na área de geração elétrica, para atender ao Plano Decenal de Energia (PDE - 2007/2016), elaborado pela Empresa de Pesquisa Energética (EPE), a usina nuclear Angra 3, é inserida no programa como meta a ser finalizada (PDE, 2010).

No Plano Nacional de Energia (PNE - 2030) que subsidia o governo na formulação estratégica para a expansão da oferta de energia até 2030, assinala a necessidade do sistema elétrico brasileiro ter mais 4.000 MWe de origem nuclear (PNE, 2007).

Para a expansão do parque nuclear brasileiro precisa que o país encare como uma política de estado e questões políticas relacionadas ao setor nuclear devem ser analisadas e discutidas para uma melhor compreensão dos recursos energéticos brasileiro e os caminhos que asseguram uma política energética segura e sustentável.

Deste modo, para uma política energética segura e sustentável ao país devem proporcionar condições de geração elétrica segura, perene e barata com o menor impacto possível ao ambiente e a sociedade, através da diversificação ou complementariedade da matriz

elétrica. A energia nuclear para geração elétrica mostra-se como opção ao país por apresentar características de baixo impacto ambiental nas emissões de CO₂, não depender de fatores climáticos, por operar na base do sistema elétrico e também por possuir condições e experiência no setor com suas usinas nucleares em operação ou em construção.

Os problemas peculiares de operação das usinas nucleares, como os rejeitos nucleares, necessitam de um esforço conjunto por parte da sociedade, centro de pesquisas, das empresas envolvidas e de políticas no setor nuclear em busca de novas alternativas tecnológica ou aprimoramento das existentes. Uma alternativa dada seria o reprocessamento desse combustível, ainda não é praticado nas usinas nucleares brasileiras (IAEA, 2008).

CAPÍTULO 3

3. USINAS NUCLEARES PWR

Neste capítulo, o objetivo é apresentar os circuitos básicos das usinas nucleares PWR, detalhando os principais equipamentos bem como os processos térmicos envolvidos dentro dos circuitos das usinas nucleares PWR.

3.1 Circuito Básico de uma Usina Nuclear do Tipo PWR

As usinas nucleares PWR apresentam três circuitos de água: o circuito primário, o circuito secundário e o circuito de água de resfriamento do condensador (Figuras 2.1 e 2.2 do Capítulo 2 e Figura 3.2). Os circuitos são independentes um do outro, logo, não há contato direto entre os fluidos dos circuitos.

Na Figura 3.1 é apresentado a usina nuclear PWR Sequoyah 1 e 2 de capacidade total de 2270 MWe, sendo constituída de duas unidades geradoras localizadas no estado da Tennessee, Estados Unidos. Na Figura 3.2 tem-se o diagrama esquemático de uma típica usina nuclear PWR composta dos circuitos primário, secundário e de água de resfriamento do condensador. Além disso, um sistema auxiliar ao circuito primário para o controle de potência, o Sistema de Controle Químico e Volumétrico (SCQV) também é apresentado.

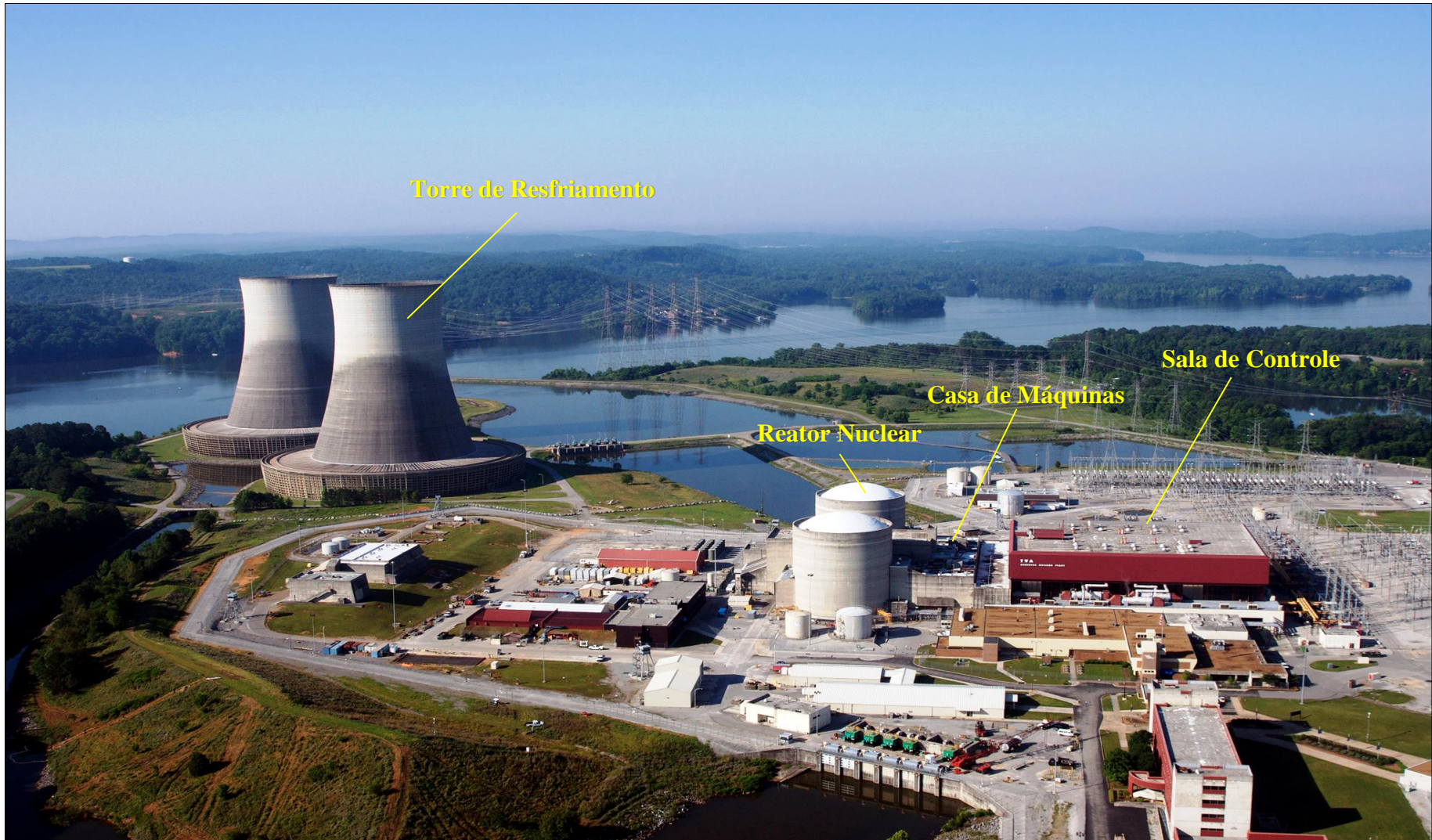
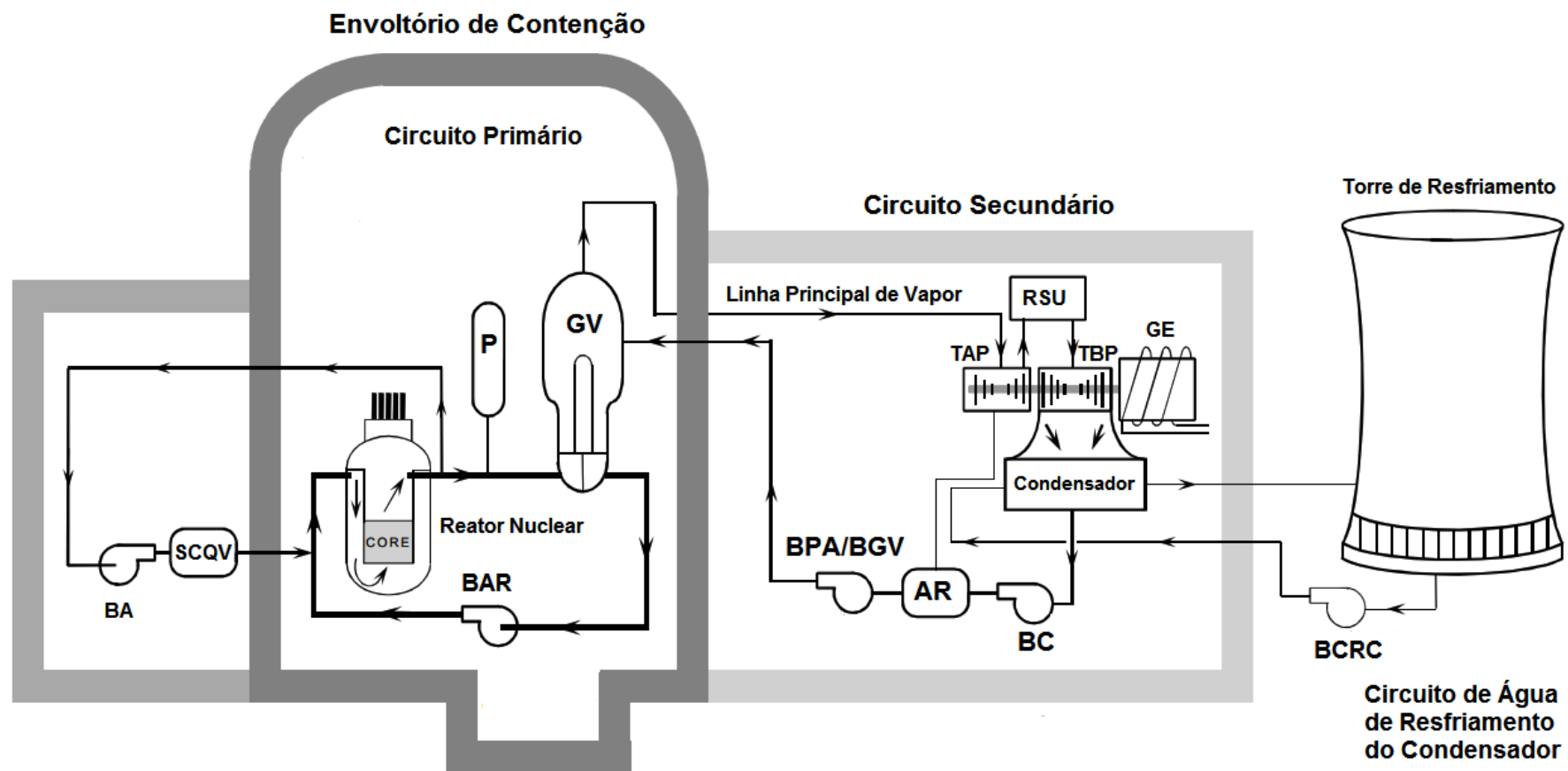


Figura 3.1- Usina Nuclear PWR Sequoyah 1 e 2 de capacidade total de 2270 MWe nos Estados Unidos

Fonte: Electric Light and Power, 2016.



SARN – Sistema de Arrefecimento do Reator Nuclear; **P** – Pressurizador; **GV** – Gerador de Vapor; **BAR** – Bomba de Arrefecimento; **BPA/BGV** – Bomba de Alimentação Principal ou do Gerador de Vapor; **AR** – Aquecedores Regenerativos; **BC** – Bomba do Condensador; **TAP** – Turbina de Alta Pressão; **TBP** – Turbina de Baixa Pressão; **RSU** – Reaquecedor e Separador de Umidade; **GE** – Gerador Elétrico; **BCRC** – Bomba do Circuito de Resfriamento do Condensador; **BA** – Bomba Auxiliar; **SCQV** – Sistema de Controle Químico e Volumétrico.

Figura 3.2- Circuitos primário, secundário e água de resfriamento do condensador de uma típica usina nuclear PWR

Fonte: USNRC Technical Training Center, 1987.

Na Figura 3.2, a energia térmica gerada no reator nuclear é transportada pelo fluido de arrefecimento do circuito primário a alta pressão até o gerador de vapor.

A pressão de entrada do fluido de trabalho no gerador de vapor referente ao circuito secundário é menor quando se compara com a pressão do fluido de arrefecimento do circuito primário. No caso da usina nuclear P1000 é de aproximadamente 68 bar em plena carga, assim, pelas condições atingidas na saída do gerador de vapor é possível a vaporização da água ou do fluido de trabalho.

O vapor gerado é direcionado para a turbina a vapor de alta pressão e, posteriormente, para a turbina a vapor de baixa pressão, no qual, grande parte da energia térmica do vapor é transformada em energia mecânica ou de eixo. Uma vez que o gerador elétrico está acoplado ao eixo da turbina a vapor, a energia mecânica pode ser convertida em energia elétrica.

Após a expansão, o vapor da turbina de baixa pressão é direcionado para o condensador, cuja função é realizar o resfriamento do vapor até a condensação com auxílio do circuito de água de resfriamento do condensador. Por intermédio de um conjunto de bombas, o condensado tem a pressão aumentada gradativamente até a pressão de entrada no gerador de vapor.

Outros equipamentos do circuito secundário têm a função de melhorar as eficiências das usinas nucleares PWR. Por exemplo, utiliza-se parte de vapor da linha principal no Reaquecedor e Separadores de Umidade (RSU), transformando o vapor úmido na saída da turbina de alta pressão em vapor superaquecido para as turbinas de baixa pressão e na parte de água (alimentação do gerador de vapor) é realizado um preaquecimento da água de retorno para o gerador de vapor, através dos aquecedores regenerativos, cuja fonte quente são as extrações de vapor realizadas nas turbinas a vapor de alta e de baixa pressão e também do condensado retido no Reaquecedor e Separador de Umidade.

3.2 Circuito Primário

O circuito primário pode ser dividido em um sistema principal e um auxiliar, denominados: Sistema de Arrefecimento do Reator Nuclear (SARN), o principal e também mencionado somente como circuito primário, e um auxiliar, o Sistema de Controle Químico e Volumétrico (SCQV).

3.2.1 Sistema de Arrefecimento do Reator Nuclear (SARN)

O Sistema de Arrefecimento do Reator Nuclear, também chamado simplesmente de circuito primário, é constituído pelos equipamentos e processos térmicos envolvidos desde a geração de calor no núcleo do reator até a vaporização do fluido de trabalho no gerador de vapor para alimentação das turbinas a vapor.

Os principais equipamentos envolvidos no SARN são: o reator nuclear, o pressurizador, o gerador de vapor e a bomba de arrefecimento. Durante a operação do sistema, a água além de arrefecer o reator nuclear ainda tem a finalidade de moderador de nêutrons e também ser solvente de ácido bórico (usado no controle da potência do reator). As bombas de arrefecimento bombeiam o fluido de arrefecimento para o reator nuclear, nesta etapa, o fluido de arrefecimento mantém a temperatura no reator nuclear controlada através da transferência de calor. A energia térmica transferida para a água no arrefecimento é conduzida para o Sistema de Vapor Principal (linha de alimentação das turbinas a vapor) conectados ao gerador de vapor. Por fim, o fluido de arrefecimento já realizado a troca térmica como fluido de trabalho no gerador de vapor, retorna as bombas de arrefecimento do circuito primário para iniciar um novo ciclo.

Embora, muitas vezes, o SARN seja representado de forma simplificada, apresentando somente um único circuito entre o reator nuclear e o gerador de vapor, como na Figura 2.2 do Capítulo 2 e na Figura 3.2, na prática, o SARN apresenta mais de um circuito que dependerá da potência gerada no reator nuclear e da tecnologia empregada para a construção dos reatores nucleares (USNRC, 1987).

Na Figura 3.3 é apresentada o Sistema de Arrefecimento do Reator Nuclear para a usina nuclear PWR AP1000 projetado pela empresa *Westinghouse Electric Company*. O reator nuclear apresenta capacidade térmica de 3400 MWt e produz 1100 MWe de potência elétrica (NAMGUNG e GIANG, 2016). O reator nuclear AP1000 é composto de dois circuitos, sendo que em cada circuito apresenta um gerador de vapor e duas bombas de arrefecimento. O pressurizador está localizado em apenas um circuito.

Todos os circuitos estão conectados ao reator nuclear. Além dos equipamentos citados que compõem o SARN, é necessário um complexo sistema de instrumentação para o monitoramento, controle e proteção do reator nuclear durante a operação. Por exemplo, citam-se, os detectores de temperaturas na perna fria e quente do reator nuclear (entrada e saída do

fluido de arrefecimento do reator nuclear, respectivamente) e os medidores de pressão no pressurizador.

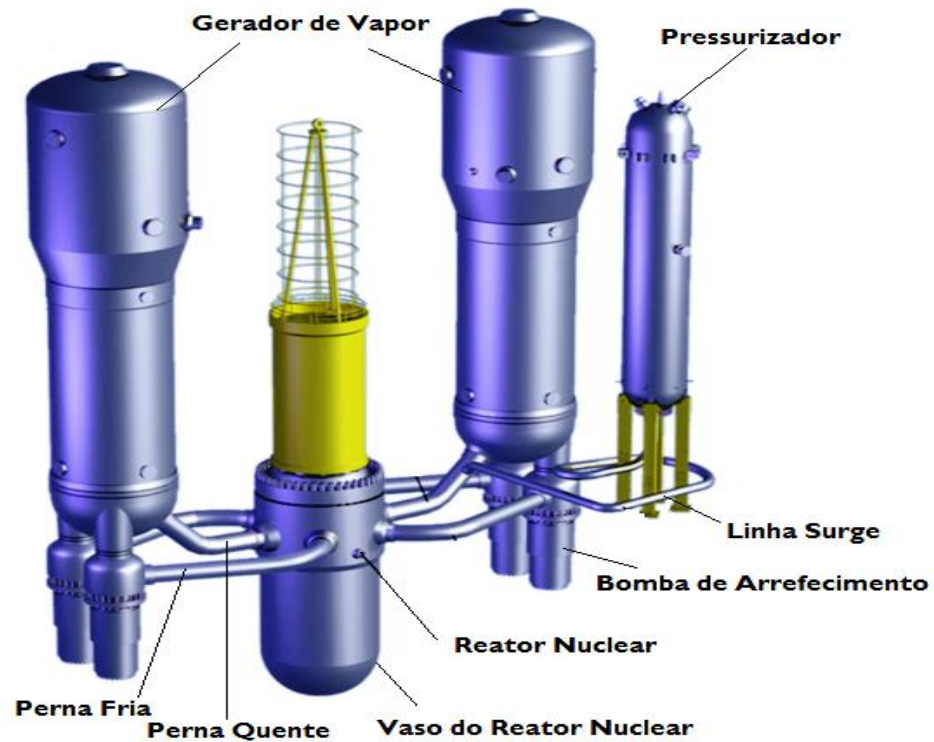


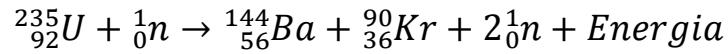
Figura 3.3- Sistema de arrefecimento do reator nuclear para a usina nuclear AP1000

Fonte: Namgung e Giang, 2016.

3.2.1.1 Reator Nuclear PWR

O reator nuclear é o equipamento responsável pelas reações nucleares que geram energia para a usina. As reações nucleares baseiam-se na fissão do átomo para obtenção de energia. O processo de fissão consiste na quebra de um átomo instável (U-235/Pu) pelo bombardeio de partículas de nêutrons. A fissão nuclear é uma reação exotérmica onde há grande liberação de energia térmica. Após a fissão do átomo de urânio novos nêutrons são gerados, de 2 a 3 nêutrons, que colidem novamente, realimentando, assim, uma reação em cadeia como mostrada na Figura 3.4 (MURRAY, 2000; BODANSKY, 2004).

A formação dos fragmentos de fissão pode-se dar de diversas formas no núcleo do reator, como exemplo, tem-se a seguinte reação nuclear com a formação de produtos de bário e criptônio (MURRAY, 2000):



U235- Urânio Físsil; Ba- Bário; Kr- Criptônio; n- nêutrons

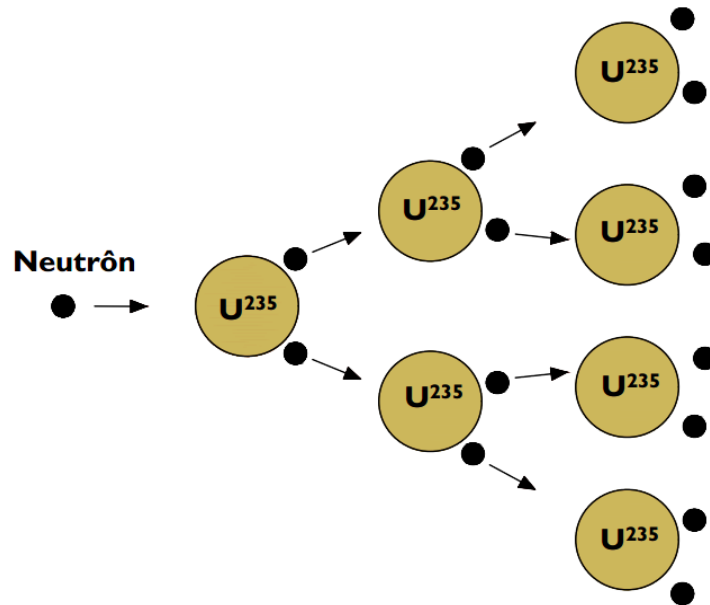


Figura 3.4- Processo de fissão nuclear em um reator nuclear

Fonte: Linga e Charit, 2013.

O reator nuclear de acordo com a Figura 3.5 está localizado no circuito primário da usina nuclear PWR sendo capaz de manter uma reação em cadeia, controlada e baseada na fissão do átomo de urânio (PATTERSON, 1986). O controle da reação (ou da potência do reator nuclear PWR) é realizados pelas barras de controle localizados no topo do reator nuclear e também pela adição ou diluição de ácido bórico no circuito primário para as usinas nucleares PWR (WESTINGHOUSE, 1984).

O vaso do reator nuclear (estrutura externa) está dividido em duas partes, o corpo e a cabeça (Figura 3.5). No corpo do vaso do reator nuclear estão localizados os bocais de entrada e saída do fluido de arrefecimento. Na cabeça do vaso do reator nuclear estão localizadas as barras de controle. O fluido de arrefecimento entra pelo bocal de entrada localizado no corpo do vaso do reator nuclear, onde é guiado para região inferior deste, que ascende retirando calor do elemento

combustível (barras metálicas). Por fim, é guiado para fora pelo bocal de saída localizado também no corpo do vaso do reator nuclear (IAEA, 2007b).

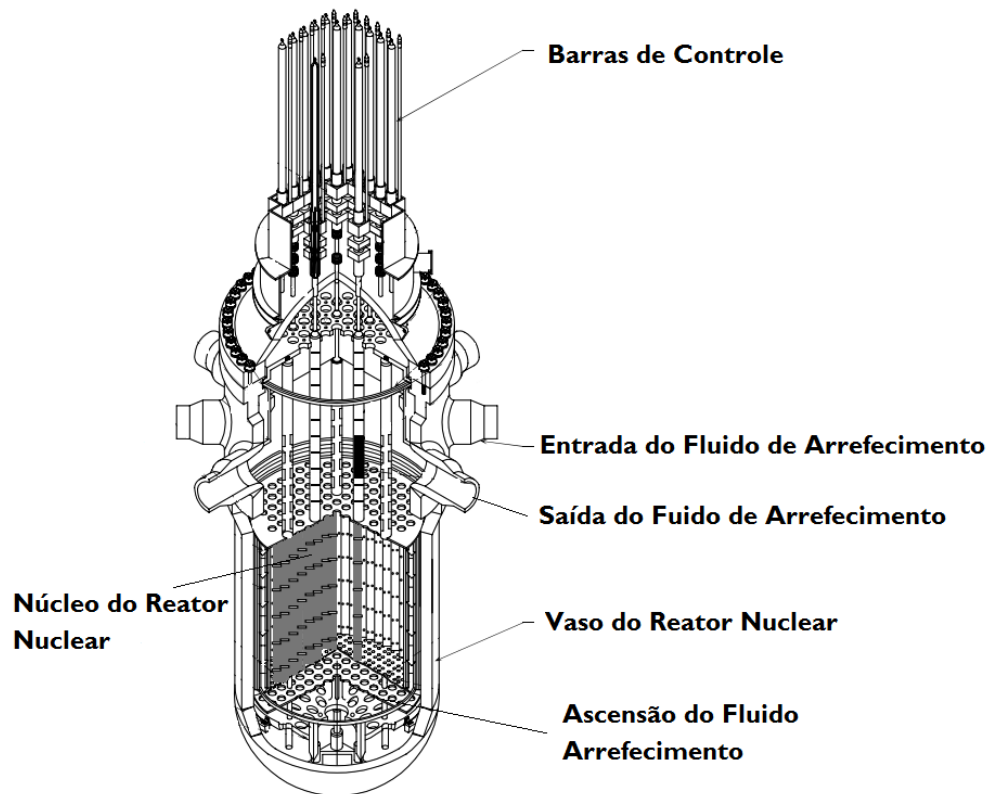


Figura 3.5- Reator nuclear PWR

Fonte: USNRC Technical Training Center, 1987.

Os principais componentes e elementos de operação para o reator nuclear do tipo PWR são: o vaso do reator nuclear (estrutura externa do reator nuclear), o núcleo do reator (local das reações nucleares), o elemento combustível, as barras de controle, o moderador, o fluido de arrefecimento, a blindagem.

3.2.1.2 Gerador de Vapor

A função do gerador de vapor em usinas nucleares PWR é de transferir a energia térmica a partir do SARN para o fluido de trabalho do circuito secundário que então alimenta as turbinas

a vapor. Como não há contato direto entre os escoamentos do circuito primário e o secundário no gerador de vapor, resulta que o circuito secundário não é contaminado pela radiação emitida pelo núcleo do reator nuclear (UCHANIN, 2011).

Os geradores de vapor podem ser do tipo vertical ou horizontal (IAEA, 1997). Na Figura 3.6 é apresentado o gerador de vapor do tipo vertical. O fluido de arrefecimento entra na parte inferior do gerador de vapor na condição de 16 MPa e 326,1°C, considerando, por exemplo, a usina nuclear Angra 2. Após a transferência térmica no interior de centenas de tubos, o fluido de arrefecimento sai na parte inferior do gerador de vapor na condição de 291,3°C. Para o fluido de trabalho do circuito secundário que alimenta as turbinas a vapor, é admitido na parte superior do gerador de vapor na condição de 8,6 MPa e 218°C (água) que desce junto com a umidade retida no separador de umidade. Em seguida, sobe externamente aos tubos vaporizando que, finalmente, alcança o separador de umidade localizado no topo do gerador de vapor. A água do circuito secundário sai na condição de vapor saturado a 6,45 Mpa para o caso de Angra 2.

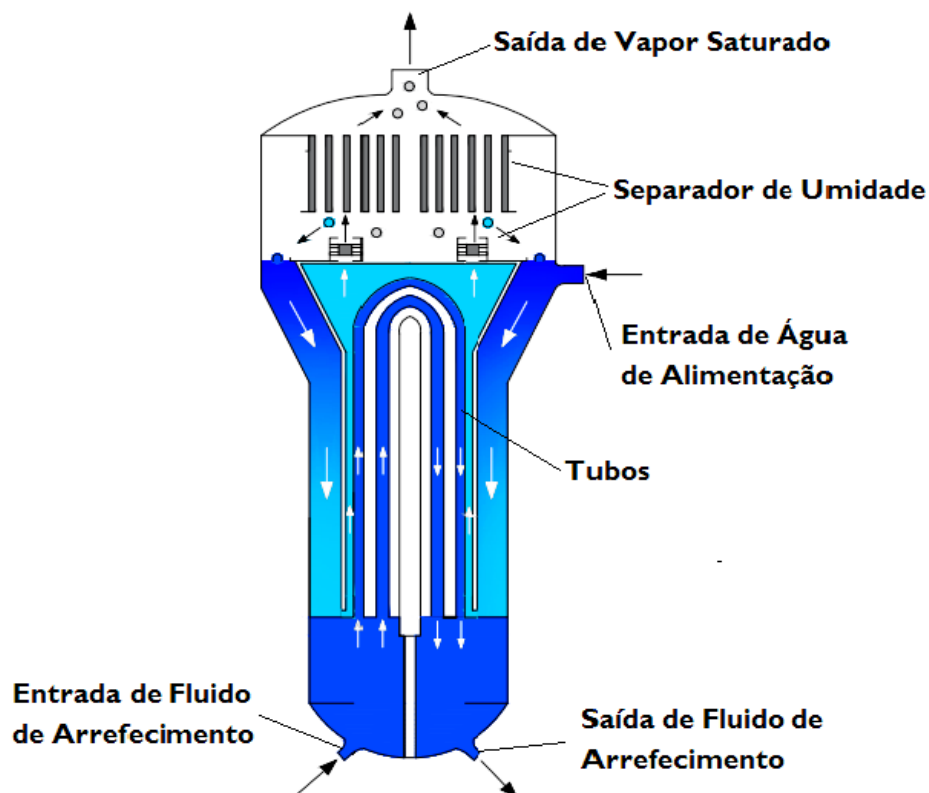


Figura 3.6- Gerador de vapor do tipo vertical

Fonte: Adaptado IAEA, 1997.

Para garantir a qualidade de vapor na saída, o gerador de vapor contém um separador de umidade localizado na parte superior e, assim, minimiza o processo de corrosão e erosão nas tubulações (Linha principal de Vapor) e também na turbina a vapor de alta pressão.

Os principais problemas associados ao gerador de vapor nas usinas nucleares PWR são: desgastes das tubulações, vibrações induzidas pelo escoamento, rachaduras e deformações nos tubos, vazamentos, fraturas, corrosões e fadigas (UCHANIN, 2011).

3.2.1.3 Pressurizador

A função do pressurizador é de manter a pressão dentro dos limites de operação no circuito primário ocasionado pela variação da massa específica do fluido de arrefecimento, em consequência, da variação de temperatura (WESTINGHOUSE, 1984). Assim, estando instalado na saída do reator nuclear (perna quente), o pressurizador é o equipamento que realiza o controle da pressão do circuito primário da usina nuclear PWR em diferentes regimes de operação. Na Figura 3.7 é apresentado o pressurizador com os principais componentes.

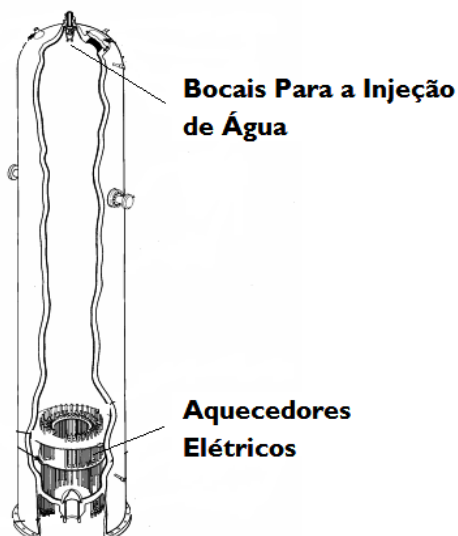


Figura 3.7- Pressurizador

Fonte: Westinghouse, 1984.

No interior estão localizados os aquecedores elétricos e bocais para o jorramento de água (Figura 3.7). Durante a operação, o pressurizador tem o volume preenchido com líquido e vapor

de água (sistema bifásico). Se por ventura, ocorrer oscilações no sistema elétrico ou na turbina a vapor, repercutindo na temperatura do circuito primário e, conseqüentemente, na pressão do sistema, o sistema de controle de pressão do pressurizador entrará automaticamente em operação (ZHANG *et al.*, 2012). Assim, caso ocorra uma queda de pressão, o Sistema de Controle (S.C) liga os aquecedores do pressurizador que, por consequência, vaporizará a água, aumentando assim, a pressão do sistema devido ao maior volume específico ocupado pelo vapor. Caso continue o decréscimo de pressão, o reator nuclear será desarmado pelo S.C.

De maneira inversa, caso ocorra o aumento de pressão do circuito primário, o sistema de controle abre as válvulas injetando água fria no vapor e, assim, a condensação do vapor é conduzida. Pelas mesmas razões, as diferenças de massas específicas entre líquido e vapor permite que o sistema controle reduza a pressão do circuito primário.

Na Figura 3.8 são apresentados o pressurizador e o tanque de alívio. Internamente, o tanque de alívio contém água para condensar o vapor proveniente do pressurizador. Uma vez que o fluido de arrefecimento contém hidrogênio dissolvido, uma atmosfera de nitrogênio preenche o tanque para evitar a partir do hidrogênio um ambiente explosivo.

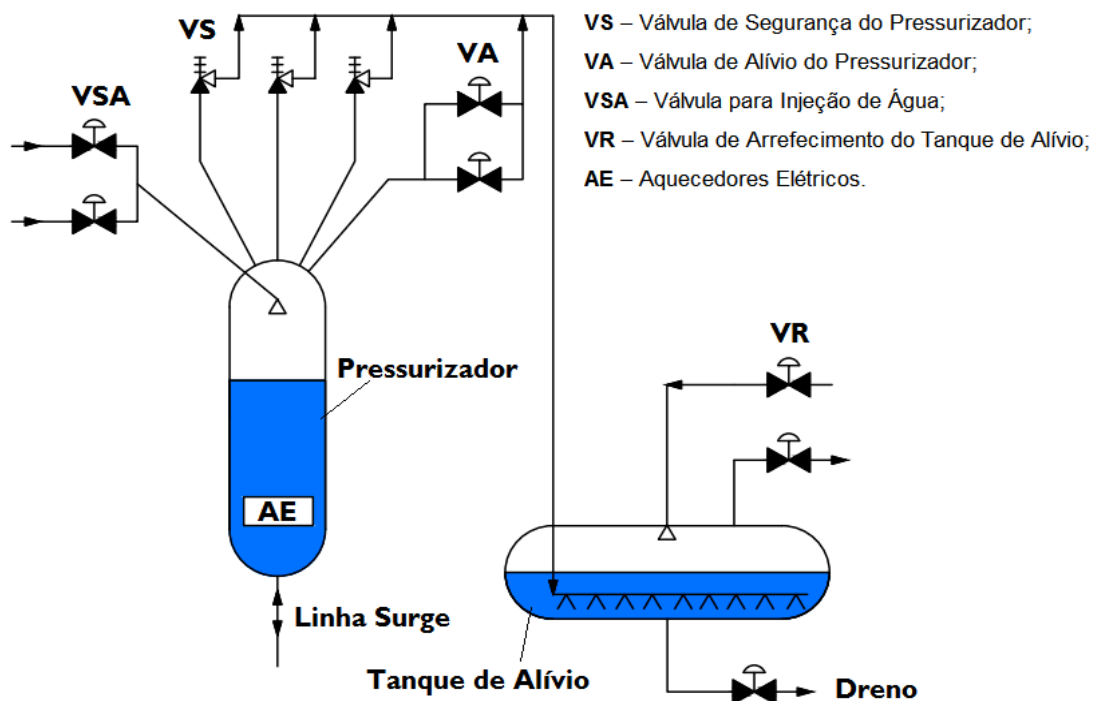


Figura 3.8- Pressurizador e o tanque de alívio para sobrepressões

Fonte: Adaptado USNRC Technical Training Center, 1987.

Para o controle de sobrepressão no pressurizador são instaladas as válvulas de segurança (VS) e de alívio (VA). Se, por algum motivo, forem acionadas, ambas as válvulas descarregam o fluido de arrefecimento no tanque de alívio do pressurizador (USNRC, 1987).

3.2.1.4 Bomba de Arrefecimento do Reator Nuclear

A finalidade da bomba de arrefecimento no circuito primário é fornecer fluido comprimido e circulação para a remoção do calor gerado no processo de fissão do combustível nuclear (IAEA, 1997).

Na Figura 3.9 é apresentada uma típica bomba utilizada no circuito primário de uma usina nuclear PWR. O fluido de arrefecimento entra no bocal de sucção da bomba a partir da saída do gerador de vapor. A água tem a velocidade aumentada pelo rotor da bomba. Esse aumento de velocidade é convertido em energia de pressão na descarga da voluta (bocal de descarga). As pressões de operação no circuito primário das usinas nucleares PWR são altas. A usina nuclear Angra 2 opera com pressão em torno de 158 bar. A elevada pressão permite que o fluido de arrefecimento retire calor do núcleo do reator sem que ocorra a vaporização.

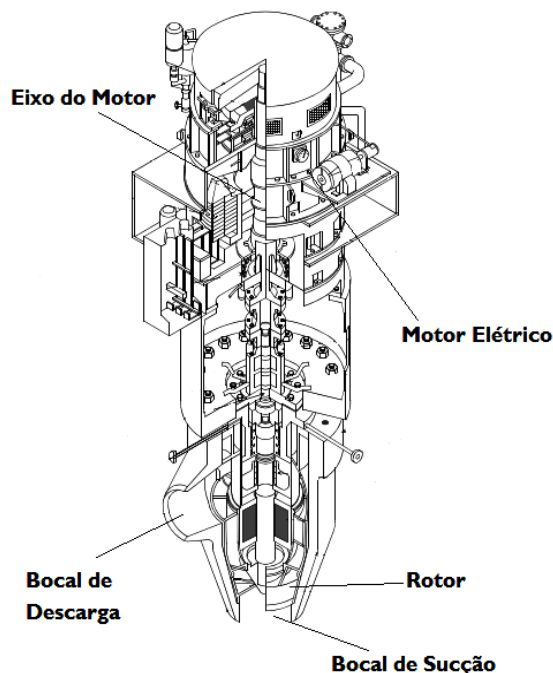


Figura 3.9- Bomba de arrefecimento

Fonte: USNRC Technical Training Center, 1987.

Os motores para o acionamento das bombas de arrefecimento são arrefecidos a ar, elétrico e de grande capacidade, decorrente do elevado volume bombeado. A usina nuclear P1000 opera com a vazão mássica de 18800 kg/s de água no circuito primário. Para isso é necessária uma potência de aproximadamente 14 MW no conjunto das bombas para aciona-las.

A seção hidráulica da bomba de arrefecimento é constituída do rotor e da voluta de descarga. O rotor da bomba está ligado ao motor por um eixo (ou árvore) longo que transmite o movimento.

O conjunto de vedação está localizado entre o motor e a seção hidráulica e impede que qualquer fluido de arrefecimento vaze pelo eixo para o ambiente local. Caso haja um vazamento essa água é recolhida pelo sistema de vedação.

3.2.2 O Sistema de Controle Químico e Volumétrico (SCQV)

O Sistema de Controle Químico e Volumétrico (SCQV) é um sistema auxiliar do SARN que permite controlar as reações nucleares ou a potência térmica do reator nuclear por meio da adição ou diluição de ácido bórico (absorvedores de nêutrons) (WESTINGHOUSE, 1984). A variação da concentração de boro além de permitir controlar a potência da usina nuclear PWR, também, tem a função de compensar a queima do combustível nuclear e dar margem no desligamento e na partida do reator nuclear (LORA e NASCIMENTO, 2004), sendo que:

- Quando o elemento combustível é inserido no núcleo do reator nuclear, este apresenta elevada reatividade, por esse motivo, uma maior concentração de ácido bórico é injetada no sistema para compensar a energia liberada. À medida que o combustível é consumido, o SCQV diminui a concentração de ácido bórico;
- No desligamento da usina nuclear, para garantir uma grande margem de desligamento, uma maior concentração de ácido bórico é injetada no SARN por motivos de segurança. Por consequência, na partida do reator, deve-se diluir a concentração de ácido bórico no circuito primário para dar margem de desligamento e realizar a partida pelas barras de controle.

3.3 Circuito Secundário

Os equipamentos e processos envolvidos após a geração de vapor para acionar as turbinas a vapor e, em seguida, a condensação do vapor no condensador e o retorno dessa água já pré-aquecida ao gerador de vapor remete ao circuito secundário.

Para simplificar os processos envolvidos e os equipamentos utilizados para tal fim, o circuito secundário foi dividido em partes (sistemas), melhorando assim, a compreensão dos processos e dos equipamentos responsáveis.

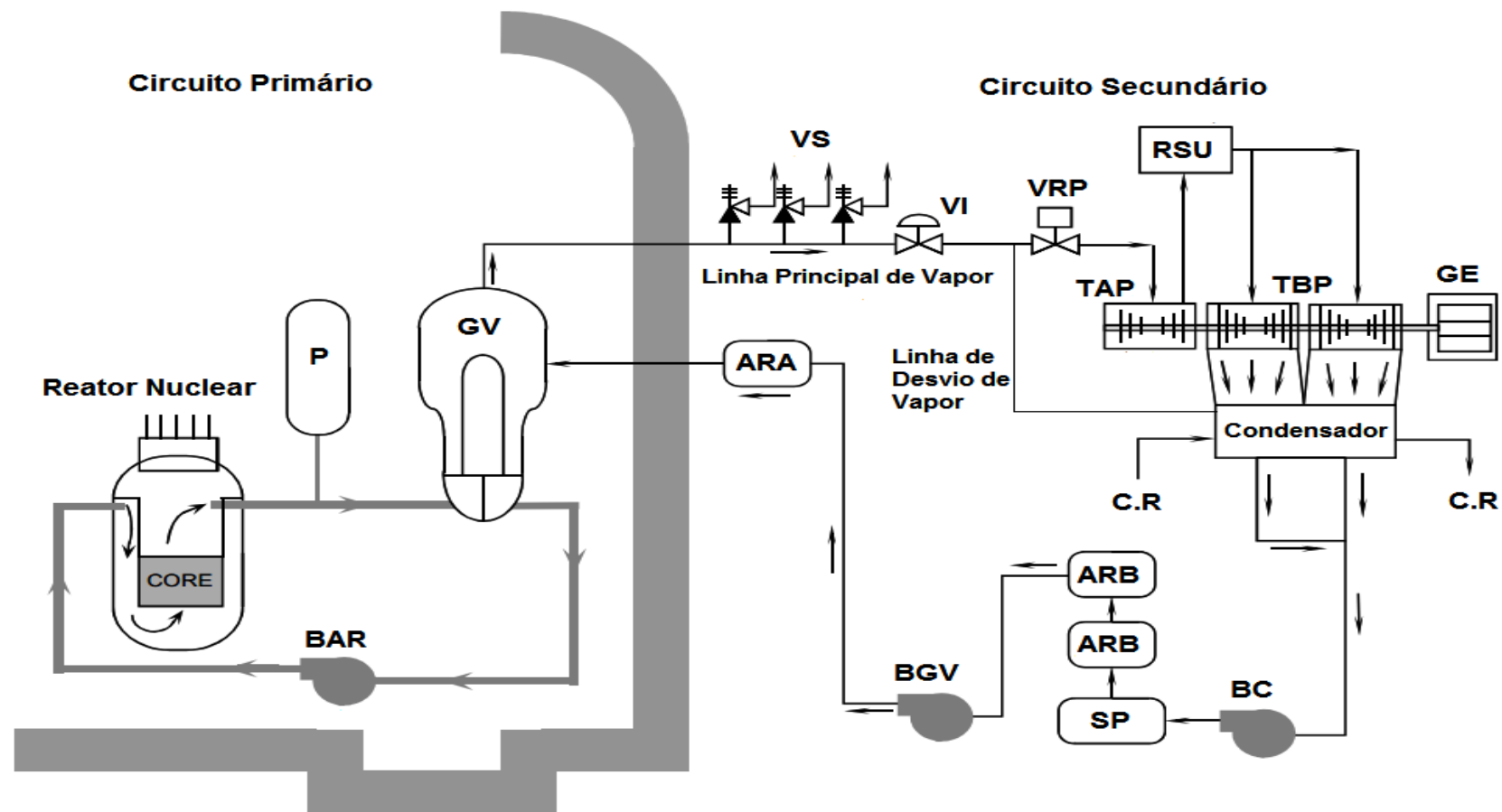
Na Figura 3.10 de forma simplificada é apresentado o circuito secundário com o Sistema (ou linha) Principal de Vapor, o Sistema de Geração de Potência (turbina a vapor de alta e baixa pressão, Reaquecedor e Separador de Umidade e gerador elétrico), Circuito de Água de Resfriamento do Condensador (condensador e torre de resfriamento) e o Sistema de Condensado e Água de Alimentação do Gerador de Vapor (aquecedores regenerativos de alta e baixa pressão e as bombas de elevação de pressão).

3.3.1 O Sistema de Vapor Principal (SVP)

O Sistema de Vapor Principal (SVP) compreende a linha de vapor que sai do gerador de vapor e alimenta a turbina de alta pressão da usina nuclear (Figura 3.10). O vapor na entrada da turbina a vapor de alta pressão, normalmente, encontra-se na condição de vapor saturado, sendo uma característica de operação das usinas nucleares PWR.

Na linha entre o gerador de vapor e a turbina a vapor de alta pressão são colocados dois tipos de válvulas (USNRC, 1987), uma delas, permite isolar o gerador de vapor das turbinas a vapor (VI). A outra, as válvulas de alívio e de segurança (VS) permitem aliviar o vapor do gerador de vapor bem como dar segurança contra sobrepressões (Figura 3.10).

Na entrada da turbina a vapor de alta pressão são colocadas as válvulas de broqueio e de controle (VRP). A válvula de broqueio tem a função de isolar todo o vapor que vai para as turbinas a vapor e a válvula de controle serve para ajustar o fluxo de vapor de acordo com a carga requerida na usina nuclear.



P – Pressurizador; **GV** – Gerador de Vapor; **BAR** – Bomba de Arrefecimento; **VS** – Válvula de Segurança; **VI** – Válvula de Isolamento; **VRP** – Válvula Reguladora de Pressão; **RSU** – Reaquecedor e Separador de Umidade; **TAP** – Turbina de Alta Pressão; **TBP** – Turbina de Baixa Pressão; **GE** – Gerador Elétrico; **C.R** – Circuito de Resfriamento; **BC** – Bomba do Condensador; **SP** – Sistema de Limpeza; **ARB** – Aquecedor Regenerativo de Baixa Pressão; **BGV** – Bomba do Gerador de Vapor; **ARA** – Aquecedor Regenerativo de Alta Pressão.

Figura 3.10- Circuito secundário com os principais equipamentos

Fonte: USNRC Technical Training Center, 1987.

3.3.2 Sistema de Geração de Potência (SGP)

O Sistema de Geração de Potência (SGP) é responsável pela conversão da energia térmica (energia do vapor) em mecânica (energia de eixo) e por fim, em energia elétrica (gerador elétrico). Dentre os principais equipamentos do SGP, estão: o Reaquecedor e Separador de Umidade (RSU), o gerador elétrico (GE) e por fim, as turbinas a vapor (TAP; TBP).

Na Figura 3.11 é apresentada a disposição do grupo de equipamentos do SGP de tecnologia Siemens.

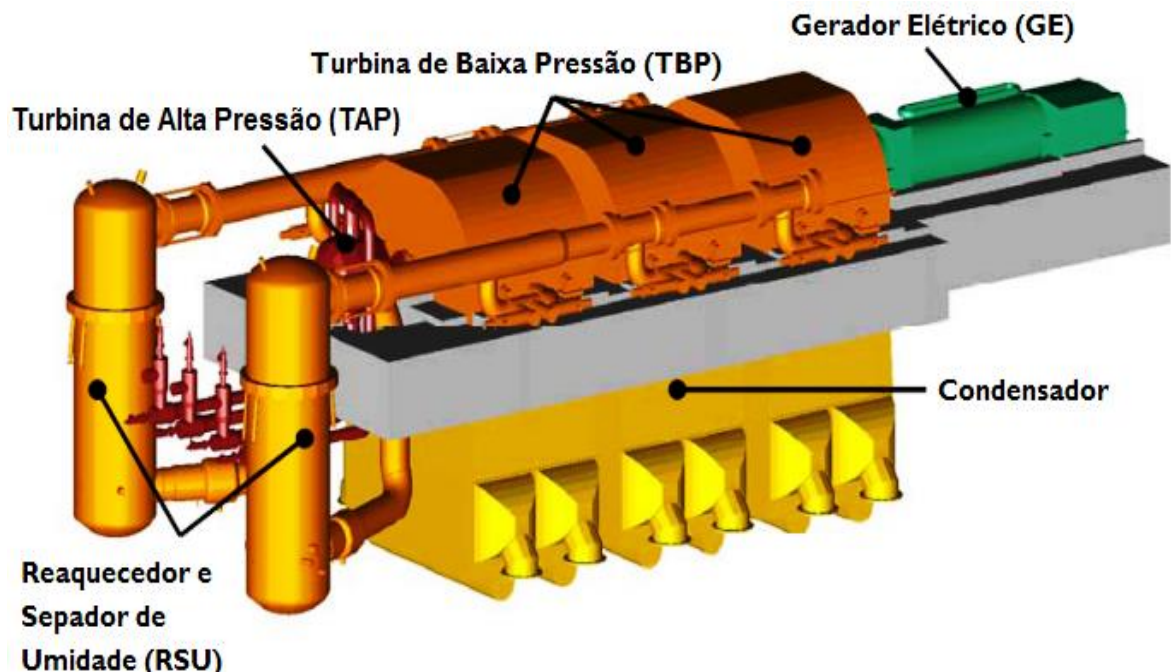


Figura 3.11- Sistema de Geração de Potência de tecnologia Siemens

Fonte: Struken, 2010.

3.3.2.1 Turbinas Nucleares a Vapor

As turbinas a vapor têm a finalidade de converter a energia térmica do vapor em energia mecânica (ou de eixo). O vapor a alta pressão e temperatura é expandido nas turbinas a vapor por um processo de decréscimo de pressão e temperatura. À medida que ocorre o decréscimo, tem-se um aumento da energia cinética do vapor que então movimenta as pás das turbinas (NAG, 2008).

Para a turbina a vapor dada na Figura 3.12 são observados dois tipos de pás, sendo: as pás fixas que estão fixadas na carcaça da turbina a vapor e as pás moveis que estão fixadas no rotor da turbina. A função das pás (aumento da energia cinética ou diminuição da pressão) na conversão mecânica dependerá do princípio de funcionamento da turbina e dos respectivos estágios envolvendo as pás (BEREZNAI, 2005; BASSAS, 2011).

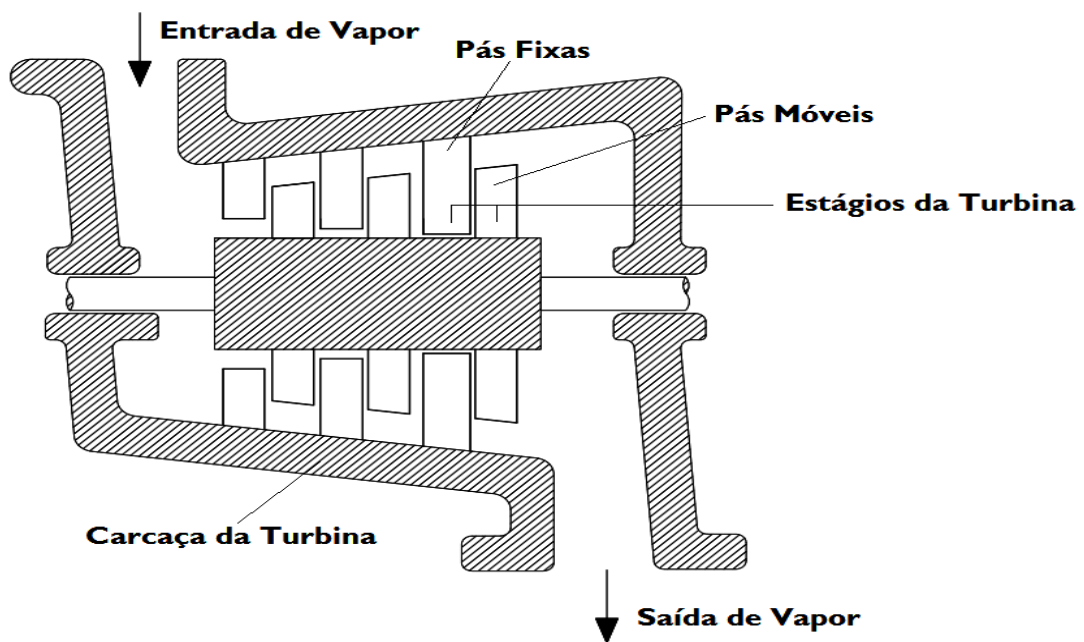


Figura 3.12- Esquema de uma turbina a vapor

Fonte: Adaptado Bassas, 2011

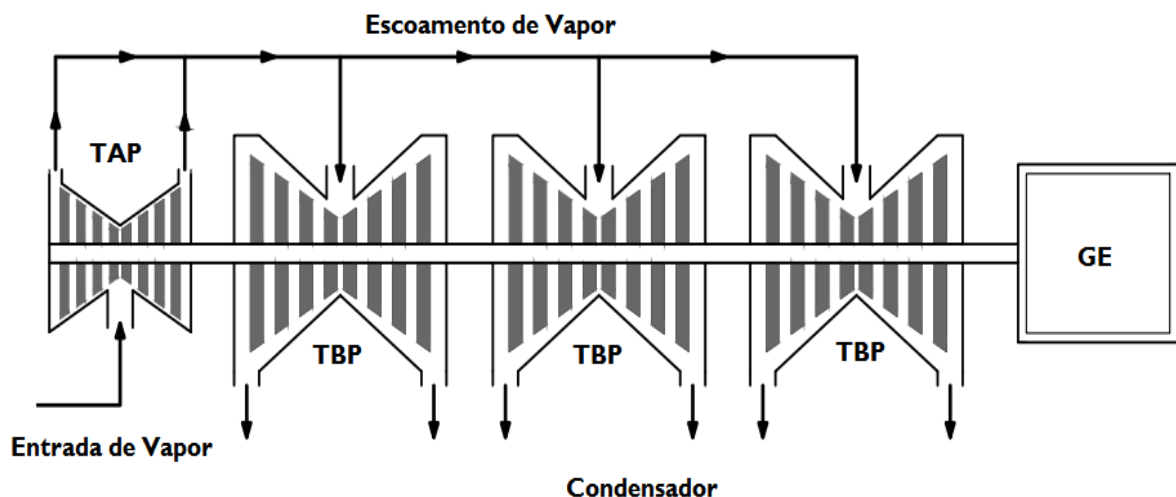
As turbinas a vapor podem ser classificadas de acordo com a pressão de descarga do vapor, sendo que: as turbinas de contrapressão têm a pressão de descarga maior ou igual a pressão atmosférica, são chamadas também de Turbinas de Alta Pressão (TAP). As turbinas de condensação têm a pressão de descarga inferior a pressão atmosférica, também são chamadas de Turbinas de Baixa Pressão (TBP). No caso das centrais nucleares, as turbinas de condensação permitem gerar maior potência elétrica, resultado do maior salto entálpico obtido do vapor nos últimos estágios da turbina de baixa pressão (WOODRUFF *et al.*, 2012).

Durante a expansão do vapor nas turbinas tem-se o aumento do volume específico do vapor e, conseqüentemente, um aumento dimensional nos estágios posteriores da turbina para acomodação do vapor. Na usina nuclear Angra 2, a entrada de vapor ocorre na pressão de 6,2

MPa para o estado de vapor saturado. Nestas condições, o volume específico do vapor é de $0,03157 \text{ m}^3/\text{kg}$. O vapor deixa a turbina nas condições de $7,16 \text{ KPa}$ com título de $0,8985\%$ e o volume específico do vapor nesse estado é de $18,06 \text{ m}^3/\text{kg}$. Logo, o vapor aumenta aproximadamente 572 vezes de volume a partir da entrada para a descarga na TBP.

Para acomodar toda a expansão do vapor, normalmente o que se faz, é direcionar o vapor para um conjunto de turbinas a vapor de baixa pressão e realizar a alimentação das turbinas a vapor de alta e baixa pressão por fluxo duplo, garantindo-se assim, velocidades compatíveis das pás que caso contrário podem ocasionar vibrações excessivas e rupturas nos últimos estágios da turbina a vapor de baixa pressão (BEREZNAI, 2005).

Na Figura 3.13 é apresentada a disposição típica das turbinas nucleares a vapor para uma usina nuclear PWR com duplo fluxo.



TAP – Turbina de Alta Pressão; **TBP** – Turbina de Baixa Pressão; **GE** – Gerador Elétrico.

Figura 3.13- Disposição típica das turbinas nucleares a vapor com fluxo duplo

Fonte: Adaptado Bereznai, 2005.

O escoamento do vapor em fluxo duplo, além de permitir o dobro de vapor em um espaço comum, é utilizado levando-se em consideração os seguintes aspectos: evitar o tamanho excessivo das pás nos últimos estágios da turbina a vapor e também reduzir o esforço axial causado pela força do escoamento de vapor nas pás móveis da região de alta para a baixa pressão da turbina a vapor.

Turbinas Nucleares a Vapor e suas Particularidades

Grande parte das experiências adquiridas para as turbinas nucleares a vapor são baseadas em projetos e operações das turbinas a vapor utilizadas nas usinas térmicas convencionais (HITACHI, 2006). Contudo, existem condições específicas de operação em aplicações nucleares que não estão presentes em turbinas convencionais, como o vapor úmido nos estágios das turbinas e a radiação carregada nos circuitos da usina nuclear (usinas nucleares BWR).

Para as usinas nucleares do tipo PWR, a principal diferença que ocorre com as turbinas a vapor utilizadas em usinas térmicas convencionais está na qualidade de vapor admitida na turbina de alta pressão. As turbinas a vapor das usinas nucleares PWR operam em torno do vapor saturado, por isso muitas vezes são comumente chamadas de turbinas de vapor úmido (HITACHI, 2006). As turbinas a vapor de usinas térmicas convencionais operam em elevadas temperaturas e pressões se comparadas com as turbinas a vapor das usinas nucleares PWR, por essas razões, o vapor é admitido na turbina de alta pressão já no estado superaquecido.

Na Figura 3.14 são apresentadas no diagrama de Mollier a expansão do vapor na turbina de alta pressão (TAP) e na turbina de baixa pressão (TBP) para as usinas térmicas convencionais e também para as usinas nucleares PWR. Assim, nota-se que a expansão do vapor nas turbinas nucleares de alta pressão ocorre totalmente na região bifásica (Líquido/Vapor) e, também, em parte para as turbinas de baixa pressão. No caso das turbinas a vapor das usinas térmicas convencionais, somente no fim da expansão do vapor nos últimos estágios das turbinas de baixa pressão (TBP) é que ocorre na região bifásica. À medida que o vapor se condensa, sua qualidade diminui. A umidade gerada na condensação do vapor além de causar perdas energéticas na turbina e, se não controlada, pode acarretar em uma rápida erosão das pás.

A fim de amenizar os efeitos causados pela condensação da água durante os estágios da turbina a vapor, esta é parcialmente extraída após cada estágio. As extrações de água permitem melhorar a qualidade do vapor no sistema e, também, minorar os processos corrosivos e erosivos nas pás das turbinas (BASSAS, 2011).

As perdas com o vapor úmido impactam diretamente no rendimento interno dos estágios da turbina a vapor. Assim, parte do fluido de trabalho que se encontra na fase líquida, além de não realizar trabalho útil na turbina a vapor, também freia as pás. Um outro efeito resulta do choque em alta velocidade na borda de entrada das pás das gotículas; as gotas provocam uma

erosão intensa, diminuindo a resistência mecânica das pás e, conseqüentemente, a falha do equipamento (MAZURENKO *et al.*, 2013).

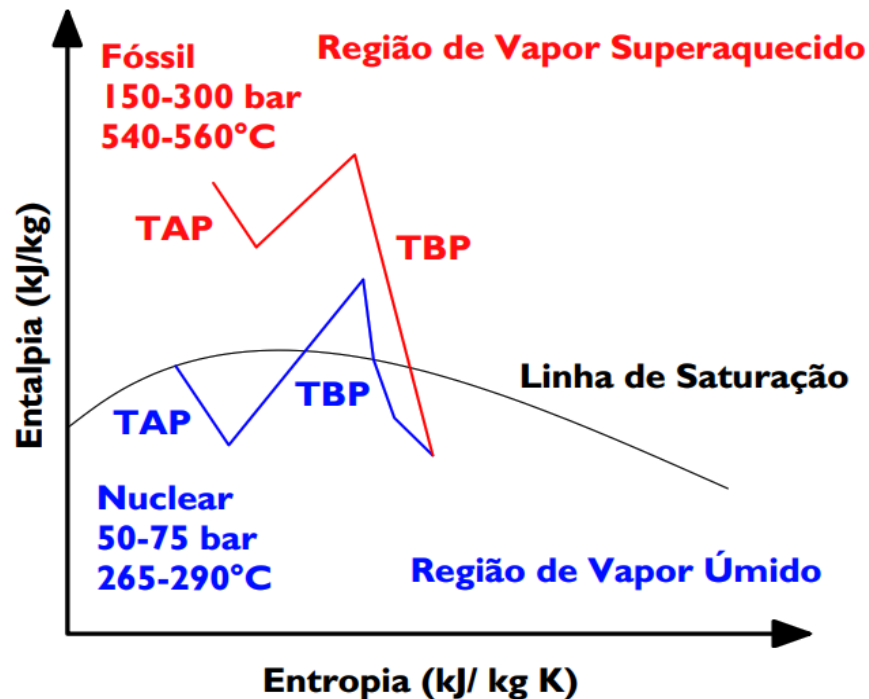


Figura 3.14- Expansão do vapor no diagrama de Mollier para as turbinas a vapor de alta pressão (TAP) e de baixa pressão (TBP) considerando-se as usinas nucleares PWR e as usinas térmicas convencionais

Fonte: Adaptado de Alston Nuclear, 2013.

3.3.2.2 Reaquecedor e Separador de Umidade (RSU)

O vapor após ser expandido na TAP é direcionado para dois aparelhos térmicos, o Separador de Umidade (SU) e o Reaquecedor (R), antes de entrar no conjunto de turbinas a vapor de baixa pressão. Normalmente nas usinas nucleares estão acoplados em um único equipamento, o Reaquecedor e Separador de Umidade (RSU) (Figura 3.15).

O separador de umidade tem a função de melhorar a qualidade do vapor, já o reaquecedor de elevar a temperatura do qual se encontra. Em conjunto, o Reaquecedor e Separador de Umidade evita a erosão e a corrosão nas pás da TBP ocasionado pelas gotas de água. Este processo também melhora as eficiências térmicas das usinas nucleares e estende a vida útil de operação da TBP (ALSTON, 2012a; PEERLESS, 2016).

Na Figura 3.15 é apresentado o Reaquecedor e Separador de Umidade. O vapor após ser expandido na TAP é admitido na entrada (1). O vapor ascende simetricamente pelo equipamento passando pelo processo de desumidificação (separador de umidade) e, em seguida, por dois processos de reaquecimento, estágio 1 e 2, que finalmente, já no estado superaquecido (3), é direcionado para a TBP. O reaquecimento é realizado pelo desvio do vapor da linha principal (2). A água condensada é drenada e direcionada para os aquecedores regenerativos.

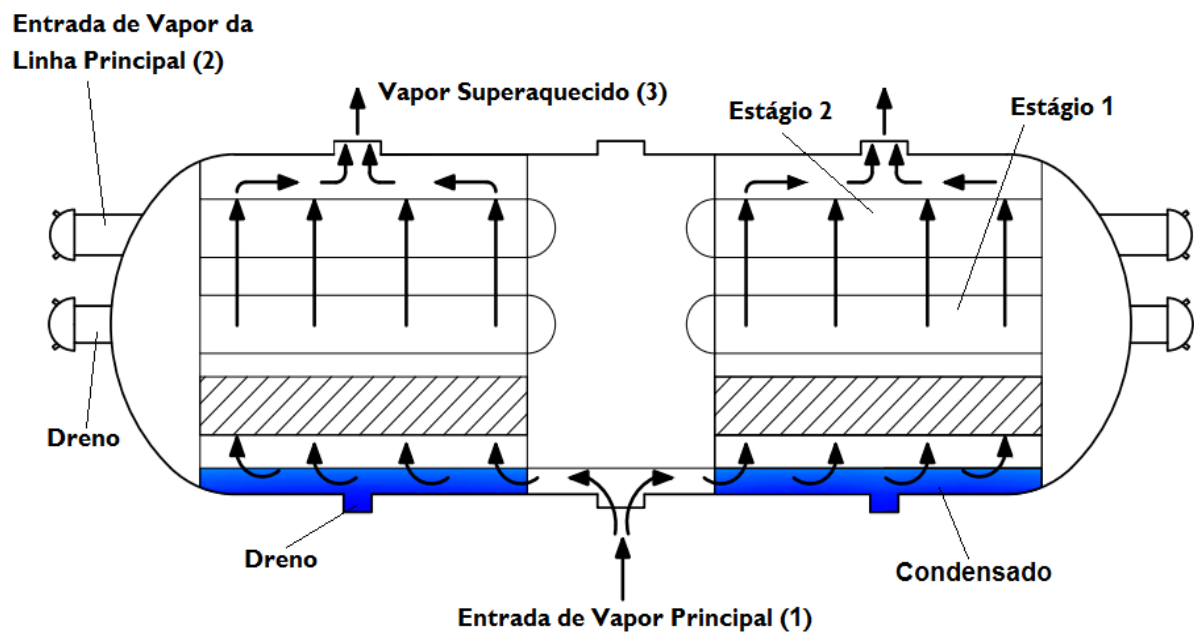


Figura 3.15- Reaquecedor e Separador de Umidade com dois estágios de reaquecimento

Fonte: Adaptado Westinghouse Nuclear Power Plant, 1984.

3.3.2.3 Geradores Elétricos

Os geradores elétricos utilizados em usinas nucleares são os equipamentos que convertem (ou transformam) a energia mecânica produzida nas turbinas a vapor em energia elétrica. A conversão se dá pela variação do fluxo magnético (giro do rotor acoplado ao eixo da turbina a vapor) induzindo uma força eletromotriz ou corrente induzida nas bobinas (WOODRUFF *et al.*, 2012; OPG, 2010).

A eficiência de grande parte dos geradores elétricos está na faixa de 99% (EEG, 2003). O alto desempenho apresentado para esse equipamento reflete em baixa perda energética. Por esse motivo, a análise exergética não contabilizou as perdas geradas nesse equipamento.

3.3.3 Circuito de Água de Resfriamento do Condensador

O circuito de água de resfriamento do condensador é o sistema responsável pela condensação do vapor de exaustão da turbina de baixa pressão. O principal equipamento envolvido é o condensador. A água utilizada para o resfriamento do vapor pode ser obtida pela água do mar, dos rios e dos lagos.

3.3.3.1 Condensador

O condensador é um trocador de calor superficial de múltiplos tubos, com escoamento no interior dos mesmos da água não tratada do circuito de resfriamento. Externamente aos tubos escoo o vapor a baixa pressão e temperatura oriunda da turbina de baixa pressão (TBP). O objetivo é realizar a condensação e a manutenção da baixa pressão do vapor após a TBP para que através do bombeamento das bombas do circuito secundário possa elevar a pressão até a pressão prevista no sistema de vaporização do gerador de vapor (BEREZNAI, 2005; ALSTON, 2012b).

Na Figura 3.16 é apresentado um condensador típico utilizado em usinas nucleares. O vapor já utilizado na turbina de baixa pressão (TBP) é direcionado para o condensador. À medida que o vapor escoo externamente aos tubos do condensador este é resfriado pela troca de calor realizada com a água de resfriamento que escoo internamente aos tubos do condensador. O vapor é condensado num reservatório localizado na parte inferior do condensador chamado de poço quente, onde é mantido um determinado nível de condensado em diversos regimes de operação da usina nuclear.

Uma vez condensado o vapor, a água será reutilizada dentro de um ciclo fechado do sistema de água de alimentação do gerador de vapor, já que esta água está limpa, quimicamente tratada e desmineralizada. Além disso, o condensado apresenta uma carga térmica na saída do condensador, necessitando-se, assim, de menos energia para vaporização no gerador de vapor. Logo, a água de resfriamento é regulada para permitir a maior retenção de calor na condensação do vapor.

A criação de vácuo no condensador é conseguida pela diminuição do volume específico do vapor/líquido entre a entrada ($16,56 \text{ m}^3/\text{kg}$) e a saída ($0,001 \text{ m}^3/\text{kg}$) do condensador (dados

considerados da usina nuclear P1000), permitindo, assim, uma redução de aproximadamente 16560 vezes de volume.

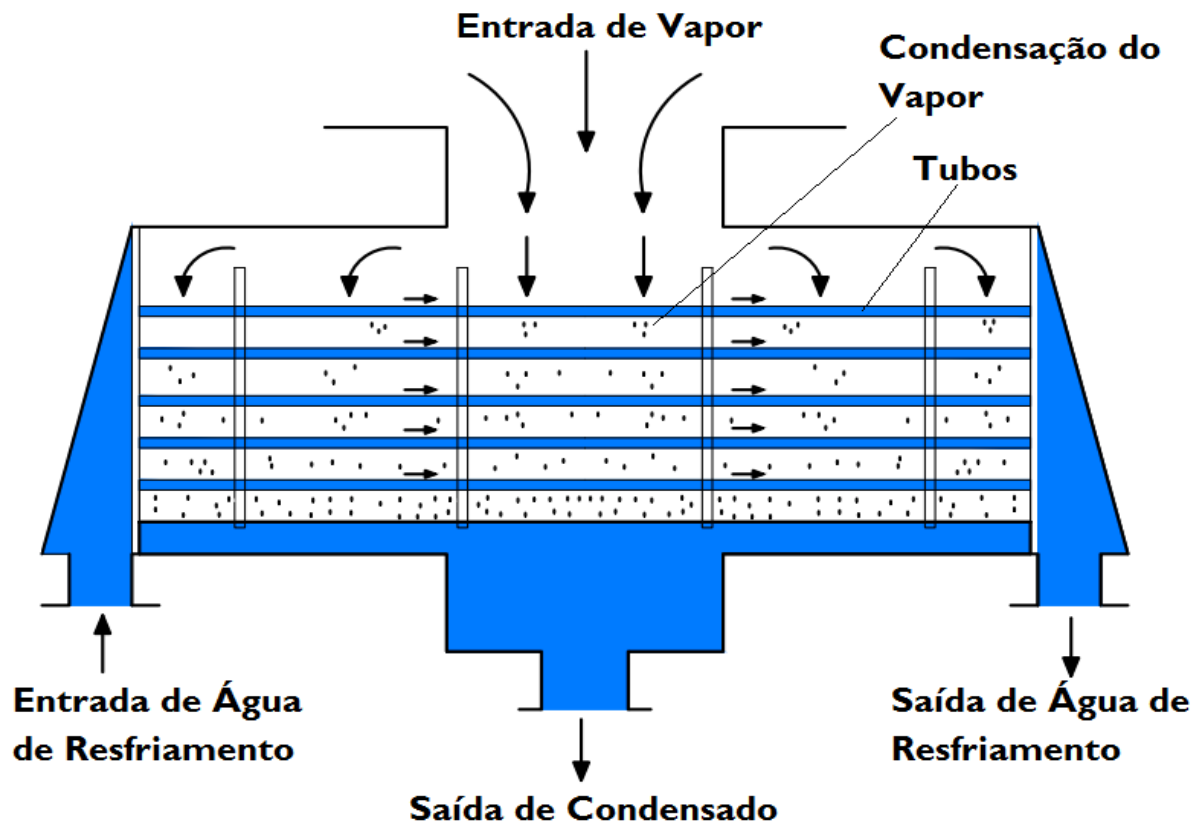


Figura 3.16- Condensador

Fonte: Adaptado Bereznai, 2005.

Quanto menor a pressão de saída na TBP, maior será a energia desenvolvida no eixo da turbina a vapor. No caso da usina nuclear P1000, a expansão do vapor nas turbinas a pressão atmosférica (101,3 kPa) desenvolveria um trabalho aproximadamente 15% menor em relação as condições de projeto ou de operação (40°C e 7,5 kPa).

Nos condensadores são citados os seguintes problemas associados a operação ou ao longo da vida útil do equipamento: a corrosão, o desgaste, a infiltração de ar (gases não condensáveis), o super-resfriamento do condensado (diminuição da temperatura do condensado pelo aumento da concentração de ar) e o subresfriamento (resfriamento do condensado a uma temperatura inferior à temperatura de saturação correspondente à pressão de operação) (MAZURENKO, 2013).

Tipos de Arrefecimentos em Condensadores

A água é utilizada de duas formas dentro da usina nuclear PWR: a primeira para transportar a energia térmica gerada no núcleo do reator para as turbinas a vapor e, a segunda, para rejeitar o calor excedente da condensação do vapor no condensador (cerca de 2/3 da energia gerada no reator nuclear) (WNA, 2015g). A quantidade de água necessária para o resfriamento do vapor após a TBP dependerá em muito da capacidade geradora e da eficiência térmica da usina nuclear.

No caso das usinas nucleares PWR, um volume elevado de água de resfriamento é necessário, já que quase toda rejeição de calor ocorre no condensador. Por essas razões, as usinas nucleares devem estar localizadas em regiões com alta disponibilidade de água. Portanto, torna-se um fator limitante na localização e na construção das usinas nucleares.

Basicamente podem haver três modos de resfriamento do vapor de exaustão da TBP no condensador em uma usina nuclear (IAEA, 2012). O resfriamento direto que é indicado em lugares com grande disponibilidade de água (rios, mares, lagos), no qual o resfriamento do vapor acontece com a captação da água de resfriamento e uma única passagem no condensador e, por fim, retorna ao ambiente. O resfriamento indireto ou de recirculação de água que consiste na circulação da água de resfriamento no sistema para o resfriamento do vapor e é indicado em lugares com menor disponibilidade de água e que requer um controle ambiental da água devolvida para a vizinhança, sendo estes os mais utilizados. Neste caso são muito empregadas às conhecidas torres de resfriamento. Finalmente, o resfriamento a seco que utiliza o ar para o resfriamento do vapor, mas ainda, é pouco utilizado.

Na Figura 3.17 é apresentado o resfriamento indireto ou de recirculação da água de resfriamento. A água de resfriamento após resfriar o vapor de exaustão da TBP é borrifada do topo da torre (1) através do bombeamento. A água que cai normalmente passa por uma série de defletores com a finalidade de mantê-la dispersa em pequenas gotas para promover a evaporação. O processo de convecção pode ser natural ou forçado. No caso da convecção forçada são utilizados ventiladores instalado no topo da torre que suga o ar das imediações abaixo da torre, formando um escoamento ascendente em sentido contrário ao das gotículas de água que caem. À medida que a água/ar interagem termicamente entre si, uma fração do escoamento de água se evapora no ar úmido (2). A água acumulada e já resfriada na parte inferior da torre retorna a circular no condensador com auxílio de uma bomba (3). Como uma

parcela da água de entrada da torre se evapora no escoamento de ar úmido, uma quantidade equivalente de água de reposição deve ser adicionada (4).

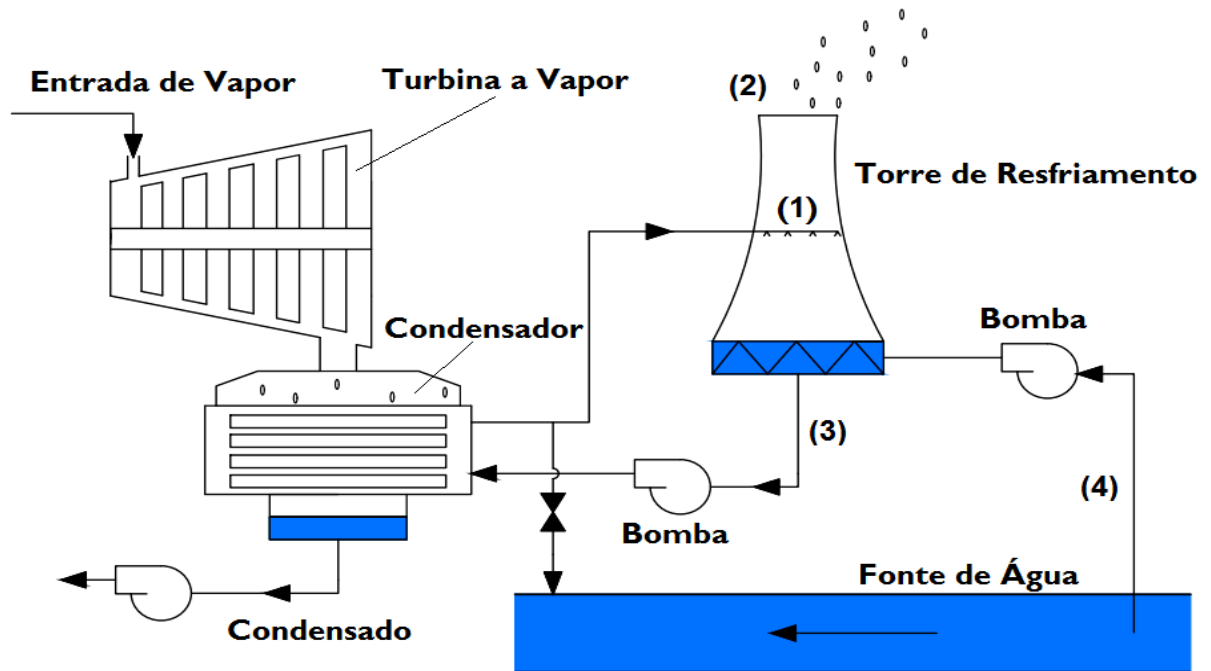


Figura 3.17- Resfriamento indireto ou de recirculação da água de resfriamento

Fonte: Adaptado IAEA Nuclear Energy Series, 2012.

3.3.4 Sistema de Condensação e Água de Alimentação do Gerador de Vapor

O sistema de condensação e água de alimentação do gerador de vapor tem a função de levar o condensado a partir do condensador até ao gerador de vapor. Os principais equipamentos envolvidos são: os aquecedores regenerativos, o desaerador e as bombas de elevação de pressão.

3.3.4.1 Aquecedores Regenerativos

Com a finalidade de aumentar a eficiência térmica da usina nuclear são realizadas extrações nas turbinas a vapor de alta e baixa pressão além de aproveitar o condensado retido no RSU (FERNÁNDEZ, 2014). As extrações e drenos são enviados para os aquecedores

abertos e fechados (aquecedores regenerativos). A energia térmica transferida da condensação das extrações realizadas nas turbinas a vapor e dos drenos do RSU aquece a água de alimentação do gerador de vapor.

O aquecimento da água após o condensador é realizado em duas etapas (HEI, 2007): a primeira etapa, a de baixa pressão, as bombas de condensação succionam a água do condensador e, após serem aquecidas pelos aquecedores de baixa pressão (ABP - Aquecedores de Baixa Pressão), descarregam para sucção das bombas do gerador de vapor. A segunda etapa, a de alta pressão, as bombas do gerador de vapor bombeiam a água para o gerador de vapor que é aquecida pelos aquecedores de alta pressão (AAP - Aquecedores de Alta Pressão).

Na usina nuclear P1000, por exemplo, são três aquecedores fechados (ou estágios) de baixa pressão e três aquecedores fechados de alta pressão além do desaerador. Os aquecedores elevam a temperatura da água de 40°C do poço quente do condensador até a 233°C, antes de entrar no gerador de vapor.

Assim, com a regeneração visa-se o aumento da eficiência térmica da usina nuclear e, conseqüentemente, uma redução no consumo de combustível a partir do preaquecimento da água de alimentação do gerador de vapor. Os equipamentos utilizados para estes propósitos são os aquecedores de água de alimentação, conhecidos também como aquecedores regenerativos (HEI, 2007).

Os aquecedores regenerativos podem ser do tipo aberto (de mistura) ou fechado (de superfície), a disposição pode ser na vertical ou na horizontal (NAG, 2008; HEI, 2007).

Os aquecedores regenerativos de água de alimentação abertos são trocadores de calor do tipo contato direto no qual os escoamentos líquido/vapor a diferentes temperaturas se misturam para formar um escoamento em uma temperatura intermediária. A pressão de operação corresponde à pressão de extração realizada na turbina a vapor. O desaerador é o equipamento que se enquadra nessa categoria na usina nuclear.

Os aquecedores regenerativos fechados são recuperadores de calor do tipo casco e tubo na qual a temperatura da água de alimentação aumenta conforme o vapor extraído se condensa no exterior dos tubos que transportam a água de alimentação. Uma vez que os escoamentos não se misturam, podem-se operar com diferentes níveis de pressão. Na Figura 3.18 é apresentado um aquecedor fechado horizontal de alta pressão.

A remoção do condensado formado no interior dos aquecedores regenerativos pode ser realizada através de uma bomba que envia o condensado para uma região de alta pressão do circuito da usina nuclear ou utilizando um purgador que envia o condensado para uma região de baixa pressão do circuito da usina nuclear.

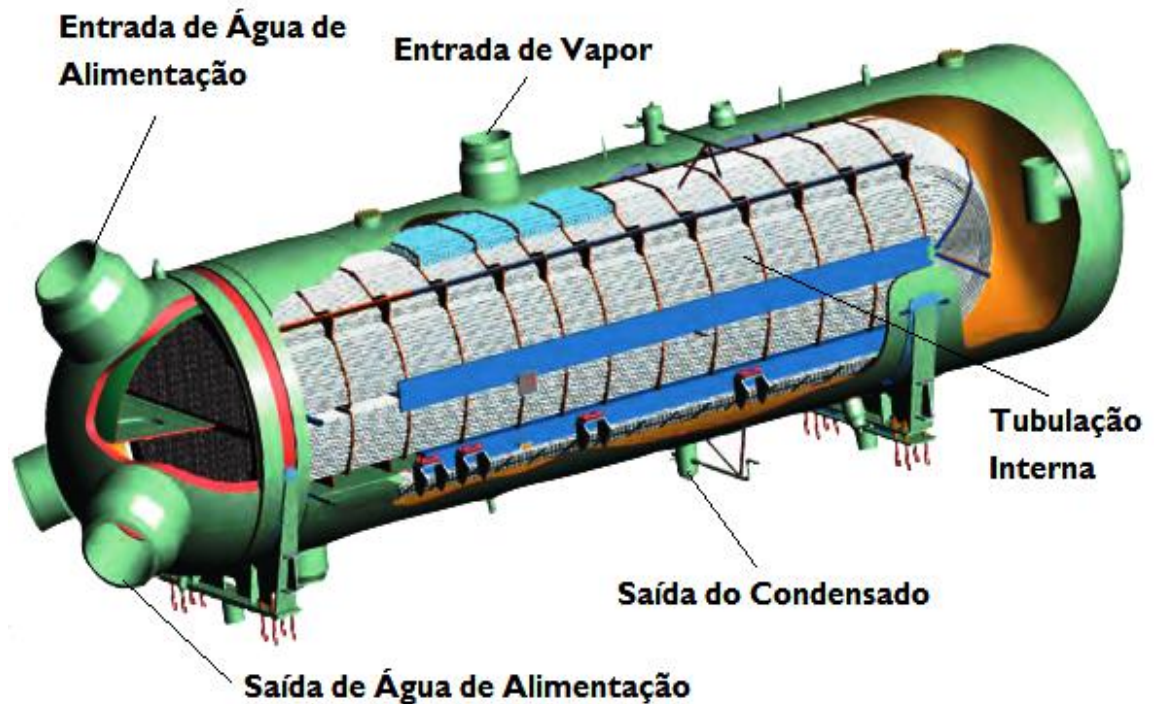


Figura 3.18- Aquecedor fechado e horizontal de alta pressão

Fonte: SPX Company, 2016.

A vazão de vapor na extração da turbina deve ser controlada de maneira que reduza a quantidade de combustível consumida pelo efeito do preaquecimento da água, sem que afete significativamente o trabalho produzido na turbina a vapor. O que resultaria em uma queda de eficiência térmica da usina nuclear.

3.3.4.2 Desaeradores

O desaerador é o equipamento responsável por remover os gases dissolvidos (O_2 e CO_2) na água de alimentação do gerador de vapor que podem ocasionar corrosões internas nas superfícies dos equipamentos e das tubulações. Assim, esse procedimento conhecido como

desaeração é necessário para manter a pureza do fluido de trabalho, a fim de minimizar as ocorrências de corrosões nas tubulações e nos equipamentos (ALSTON, 2012c).

O desaerador, como apresentado na Figura 3.19, possui ainda outras seguintes funções: aquecimento regenerativo do condensado e reserva de água de alimentação para o gerador de vapor (BRAMER, 2015).

O procedimento realizado para a remoção dos gases se dá a partir da entrada da água de alimentação na parte superior do desaerador (Figura 3.19). A água, então, é fracionada em gotículas ao passar por pequenos orifícios (bandejas). Em contracorrente as gotículas, movimenta-se o vapor das extrações das turbinas a vapor. As gotículas são aquecidas pelo vapor até atingir a temperatura de ebulição, quando nessa etapa os gases dissolvidos são liberados e arrastados pelo vapor. Em um segundo momento, o vapor é injetado dentro da água no interior do desaerador removendo os gases ainda restantes.

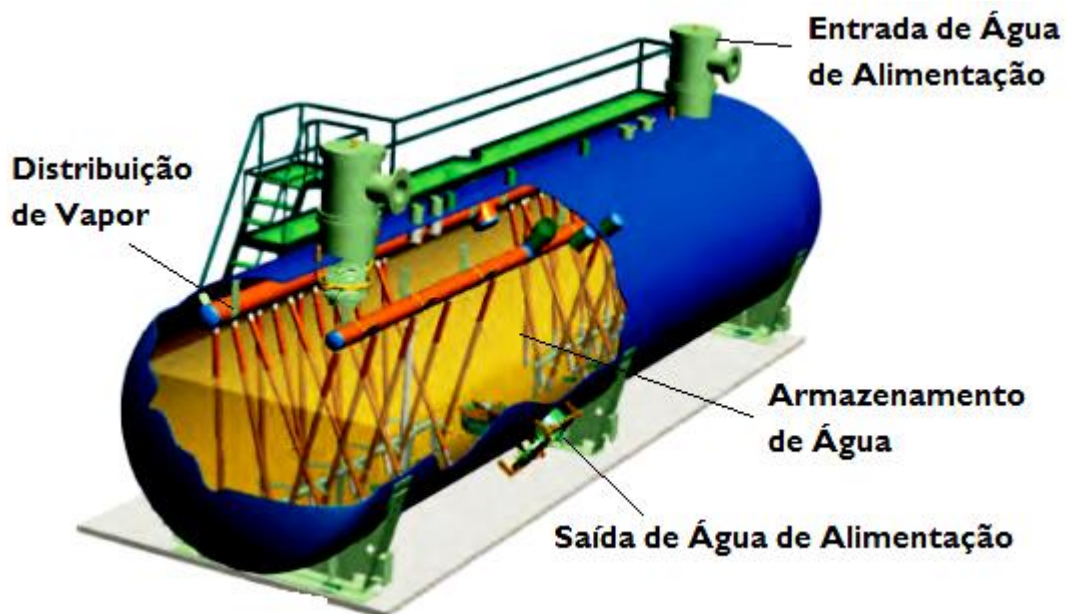


Figura 3.19- Desaerador do tipo spray bandeja

Fonte: SPX Company, 2016.

A performance do desaerador pode ser medida pelo nível de gases dissolvidos na saída da água de alimentação do gerador de vapor. Para o oxigênio, por exemplo, são recomendados valores abaixo de 0,007 mg/l ou 7 ppb, segundo a norma da ASME.

CAPÍTULO 4

4. MONITORAMENTO E DIAGNÓSTICO UTILIZANDO A ANÁLISE ENERGÉTICA E EXERGÉTICA

O presente capítulo apresenta a fundamentação teórica das análises Energética e Exergética utilizadas para o diagnóstico comparativo das usinas nucleares PWR a partir dos dados de operação fornecidos na literatura. Uma interpretação de monitoramento e diagnóstico em sistemas energéticos de potência utilizando-se as análises energética e exergética são apresentados para os objetivos do trabalho.

4.1 Monitoramento de Sistemas Energéticos de Potência

O sistema (ou sistemas) é tudo aquilo que deseja-se estudar (ou monitorar, avaliar, controlar, entre outros) uma vez delimitado a fronteira que o engloba. A dimensão do sistema para análise pode variar de acordo com objetivo de estudo, podendo envolver uma grande e complexa usina nuclear ou apenas cada equipamento que compõem esta usina.

Os sistemas energéticos são os sistemas analisados na qual a interação energética (ou conversão energética) é ocorrência de maior importância. Caso o objetivo seja a produção de

potência (trabalho mecânico ou potência elétrica), o sistema é chamado de sistema energético de potência, nessa categoria encontram-se as usinas térmicas convencionais e também as usinas nucleares que são objetivo de estudo no trabalho.

O objetivo de monitorar os sistemas energéticos de potência, como por exemplo uma complexa usina nuclear que converte a energia térmica liberada nas reações nucleares para energia elétrica, deve-se, sobretudo, a segurança de operação da usina nuclear como também a eficiência de operação dos equipamentos que compõem a usina em questão.

O monitoramento envolvendo os equipamentos da usina nuclear pode ser mecânico, termodinâmico, elétrico, entre outros. No monitoramento termodinâmico, utilizam-se os parâmetros termodinâmicos, normalmente, monitorados pela temperatura e pressão juntamente com as vazões mássicas de entrada e saída dos equipamentos. De igual modo, nos equipamentos das usinas nucleares são realizados outros tipos de monitoramentos com objetivos específicos. No caso da usina nuclear, um complexo sistema de monitoramento da radiação emitida pelo núcleo do reator é realizado constantemente.

Portanto, a ação de monitorar sistemas consiste em acompanhar e avaliar os dados ou parâmetros fornecidos por aparelhagem técnica, de modo, que o processo de monitoramento pode ser definido como ato de observar, atentar aos desvios de parâmetros e perceber os sinais de alertas em qualquer tipo de sistema. Por meio do monitoramento torna-se possível realizar medidas de correção dos desvios ou dos sinais de alertas.

Segundo Gay *et al.* (2004), o monitoramento de desempenho em sistemas energéticos de potência permite a avaliação contínua da degradação (diminuição de desempenho) da usina em questão e dos equipamentos com objetivo de fornecer informações necessárias para identificar os problemas e melhorar o desempenho do sistema analisado. Assim, o monitoramento de desempenho é capaz de fornecer informações do quanto o desempenho variou na usina e o quanto cada equipamento contribui para esta variação, sendo uma comparação da operação atual (com degradação) e a operação ótima (sem anomalias). Ainda, conforme Pacheco (2011), a monitoração pode variar desde teste simples e periódico de desempenho dos equipamentos ou subsistemas até a processos contínuos e complexos em toda usina.

A percepção de um desvio não previsto para um sistema ou a presença de uma anomalia indicada no processo de monitoramento requer que este sistema sofra interferências para as

correções cabidas. O ato de interferir está incluso no controle do sistema. Assim, o controle é realizado a partir do monitoramento do sistema por meio de referências ótimas ou ideais.

4.2 Diagnóstico em Sistemas Energéticos de Potência

Uma vez que o sistema energético de potência foi monitorado ou está sendo monitorado, os parâmetros de monitoramento, como por exemplo, a pressão, a temperatura e a vazão mássica, podem ser utilizados para analisar o estado de operação (eficiência de operação) do equipamento ou dos diversos subsistemas que compõem uma usina nuclear. O diagnóstico é essa avaliação com bases nos dados ou parâmetros monitorados. Conforme Remiro e Lozano (2007), o diagnóstico em sistemas energéticos de potência permite medidas corretivas para o perfeito estado de operação da usina e dos equipamentos. Assim, o objetivo de diagnosticar sistemas energéticos de potência é localizar e interpretar os sinais de degradação dos equipamentos e quantificar o efeito na usina.

Da mesma forma que os sistemas energéticos de potência são monitorados em diversos aspectos, os diagnósticos obtidos também seguem essa linha. No trabalho realizado e de modo geral que é descrito, o objetivo são os dados de operação ou monitorados nos equipamentos com base nos parâmetros termodinâmicos.

Assim, para o diagnóstico realizado em sistemas energéticos de potência por meio do monitoramento termodinâmico, visa-se:

- Localizar os equipamentos que estão causando aumento de recursos (energia fornecida para obter um produto);
- Identificar as causas do consumo adicional de recursos em cada equipamento (normalmente vinculado ao diagnóstico mecânico);
- Quantificar o consumo adicional de recursos que pode ser evitado.

O efeito da degradação ou anomalias (perda energética nos processos termodinâmicos) ocasionadas nos equipamentos de um sistema energético de potência, segundo Pacheco *et al.*

(2011), tem um impacto direto sobre esse sistema, sendo que resulta em uma redução de potência e, conseqüentemente, no aumento da quantidade de recursos fornecidos ao sistema para obter o mesmo produto.

As principais causas de aumento do consumo dos recursos (ou energia) em sistemas energéticos de potência para obter um produto são (REMIRO E LOZANO, 2007):

- Mudança nas condições ambientais;
- Defeitos nos sistemas de controle durante o monitoramento;
- Degradação ou perda de desempenho dos equipamentos ao longo da vida útil.

Assim, o diagnóstico juntamente com o processo de monitoramento em sistemas energéticos de potência passa pelas seguintes etapas (USÓN, 2007, 2009, 2011): (i) definir apropriadamente os parâmetros dos sistemas analisados; (ii) obter os desvios destes parâmetros com relação a um estado de referência; (iii) analisar o efeito desse desvio no rendimento global da usina; (iv) filtrar as principais causas de aumento do consumo de recurso no sistema.

4.2.1 Diagnóstico Termodinâmico e a Análise Exérgica

O diagnóstico termodinâmico baseia-se no monitoramento de parâmetros termodinâmico (Ex: pressão, temperatura, vazão mássica, e outros.) nos subsistemas (equipamentos ou conjuntos de equipamentos) referente a qualquer sistema, no caso específico deste trabalho, a sistemas energético de potência (usinas nucleares). Em seqüência, os parâmetros termodinâmicos obtidos são comparados com estado de referência ótima ou ideal para operação. As comparações dos parâmetros termodinâmicos estão relacionadas aos valores medidos e/ou calculados para as condições reais e de referência. O estado de referência dependerá do objetivo da análise e do diagnóstico do sistema (VALERO *et al.*, 2002, 1996).

Para o diagnóstico termodinâmico encontram-se várias técnicas utilizadas, das quais, mencionam-se: diagramas de funcionamento ou curvas de desempenho; tabelas de diagnósticos; árvore lógica e árvore de decisão; lógica fuzzy; seis sigmas; filtros de kalman;

análise do caminho do gás; termocaracterização; análise exergética e termoeconômica, entre outros. As técnicas poderão ser relativamente simples, dependendo da técnica escolhida, ou até métodos mais complexos.

O diagnóstico termodinâmico realizado em sistemas energéticos de potência pela análise exergética baseia-se nos cálculos das exergias física e química com a definição de um ambiente de referência como será visto nos próximos tópicos. O Estado de referência (ou ideal) para o diagnóstico exergético representam os processos termodinâmicos ideais nos equipamentos sem irreversibilidades. No caso para comparar as usinas nucleares adotou-se como referência para o diagnóstico comparativo um perfil médio exergético das usinas analisadas que contém as médias das frações de irreversibilidades produzidas (concentrações das irreversibilidades) e das eficiências exergéticas dos equipamentos. Os resultados obtidos permitem identificar e avaliar o real estado de operação e de desempenho dos equipamentos, assim como, o estado de operação e desempenho das usinas nucleares, permitindo que o monitoramento desempenho possam ser feitos de maneira criteriosa e precisa nas principais fontes de irreversibilidades (perdas energéticas) das usinas nucleares.

4.2.2 Monitoramento e Diagnóstico Exergético Proposto pelo Trabalho para as Usinas Nucleares Analisadas

No trabalho foi realizado um diagnóstico comparativo para diferentes usinas nucleares com diferentes capacidades, utilizando a análise exergética a partir dos dados de operação das usinas nucleares. Os resultados do diagnóstico permitem enumerar as principais fontes de irreversibilidades das usinas nucleares e o real estado de operação e de desempenho dos equipamentos e das usinas nucleares abordadas.

Assim, uma vez realizado o diagnóstico exergético para as usinas nucleares analisadas, uma análise comparativa pode ser feita com as usinas nucleares utilizando-se como critério o perfil médio exergético das usinas nucleares abordadas, que contém a média das frações de irreversibilidades geradas para cada equipamento como também a média das eficiências exergéticas dos equipamentos das usinas analisadas.

A realização do diagnóstico exergético permite o melhoramento do processo de monitoramento, pois o diagnóstico exergético permite identificar, quantificar e por fim,

enumerar as magnitudes das irreversibilidades geradas nos equipamentos das usinas nucleares e as reais eficiências dos equipamentos, podendo-se priorizar quais equipamentos são mais sensíveis ou críticos as irreversibilidades e que causam grande impacto na eficiência da usina nuclear, necessitando assim, de um acompanhamento ou monitoramento constante.

O monitoramento de desempenho com mudanças de parâmetros termodinâmicos das usinas nucleares também pode ser realizado pela análise exérgica. Neste trabalho, os dados de operação obtidos na literatura das usinas nucleares analisadas referem-se as usinas nucleares operando em carga nominal sem a variação dos parâmetros termodinâmicos.

4.3 Trabalhos de Diagnóstico Exérgico em Usinas Nucleares

Os principais trabalhos utilizando a análise exérgica para diagnosticar as usinas nucleares visam, especialmente, diagnosticar as usinas nucleares em relação ao real estado de operação e eficiência dos equipamentos e das usinas realizando ou não mudanças termodinâmicas nos circuitos das usinas. Os resultados do diagnóstico das usinas nucleares também são utilizados para poderem compará-las com outras usinas térmicas convencionas. Em sequência são descritos alguns trabalhos realizados.

Dunbar *et al.* (1994) realizou um estudo de análise exérgica em uma usina nuclear BWR de capacidade 1140 MWe, buscando mensurar as irreversibilidades dos equipamentos bem como a eficiência da usina nuclear. Os resultados apontaram que a maior parte das irreversibilidades geradas na usina nuclear estão concentradas no reator nuclear.

Lior (1997) propôs uma modificação no circuito secundário de uma usina nuclear PWR com capacidade de 585 MWe, permitindo que opere em formato híbrido (energia do urânio e óleo combustível). As modificações consistiram em adicionar um superaquecedor e um economizador no circuito secundário da usina nuclear, nesta condição, a entrada e a saída de água e vapor do gerador de vapor são aquecidas pelo gás de combustão do óleo combustível. Para diagnosticar as modificações realizadas foram utilizadas as análises energética e exérgica. Assim, para o aumento da temperatura promovido pelo superaquecedor na entrada da turbina de alta pressão, constataram-se uma elevação de potência e eficiência da usina nuclear, de modo que, quanto maior a temperatura de entrada da turbina a vapor de alta pressão, maior serão as eficiências energética e exérgica obtidas para a usina nuclear.

Rosen (2001) realizou um trabalho utilizando-se as análises energética e exergética para comparar duas usinas térmicas com a mesma potência instalada de 500 MWe, sendo a primeira, uma usina nuclear PWR e, a segunda, uma central térmica convencional a carvão. As usinas estão localizadas em regiões próximas, proporcionando, assim, operações no mesmo ambiente de referência. As eficiências energética e exergética para a central térmica a carvão foram de 37 % e 36 %, respectivamente. No caso da central nuclear PWR, as eficiências energética e exergética foram ambas de 30 %. Dando procedimento ao trabalho, Rosen mostra que existe uma similaridade quando lida com as perdas de energia na análise energética, de maneira que, em ambas as usinas grande parte da energia é desperdiçada no processo de resfriamento do vapor (condensador). Por outro lado, a análise exergética indica que as perdas energéticas ou as irreversibilidades presentes estão particularmente localizadas, no caso da central térmica a carvão, no processo de combustão e para a usina nuclear PWR nas reações nucleares (fissão). As irreversibilidades presentes decorrem principalmente pela diferença de temperatura encontradas nos processos de combustão e fissão.

Durmayaz e Yavuz (2001) realizaram um trabalho clássico em análise exergética. Para uma usina nuclear PWR de capacidade de 4250 MWt, os autores utilizaram a ferramenta de análise exergética para quantificar as irreversibilidades geradas nos equipamentos que compõem o circuito primário e secundário da usina nuclear. Os autores verificaram que por meio da análise energética grande parte do calor é perdida no condensador (2698.1 MWt) quando comparada com a energia gerada no reator nuclear (4250 MWt). No entanto, uma análise equivocada pode ser concebida pelos resultados apresentados, uma vez que, boa parte da energia perdida por transferência de calor no condensador apresenta baixa exergia. A análise exergética torna-se oportuna em análises de perda energética, como descrito pelos autores. O trabalho conclui que, por meio da análise exergética, grande parte das irreversibilidades geradas no sistema estão localizadas, em ordem decrescente; no núcleo do reator nuclear, no gerador de vapor, nas turbinas a vapor, no condensador e nos aquecedores (regeneradores e supraaquecedores).

Sayyadi e Sabzaligol (2009) realizaram um estudo de otimização dos parâmetros térmicos para um reator nuclear PWR de capacidade de 1000 MWe utilizando a análise energética e exergética. A modelagem termodinâmica baseou-se nas análises energética e termoeconômica como critério de escolha da função objetivo. O trabalho conclui que no caso da análise termoeconômica, utilizada como critério de otimização, a eficiência exergética (38.7%) é maior em relação à escolha do método energético (37.7%). Por outro lado, no método energético, um

menor custo de geração de 29.8 \$/MW h é alcançado em relação a análise termoeconômica (30.5 \$/MW h). Os autores ainda concluem que dependendo do tipo de escolha a ser tomado, ou prioridades a serem atingidas, uma função multi-objetivo pode ser usada, que neste caso, permite atender de forma parcial tanto o método energético como o termoeconômico.

Darwish *et al.* (2010) seguindo a mesma linha de Lior (1997) propôs uma modificação para a usina nuclear PWR AP600, permitindo operar em ciclo combinado híbrido a gás/nuclear e, conseqüentemente, um maior rendimento energético seja alcançado na usina nuclear. A análise exérgica foi utilizada para diagnosticar as mudanças realizadas. Um trabalho similar também foi realizado Sayyadi e Sabzaligol (2010). Assim, Darwish adicionou um superaquecedor e um economizador com o intuito de receber gás de exaustão da turbina a gás e por meio da transferência de calor aqueçam o vapor saturado de baixa qualidade que sai do gerador de vapor e a água de retorno para o gerador de vapor na usina nuclear. O aumento de temperatura proporcionado na linha de vapor principal e, portanto, um aumento de exérgia e melhor qualidade vapor fazem com que as turbinas a vapor tenham maiores eficiências. Ainda foi possível observar um aumento da qualidade de vapor na expansão da turbina, que neste caso, colabora para amenização dos processos corrosivos. A eficiência energética sem as modificações apresentadas para a usina nuclear foi de 33 %. Após as modificações, uma eficiência de 49 % foi atingida. O trabalho conclui realizando uma análise de custo entre a usina nuclear de ciclo combinado a gás/nuclear, como proposto pelo trabalho, e uma usina térmica convencional de ciclo combinado a gás/vapor. Os resultados apresentados foram de 49.82 \$/MW h para a usina nuclear e de 91.6 \$/MW h para a usina térmica convencional. No caso da usina nuclear, o custo da energia está principalmente relacionado ao capital inicial empregado para a construção da usina. Já no caso da usina térmica convencional de gás/vapor está no custo de aquisição do combustível.

Terzi *et al.* (2016) utilizou a análise exérgica para diagnosticar o real estado de operação e eficiência dos equipamentos e da usina nuclear PWR de capacidade de 1200 MWe. Os resultados alcançados são apresentados neste trabalho no capítulo 6 (Resultado e Discussão) e mostraram que, o reator nuclear, o gerador de vapor, as turbinas a vapor e o condensador são os equipamentos com as maiores taxas de irreversibilidade geradas na usina nuclear.

4.4 Análise Energética dos Equipamentos das Usinas Nucleares

A Análise Energética baseia-se nos princípios da Primeira Lei da Termodinâmica, conhecido também como Lei da Conservação da Energia. O parâmetro de eficiência obtida na análise energética (η) é chamado de eficiência da primeira lei (BEJAN, 1997; ÇENGEL e BOLES, 2008).

Para a análise energética quanto a análise exergética que será vista mais adiante devem satisfazer a Lei da Conservação da Massa ou Equação da Continuidade dada na Equação 4.1, que relaciona as vazões mássicas envolvidas nos sistemas, no caso específico, para os equipamentos das usinas nucleares (ÇENGEL e BOLES, 2008):

$$\frac{dm_{vc}}{dt} = \sum_e \dot{m}_e - \sum_s \dot{m}_s \quad (4.1)$$

Sendo que as parcelas da Equação 4.1 correspondem: $\frac{dm_{vc}}{dt}$ - variação da massa contida no interior dos equipamentos (vc) em um instante t; $\sum_e \dot{m}_e$ - somatória da taxa da vazão mássica de entrada dos equipamentos; $\sum_s \dot{m}_s$ - somatória da taxa da vazão mássica de saída dos equipamentos.

Para as usinas nucleares analisadas consideraram-se que os equipamentos das usinas nucleares estão operando em regime permanente. Assim, a Equação 4.1 pode ser simplificada para a Equação 4.2:

$$\sum_e \dot{m}_e = \sum_s \dot{m}_s \quad (4.2)$$

A quantificação das energias envolvendo os processos nos equipamentos das usinas nucleares, segunda a análise energética, mostra que a variação de energia contida no interior dos equipamentos (vc), em um instante t, é igual ao somatório da taxa de energia de entrada (e),

subtraído, da taxa de energia de saída (s) dos equipamentos, dada na Equação 4.3 (BEJAN,1997):

$$\frac{d\varepsilon_{vc}}{dt} = \sum_e \dot{\varepsilon}_e - \sum_s \dot{\varepsilon}_s \quad (4.3)$$

Nos equipamentos das usinas nucleares a energia é transferida para o interior quanto para o exterior dos equipamentos na forma de calor e trabalho (potência de eixo ou elétrica) como também associada a vazão mássica, nas seguintes formas; energia interna/entalpia, energia cinética e energia potencial (BEJAN, 1997; ÇENGEL e BOLES, 2008). Considerando-se os equipamentos operando em regime permanente, têm-se a Equação 4.4 (forma compacta) e a Equação 4.5 (forma expandida) a partir da Equação 4.3:

$$\sum_e \dot{\varepsilon}_e = \sum_s \dot{\varepsilon}_s \quad (4.4)$$

$$\sum_e \dot{W}_e + \sum_e \dot{Q}_e + \sum_e \dot{m}_e \left(h_e + \frac{V_e^2}{2} + gZ_e \right) = \sum_s \dot{W}_s + \sum_s \dot{Q}_s + \sum_s \dot{m}_s \left(h_s + \frac{V_s^2}{2} + gZ_s \right) \quad (4.5)$$

Sendo que as parcelas da Equação 4.5 correspondem: $\sum_e \dot{W}_e$ e $\sum_s \dot{W}_s$ - taxa de energia transferida na forma de trabalho para o interior ou exterior dos equipamentos, respectivamente; $\sum_e \dot{Q}_e$ e $\sum_s \dot{Q}_s$ - taxa de energia transferida na forma de calor para o interior ou exterior dos equipamentos, respectivamente; h_e e h_s - entalpia específica de entrada e saída das vazões mássicas dos equipamentos, respectivamente; V_e e V_s - velocidade de escoamento das vazões mássicas de entrada e saída dos equipamentos, respectivamente; Z_e e Z_s - cota de entrada e saída das vazões mássicas dos equipamentos com relação a um referencial adotado, respectivamente; g - aceleração gravitacional.

Para as usinas nucleares analisadas desconsideram-se as influências das energias cinética e potencial, dada pela pequena magnitude diante de outras formas de transferências de energia (calor, trabalho e entalpia).

A eficiência energética baseada na Primeira Lei da Termodinâmica aplicada aos equipamentos das usinas nucleares analisadas apresenta diferentes abordagens de acordo com as funções dos equipamentos dentro das usinas nucleares, em sequência, são apresentadas as eficiências energéticas para os principais equipamentos analisados no trabalho (ÇENGEL e BOLES, 2008):

Eficiência Energética de Turbinas a Vapor (η_t): a eficiência energética da turbina a vapor, comumente chamado de eficiência isentrópica, é a relação entre a potência real (\dot{W}_r) desenvolvida na turbina a vapor e a potência isentrópica da turbina a vapor ($\dot{W}_{tv_{is}}$), que neste último caso, ocorre por um processo adiabático e reversível, dada na Equação 4.6:

$$\eta_t = \frac{\dot{W}_r}{\dot{W}_{tv_{is}}} \quad (4.6)$$

Eficiência Energética de Bombas (η_b): a eficiência energética das bombas é a relação entre a potência isentrópica ($\dot{W}_{b_{is}}$) da bomba e a potência real ou requerida (\dot{W}_r) para acionar as bombas, que neste último caso, ocorre com irreversibilidades, dada na Equação 4.7.

$$\eta_b = \frac{\dot{W}_{b_{is}}}{\dot{W}_r} \quad (4.7)$$

Eficiência Energética dos Trocadores de Calor: São considerados trocadores de calor nas usinas nucleares analisadas os reatores nucleares, os geradores de vapor, os Reaquecedores e Separadores de umidade, os condensadores, os aquecedores regenerativos e os desaeradores. Estes dispositivos (ou aparelhos térmicos) têm em comum a não realização de trabalho na fronteira (delineação do equipamento). As eficiências energéticas desses equipamentos são altas e pouco sensíveis já que as perdas energéticas por transferência de calor para o ambiente são pequenas e, por essa razão, também foram desconsideradas (sistemas adiabáticos). Assim sendo, praticamente todo o somatório da taxa de energia contida na vazão mássica de entrada

dos equipamentos trocadores de calor das usinas nucleares analisadas se iguala ao somatório da taxa de energia contida na vazão mássica de saída. Assim, a Equação 4.5 é então simplificada para a Equação 4.8:

$$\sum_e \dot{m}_e(h_e) = \sum_s \dot{m}_s(h_s) \quad (4.8)$$

Eficiência Energética das Usinas Nucleares (η_c): A eficiência energética para as usinas nucleares podem ser mensurada de acordo com a Equação 4.9, sendo que a potência líquida (\dot{W}_{Liq}) corresponde ao somatório da potência produzido pelas turbinas a vapor de alta e baixa pressão subtraído do somatório da potência requisitada pelas bombas das usinas nucleares. A energia fornecida(\dot{Q}) para as usinas nucleares é a energia liberada no processo de fissão dos reatores nucleares, dada pela potência térmica do reator nuclear.

$$\eta_c = \frac{\dot{W}_{Liq}}{\dot{Q}} \quad (4.9)$$

4.5 Análise Exérgica dos Equipamentos das Usinas Nucleares

A análise exérgica fundamenta-se nos princípios da Segunda Lei da Termodinâmica, e assim sendo, as perdas energéticas (geração de irreversibilidade) durante os processos nos equipamentos das usinas nucleares são consideradas. O Parâmetro para a eficiência exérgica (ψ) é chamada também de eficiência da segunda lei (SZARGUT, 1988). A análise exérgica embasa-se em um ambiente de referência e, portanto, as condições de referência adotadas são essenciais para o desenvolvimento da análise exérgica (DINCER e ROSEN, 2007).

Em suma, a análise exérgica complementa os resultados obtidos na análise energética, sendo que em muitos dos resultados obtidos da análise exérgica é precedida dos cálculos efetuados na análise energética. Assim sendo, a análise energética precede a análise exérgica. Porém, a análise exérgica permite uma visão em detalhe das reais perdas energéticas que

acontecem em um sistema, como por exemplo uma usina nuclear, permitido identificar, localizar e enumerar os equipamentos mais irreversíveis (ou alta destruição energética) em uma mesma escala de irreversibilidades geradas dentro da usina nuclear e também apontar de forma clara e precisa esses impactos na eficiência da usina bem como permitir definir um parâmetro de eficiência aos equipamentos relacionando as perdas energéticas acontecidas.

4.5.1 Limitações da Análise Energética

A análise de sistemas energéticos de potência via análise energética apresenta certas restrições para contabilizar as irreversibilidades nos seus aspectos. Isso ocorre, pois a análise energética não mensura a qualidade da energia (exergia) que está sendo envolvidas nos processos e, assim sendo, não é possível mensurar, localizar e enumerar todas as irreversibilidades geradas. (KOTAS, 1985).

Um caso típico pode ser constatado para o condensador da usina nuclear. Baseando-se na primeira lei da termodinâmica (análise energética), percebe-se que grande parte da energia é desperdiçada no processo de resfriamento do vapor no condensador, cerca de $2/3$ da energia gerada no reator nuclear. Porém, neste caso, o condensador apresenta taxa de irreversibilidade ou destruição energética menor de que outros equipamentos da usina nuclear, como exemplo, o reator nuclear. A explicação exérgica mostra que embora haja uma grande quantidade de energia rejeitada no condensador, a utilidade ou a qualidade dessa energia (exergia) para produzir trabalho é baixa quando comparada com a energia produzida no reator nuclear.

Outros casos podem ser citados na qual a Primeira Lei da Termodinâmica apresenta certas limitações, podendo-se citar (TSATSARONIS, 1993):

- A incapacidade de mostrar que parte da energia transferida na forma de calor ou vazão mássica está indisponível (ambiente de referência para a exergia);
- O não reconhecimento de perdas energéticas para um sistema adiabático (sem transferência de calor para o meio ambiente);
- O não reconhecimento de perdas energética no processo de estrangulamento (processos com entalpias constantes).

Porém a análise energética e exérgica não são duas ferramentas distintas e sim complementares. A análise energética tem um importante papel na análise de desempenho e diagnóstico de sistemas energéticos de potência. Por sua vez, a análise exérgica serve de complementação à análise energética realizada, permitindo obter novas informações para tomadas de decisões.

Assim, com o uso da análise exérgica, torna-se possível (TSATSARONIS, 1993; DINCER e ROSEN, 2007):

- Uma melhor medida para a avaliação das causas, da localização e da magnitude da energia destruída em relação à energia total suprida sob a forma de insumo energético;
- Uma medida da quantidade e qualidade da energia do ponto de vista termodinâmico;
- Uma ferramenta para definir a eficiência de equipamentos nos sistemas energéticos de potência.

4.5.2 Conceito Base: Definição de Exergia e Expressão Matemática

A definição da exergia é apresentada por diversos autores tais como Kotas (1985), Szargut (1988), Tsatsaronis (1993), Dincer e Rosen (2007) e outros com importantes trabalhos realizados na área. Desta forma e de acordo com esses autores, a exergia permite especificar a qualidade da energia ou a parte da energia útil na transferência energética. Essa energia útil pode ser convertida reversivelmente em trabalho útil (máximo trabalho possível), quando considera-se um sistema global (sistema e ambiente), conforme o sistema entra em equilíbrio energético nas condições de referência adotada (P_0 , T_0 - ambiente ou estado morto).

A exergia é uma propriedade do sistema, logo dependerá dos estados fixados (MORAN *et al.*, 2011). Nas condições de referência ou modelo, chamada também de ambiente de referência da exergia, o sistema não poderá interagir energeticamente com o ambiente adotado. Neste caso, o ambiente de referência é definido sendo livre de irreversibilidades e as propriedades intensivas do ambiente não variam significativamente, como a pressão e a temperatura.

4.5.3 Balanço de Exergias dos Equipamentos das Usinas Nucleares

As diversas formas de transferência de exergia envolvendo os equipamentos das usinas nucleares, podem ser computadas por meio do balanço de exergias dada pela análise exergética. A equação do balanço de exergias é apresentada na Equação 4.10 (BEJAN, 1996, 1997), na qual, é deduzida pela combinação do balanço de energia (Primeira Lei da Termodinâmica) e pelo balanço de entropia (Segunda Lei da Termodinâmica). As transferências de exergias envolvendo o sistema e o ambiente podem ocorrer acompanhadas ou associadas na forma de calor, trabalho e vazão mássica na fronteira do sistema.

$$\frac{dE_{vc}}{dt} = \sum_j \left(1 - \frac{T_0}{T_j}\right) \dot{Q} - (\dot{W}_{vc} - p_0 \frac{dV_{vc}}{dt}) + \sum_e \dot{E}_e - \sum_s \dot{E}_s - \dot{I} \quad (4.10)$$

Obs: $\dot{E}_e = \dot{m}_e e_e$; $\dot{E}_s = \dot{m}_s e_s$

Sendo que as parcelas da Equação 4.10 correspondem: $\frac{dE_{vc}}{dt}$ - variação da exergia no interior dos equipamentos, em um instante t ; $\left(1 - \frac{T_0}{T_j}\right) \dot{Q}$ - taxa de transferência de exergia associada a transferência de calor dos equipamentos; $\dot{W}_{vc} - p_0 \frac{dV_{vc}}{dt}$ - taxa de transferência de exergia associada ao trabalho subtraído da taxa de variação de volume dos equipamentos; \dot{E}_e , \dot{E}_s - taxa da exergia de entrada e saída dos equipamentos associadas as vazões mássicas, respectivamente; \dot{I} - taxa da destruição de exergia em virtude das irreversibilidades presentes.

Considerando-se que os equipamentos das usinas nucleares estão operando em regime permanente, $dE/dt=0$ e $dV/dt=0$, a Equação 4.10 é então simplificada para a Equação 4.11.

$$0 = \sum_j \left(1 - \frac{T_0}{T_j}\right) \dot{Q} - \dot{W}_{vc} + \sum_e \dot{m}_e e_e - \sum_s \dot{m}_s e_s - \dot{I} \quad (4.11)$$

A taxa de irreversibilidade (\dot{I}) também pode ser obtida pelo balanço de entropia apresentada na Equação 4.12.

$$\frac{dS_{vc}}{dt} = \sum_j \frac{\dot{Q}_j}{T_j} + \sum_e \dot{m}_e e_e - \sum_s \dot{m}_s e_s - \dot{\sigma}_{vc} \quad (4.12)$$

De modo que a taxa de irreversibilidade gerada é obtida pela multiplicação da taxa de geração de entropia pela temperatura de referência, dada na Equação 4.13,

$$\dot{I} = \dot{\sigma}_{vc} T_0 \quad (4.13)$$

As exergias contidas nas vazões mássicas, e_e e e_s , são determinadas de acordo com a Equação 4.14, na qual é constituída de duas parcelas, a parcela física e a parcela química (SZARGUT *et al.*, 1988).

$$e_t = e_f + e_q \quad (4.14)$$

Sendo que as parcelas da Equação 4.14 correspondem: e_t - exergia específica total; e_f - exergia física específica; e_q - exergia química específica.

A exergia física específica é determinada com relação as condições de referência adotadas ou condições de ambiente típicas, por exemplo ($P_0 = 1 \text{ atm}$ e $T_0 = 298,15\text{K}$). Na Equação 4.15 é apresentada a expressão da exergia física específica utilizada para calcular as exergias da água nos circuitos das usinas nucleares analisadas (SZARGUT, 2005; DINCER e ROSEN, 2007):

$$e_f = (h - h_0) - T_0(s - s_0) \quad (4.15)$$

Sendo que as parcelas da Equação 4.15 correspondem: h e h_0 - entalpia específica na condição real e de referência, respectivamente; s e s_0 - entropia específica na condição real e de referência; T_0 - temperatura de referência.

A exergia química é calculada definindo um ambiente modelo ou idealizado. Isso decorre da complexidade apresentada em lidar com um ambiente real. Assim, uma vez que o sistema analisado estiver nas condições do ambiente modelo, a exergia química será zero (KOTAS, 1985).

Tanto o fluido de arrefecimento do circuito primário quanto ao fluido de trabalho no circuito secundário das usinas nucleares analisadas são água. Assim, o fato de envolver apenas a água como transportador energético, pelas definições da exergia tem-se que a exergia química é constante em todas as etapas e processos da usina nuclear (mesma composição e concentração química da água), de modo, que a magnitude da exergia química se cancela dentro dos processos analisado, podendo-se, então, ser desconsiderada.

4.5.4 Gerações de Irreversibilidades nos Equipamentos das Usinas Nucleares

As gerações irreversibilidades ou perdas energéticas são inevitáveis a qualquer processo real e no caso específico das usinas nucleares, representam a exergia destruída (aumento de entropia) ou as perdas energéticas nos processos dos equipamentos das usinas nucleares desde a geração de calor no reator nuclear até a produção de energia elétrica.

As gerações de irreversibilidades estão presentes de diversas formas nos processos envolvendo os equipamentos das usinas nucleares, como por exemplo, por meio do atrito ou da fricção do escoamento da água nas tubulações e nos equipamentos, na expansão do vapor das turbinas a vapor, na troca de calor pela diferença de temperatura entre os escoamentos, nas reações nucleares, entre outros (KOTAS, 1985; SZARGUT, 2005).

Nas Equações 4.11 e 4.16 (BEJAN, 1996; MORAN et al., 2011), a geração de irreversibilidade é representado por \dot{I} e deve atender aos seguintes requisitos impostos pela Segunda Lei da Termodinâmica, sendo que: a geração de irreversibilidade é positiva quando há destruição da energia no interior do sistema e é zero no caso limite quando não há nenhuma

irreversibilidade presente (condição de referência para o diagnóstico exergético). O valor da destruição de exergia nunca poderá ser negativo.

$$\dot{i} = \begin{cases} > 0 & \text{irreversibilidade presentes no sistema} \\ = 0 & \text{ausência de irreversibilidade no sistema} \end{cases} \quad (4.16)$$

Por outro lado, a variação de exergia de um sistema, $E_s - E_e$, pode ser positiva, negativa ou nula.

Por meio da análise exergética pode-se quantificar as taxas de irreversibilidades geradas em cada equipamento das usinas nucleares analisadas e, assim, obter uma análise global das irreversibilidades geradas nas usinas nucleares como apresentada na Equação 4.17, que representa as frações de irreversibilidades geradas em cada equipamento ou circuitos das usinas nucleares em relação as irreversibilidades totais geradas nos circuitos das usinas nucleares.

$$\delta_i = \frac{\dot{I}_i}{\sum_{i=1}^n \dot{I}_i} \quad (4.17)$$

Sendo que as parcelas da Equação 4.17 correspondem: δ_i - frações de irreversibilidades nos equipamentos ou circuitos das usinas nucleares; \dot{I}_i - taxa de irreversibilidade gerada nos equipamentos ou circuitos das usinas nucleares; $\sum_{i=1}^n \dot{I}_i$ - taxa total das irreversibilidades geradas nos circuitos ou nas usinas nucleares.

4.5.5 Eficiências Exergéticas dos Equipamentos das Usinas Nucleares

Segundo Kotas (1985) e Szargut (1988), a eficiência exergética para um determinado sistema pode ser definida como o efeito desejado (produto) em relação à energia necessária para atingir o efeito desejado (insumos ou recursos), apresentada na Equação 4.18.

Assim, baseando-se na definição da Equação 4.18, pode-se definir a eficiência exergética dos diversos equipamentos usuais em uma usina nuclear, mostrado adiante (TSATSARONIS, 1993).

$$\psi = \frac{\text{Produtos}}{\text{Insumos}} \quad (4.18)$$

Eficiência Exergética de Turbinas a Vapor (ψ_{tv}): é a relação existente entre a potência isentrópica subtraída das irreversibilidades geradas na turbina a vapor (produto) e a potência isentrópica da turbina a vapor (insumo), dada na Equação 4.19.

$$\psi_{tv} = \frac{\dot{W}_{tv_{is}} - \dot{I}_{tv}}{\dot{W}_{tv_{is}}} \quad (4.19)$$

Eficiência Exergética de Bombas (ψ_b): é a relação existente entre a potência real da bomba subtraída das irreversibilidades geradas na bomba (produto) e a potência real da bomba (insumo), dada na Equação 4.20.

$$\psi_b = \frac{\dot{W}_b - \dot{I}_b}{\dot{W}_b} \quad (4.20)$$

Eficiência Exergética de Trocadores de Calor (ψ_{TC}): para os trocadores de calor onde o produto é o aquecimento do fluido, como exemplo os reatores nucleares, os geradores de vapor, os Reaquecedores e Separadores de Umidade, os aquecedores regenerativos e os desaeradores, a eficiência exergética é definida sobre duas abordagens, sendo: para os trocadores de calor abertos (mistura entre os fluidos) e para os trocadores de calor fechados (sem mistura entre os fluidos).

Nos trocadores de calor aberto, a eficiência exergética pode ser deduzida pela relação do somatório das exergias de saída (E_s) (produto) e o somatório das exergias de entrada (E_e) (insumo) nos trocadores de calor, dada na equação Equação 4.21.

$$\psi_{tc} = \frac{\sum E_s}{\sum E_e} \quad (4.21)$$

Para as usinas analisadas, o deseador é o único equipamento que se enquadra nessa categoria, nos demais equipamentos são considerado trocadores de calor fechado. No reator nuclear é considerado a transferência de calor entre o fluido de arrefecimento e o elemento combustível (barras metálicas).

Nos trocadores de calor fechados, a eficiência exergética é definida pela relação da variação da exergia do fluido a ser aquecido (produto) e a variação da exergia do fluido que fornece calor (insumo), como apresentada na Equação 4.22:

$$\psi_{tc} = \frac{\Delta E_{aquecida}}{\Delta E_{fornece}} \quad (4.22)$$

No caso dos reatores nucleares, a eficiência exergética é definida pela relação entre a variação de exergia conseguida no reator nuclear (produto) e a potência térmica disponibilizada (recurso), apresentada na Equação 4.23.

$$\psi_{Re} = \frac{\Delta E_{reator}}{\dot{Q}} \quad (4.23)$$

Eficiência Exergética dos Condensadores (ψ_{cond}): Os ganhos de eficiência não são facilmente definidos para os condensadores, pois o propósito de tais dispositivos é rejeitar calor residual em vez de gerar um produto (ROSEN, 2001). No entanto, uma medida de desempenho para os condensadores pode ser dada na Equação 4.24 segundo Erdem *et al.* (2009), sendo a relação da

variação exegética dá água de arrefecimento do condensador e a variação exegética do fluido condensado.

$$\psi_{\text{cond}} = \frac{\Delta E_{a/r}}{\Delta E_c} \quad (4.24)$$

Eficiência Exergética das Usinas Nucleares: a eficiência exergética das usinas nucleares é definido pela relação da potência líquida (ou útil) e a soma da taxa de irreversibilidade gerada nos circuitos das usinas nucleares com a potência líquida, apresentada na Equação 4.25.

$$\psi_c = \frac{\sum \dot{W}_{\text{tv}} - \sum \dot{W}_b}{(\sum \dot{W}_{\text{tv}} - \sum \dot{W}_b) + \sum_{i=1}^n \dot{I}_i} \quad (4.25)$$

CAPÍTULO 5

5. ESTUDOS DE CASOS

Para o diagnóstico comparativo de operação e eficiência das usinas nucleares PWR utilizando como ferramenta a análise exérgica, as seguintes usinas nucleares foram propostas: a usina nuclear AP600 de capacidade de 600 MWe, a usina nuclear P1000 de capacidade de 1000 MWe e a usina nuclear Angra dos Reis 2 de capacidade de 1300 MWe.

Outras duas usinas também foram utilizadas no diagnóstico comparativo das usinas nucleares, sendo elas, a usina nuclear VVER de capacidade de 1200 MWe e a usina nuclear P1500 de capacidade 1500 MWe. Abrangendo, assim, a capacidade de grande parte das usinas nucleares PWR. Os resultados das análises exérgicas das usinas comparadas podem ser encontrados nos trabalhos de Durmayaz e Yavuz, (2000) para a usina nuclear P1500 e de Terzi *et al.*, (2016) para a usina nuclear VVER. Um trabalho em análise exérgica também foi realizado por Siqueira (2016) referente à usina nuclear Angra dos Reis 2.

Os processos termodinâmicos de operações abrangendo os equipamentos dos circuitos primários e secundários são mostrados em detalhes para as usinas nucleares propostas. Os níveis de detalhes apresentados em relação às usinas nucleares dependeram de cada fonte consultada (dados obtidos na literatura). Mesmo assim, todos os dados importantes para a análise exérgica foram considerados. Em anexo, encontram-se disponíveis, também, os dados

termodinâmicos de operações das usinas nucleares VVER e P1000 seguidos dos diagramas esquemáticos envolvendo os equipamentos e as vazões mássicas.

5.1 Considerações para o Diagnóstico Exergético

Para os cálculos das exergias dos diversos estados que se encontra o fluido (água) para as usinas nucleares propostas foi utilizado como ambiente de referência para a exergia da água as seguintes condições de temperatura e pressão que estão apresentadas na Tabela 5.1:

Tabela 5.1- Ambiente de referência para os cálculos das exergias da água

Ambiente de Referência (ROSEN, 2007)	
T_o (K)	298,15
P_o (bar)	1,01325
Propriedades de Referência da Água	
h_o (kJ/kg)	104,8436
S_o (kJ/kg K)	0,36693

As usinas nucleares analisadas (usinas propostas e comparadas) foram consideradas operando em carga nominal. Assim, as variações de potência para as usinas nucleares não foram consideradas.

Os parâmetros de operações disponibilizados nas fontes consultadas para as usinas nucleares referem-se as propriedades termodinâmicas de temperatura, pressão e vazão mássica em cada estado de operação nos circuitos envolvendo os equipamentos das usinas nucleares. Utilizou-se, concomitantemente, os programas computacionais *Interactive Thermodynamics 3.1* e o *Computer Aided Thermodynamic Tables 3* para avaliação das propriedades termodinâmicas, sendo obtidos as entalpias e as entropias dos processos termodinâmicos relacionados a água nos circuitos primário e secundário das usinas nucleares.

Para o desenvolvimento das análises energética e exergética de acordo com as teorias apresentadas no Capítulo 4 para fins de monitoramento e diagnóstico exergético, foram utilizadas as seguintes plataformas numéricas: Microsoft Excel 2013, PTC MathCad 14.0 e o *Interactive Thermodynamics 3.1*.

Quaisquer plataformas podem ser empregadas nos cálculos relacionados ao diagnóstico exergético. O programa computacional *Interactive Thermodynamics 3.1* além do ambiente numérico, também apresenta ferramentas e bibliotecas para a determinação das propriedades da água e de outros fluidos, sendo um programa similar ao software *Engineering Equation Solver* (ESS). As outras plataformas numéricas mencionadas precisam de complementos ou a inserção manual para a determinação das propriedades termodinâmicas.

Uma vez disponibilizados os dados de operações ou dados monitorados de operações das usinas nucleares (temperatura, pressão e vazão mássica), foram-se então elaborados os diagnósticos energético e exergético nas plataformas mencionados para as determinações das propriedades termodinâmicas e para os cálculos numéricos de acordo com as considerações do Capítulo 4. No Apêndice A é apresentado o desenvolvimento numérico das análises energética e exergética para a usina nuclear P1000 no MathCad.

5.2 Usina Nuclear AP600

A AP600 é uma usina nuclear com capacidade de geração elétrica de 600 MWe projetada pela empresa Westinghouse. A usina está equipada de um reator nuclear capaz de fornecer 1933 MWt. Os processos termodinâmicos e os principais equipamentos envolvidos nos processos da usina nuclear AP600 são detalhados de acordo com a Figura 5.1 e as Tabelas 5.2 e 5.3.

No circuito primário da usina nuclear AP600, o fluido de arrefecimento circula a uma vazão de 13663 kg/s para uma pressão média de operação de 155 bar e temperatura média de operação de 314°C. Após o reator nuclear, o fluido de arrefecimento é direcionado ao Gerador de Vapor (GV) (estado 1 na Fig. 5.1).

No circuito secundário da usina nuclear AP600, tem-se a vaporização do fluido de trabalho no gerador de vapor, saindo na condição próximo ao vapor saturado na temperatura de 272,5 °C, pressão de 57,2 bar e vazão de 1063 kg/s (estado 4). Após o gerador de vapor, o vapor divide-se em dois escoamentos, a maior parte é destinada para a Turbina a Vapor de Alta Pressão (TAP) (estado 6) e o restante (estado 5) utilizado para o reaquecimento do vapor (estado 10) no Reaquecedor e Separador de Umidade (RSU) após a TAP e ser desumidificado no RSU

A usina nuclear opera com uma Turbina a Vapor de Alta Pressão (TAP) de duplo fluxo apresentando duas extrações nas pressões de 30 bar (estado 7) e 12 bar (estado 9). As duas

Turbinas de Baixa Pressão (TBP) de duplo fluxo apresentam três extrações nas pressões de 3,5 bar (estado 14), 1,5 bar (estado 15) e 0,5 bar (estado 16). O vapor é expandido nas TBP até a pressão de operação do condensador de 0,08 bar (estado 17).

A usina nuclear AP600 apresenta três Aquecedores Regenerativos de Baixa Pressão (ABP) e um Aquecedor Regenerativo de Alta Pressão (AAP) além do Desaerador, permitindo aquecer o condensado até a temperatura de 226,9°C na pressão de 62 bar (estado 29).

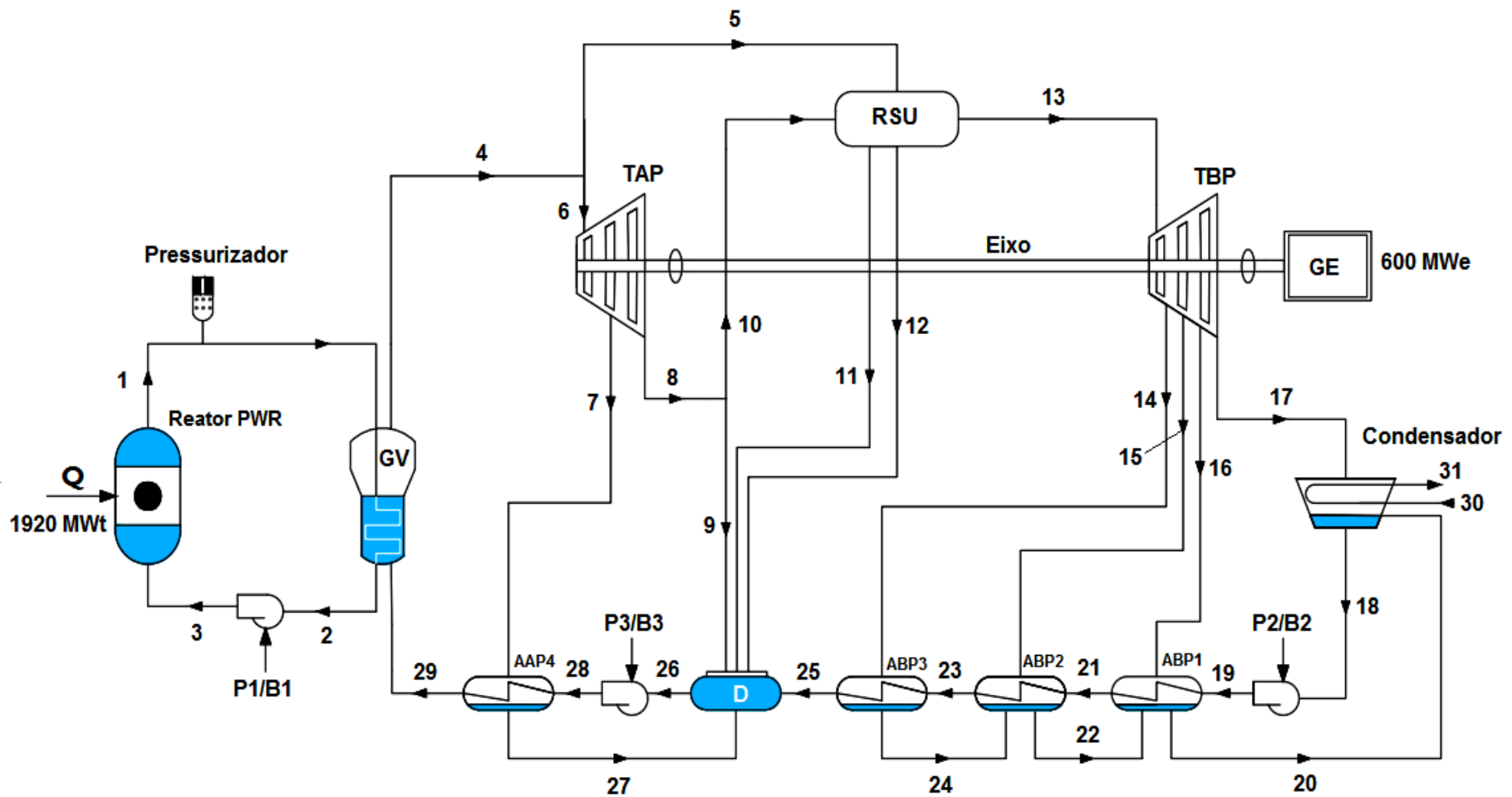
Na Tabela 5.2 é apresentado o resumo dos principais dados de operação disponibilizados para a usina nuclear AP600 conforme Darwish *et al.*, (2010).

Na Figura 5.1 é apresentado o diagrama esquemático das vazões mássicas envolvendo os principais equipamentos da usina nuclear AP600.

Os parâmetros termodinâmicos referentes aos estados enumerados da Figura 5.1 são dados na Tabela 5.3.

Tabela 5.2- Principais dados de operação referentes a usina nuclear AP600

REATOR NUCLEAR	
Potência Térmica do Reator Nuclear	1933 MWt
Fluido de Arrefecimento	H ₂ O
Temperatura de Entrada do Reator Nuclear	302,6°C
Temperatura de Saída do Reator Nuclear	326,1°C
Vazão Mássica	13663 kg/s
Pressão Média	158 bar
GERADOR DE VAPOR	
Temperatura de Entrada do Fluido de Trabalho	226,9°C
Temperatura de Saída do Fluido de Trabalho	272,5°C
Pressão de Saída	57,2 bar
Vazão Mássica	1063 kg/s
TURBINAS A VAPOR	
Números de TAP	1
Números de TBP	2
GERADOR ELÉTRICO	
Potência Nominal	600 MWe
CONDENSADOR	
Vazão Mássica do Fluido de Resfriamento	39348 kg/s
Pressão de Operação	0,08 bar
Temperatura de Entrada	27°C
Temperatura de Saída	35°C
BOMBAS	
Eficiência Isentrópica	85%



GV – Gerador de Vapor; TAP – Turbina de Alta Pressão; TBP – Turbina de Baixa Pressão; RSU – Reaquecedor e Separador de Umidade; ABP – Aquecedores de Baixa Pressão; AAP – Aquecedores de Alta Pressão; B – Bombas; P – Potência de Acionamento; Q – Potência Térmica do Reator Nuclear; D – Desaerador; GE – Gerador Elétrico.

Figura 5.1- Diagrama esquemático das vazões mássicas envolvendo os principais equipamentos da usina nuclear AP600

Tabela 5.3- Parâmetros termodinâmicos dos estados enumerados referentes a usina AP600

Estados*	Vazão Mássica (kg/s)	Temperatura (°C)	Pressão (bar)	Título (%)	Entalpia (kJ/kg)	Entropia (kJ/kg K)	Exergia (kW)
1	13663,03	326,1	158	---	1499,612	3,50954	6254919
2	13663,03	302,5	153,5	---	1358,116	3,27709	5268583
3	13663,03	302,6	158	---	1358,682	3,27804	5272441
4	1063	272,5	57,2	1	2786,920	5,91116	1093895
5	41,64	272,5	57,2	1	2786,935	5,91129	42849,26
6	1021	272,5	57,2	1	2786,920	5,91116	1050674
7	123,2	233,9	30	0,92	2659,667	5,90226	111430,1
8	898,2	188	12	0,881	2548,021	6,01028	683182
9	50,86	188	12	0,881	2548,047	6,01016	38687,9
10	847,34	188	12	0,881	2548,047	6,01016	644549,8
11	100,8	184,1	11	---	781,3827	2,17925	13728,54
12	41,64	272,5	57,2	---	1197,315	2,99802	12825,6
13	746,6	240	11	---	2915,544	6,83037	659715
14	48,11	138,9	3,5	0,97	2667,964	6,78423	31262
15	45,64	111,4	1,5	0,93	2537,571	6,8177	23250,39
16	43,47	81,3	0,5	0,882	2373,273	6,82605	14894,68
17	609,3	41,5	0,08	0,884	2297,383	7,34137	68918,25
18	746,6	41,5	0,08	---	173,777	0,59227	1305,407
19	746,6	41,718	30	---	177,325	0,59396	3578,27
20	137,22	81,3	0,5	---	340,380	1,09071	2709,039
21	746,6	74	30	---	309,766	1,00347	11302,58
22	93,75	111,4	1,5	---	467,2689	1,434	4151,093
23	746,6	106,5	30	---	446,524	1,37977	29641,52
24	48,11	138,9	3,5	---	584,521	1,72794	3554,968
25	746,6	139	30	---	584,950	1,72898	55257,11
26	1063	181,429	30	---	770,542	2,15076	142282,2
27	123,2	233,9	30	---	1008,329	2,6455	27612,83
28	1063	184,1	62	---	781,3827	2,17925	144776,2
29	1063	226,9	62	---	975,514	2,5812	223746,4
30	39348,15	27	1,01	---	113,209	0,39489	1166,12
31	39348,15	35	1,01	---	146,673	0,50492	27081,82

*estados enumerados da Figura 5.1

5.3 Usina Nuclear P1000

A usina nuclear P1000 representa uma típica usina nuclear de capacidade de 1000 MWe. A usina está equipada de um reator nuclear capaz de fornecer 2650 MWt. A descrição dos processos termodinâmicos envolvidos na operação da usina nuclear e dos equipamentos relacionados são detalhados em seguida de acordo com a Figura 5.2 e as Tabelas 5.4 e 5.5.

No circuito primário da usina nuclear P1000, o fluido de arrefecimento circula a uma vazão de 18800kg/s. As temperaturas de saída e entrada do reator nuclear são de 302,7°C e 326,1°C, respectivamente. A pressão de operação média no circuito primário é de aproximadamente 155 bar. Após o reator nuclear, o fluido de arrefecimento é direcionado ao Gerador de Vapor (GV) (estado 1 na Fig. 5.2).

No circuito secundário da usina nuclear P1000, o fluido de trabalho é vaporizado no gerador de vapor, saindo na condição próxima ao vapor saturado com a temperatura de 284°C, pressão de 68,65 bar e vazão de 1503 kg/s (estado 4). Em seguida, o vapor divide-se em dois escoamentos, a maior parte é direcionado para a Turbina a Vapor de Alta Pressão (TAP) (estado 7) e o restante (estado 6) utilizado para o reaquecimento do vapor (estado 13) no Reaquecedor (R) após a TAP e ser desumidificado no Separador de Umidade (SU).

O circuito secundário é composto de uma Turbina a vapor de Alta Pressão (TAP) de duplo fluxo e duas Turbinas a Vapor de baixa Pressão (TBP), também de duplo fluxo. Tanto a TAP quanto a TBP apresentam três extrações, sendo que para a TAP as extrações são realizadas nas pressões de 26 bar (estado 8), 15 bar (estado 9) e 7,7 bar (estado 10a). As extrações para a TBP são nas pressões 1,96 bar (estado 16), 1,2 bar (estado 17) e 0,4 bar (estado 18). A entrada do fluido de trabalho nas turbinas de baixa pressão dar-se como vapor superaquecido na temperatura de 240°C e pressão de 7,71 bar (estado 15). O Vapor é expandido na TBP até a pressão de operação do condensador de 0,075 bar (estado 19).

A usina nuclear P1000 é constituída de três Aquecedores de Baixa Pressão (ABP) e três Aquecedores de Alta Pressão (AAP), além do Desaerador. O condensado tem a pressão elevada e é aquecido pelos aquecedores regenerativos até a temperatura de 233°C na pressão de 68,65 bar (estado 40).

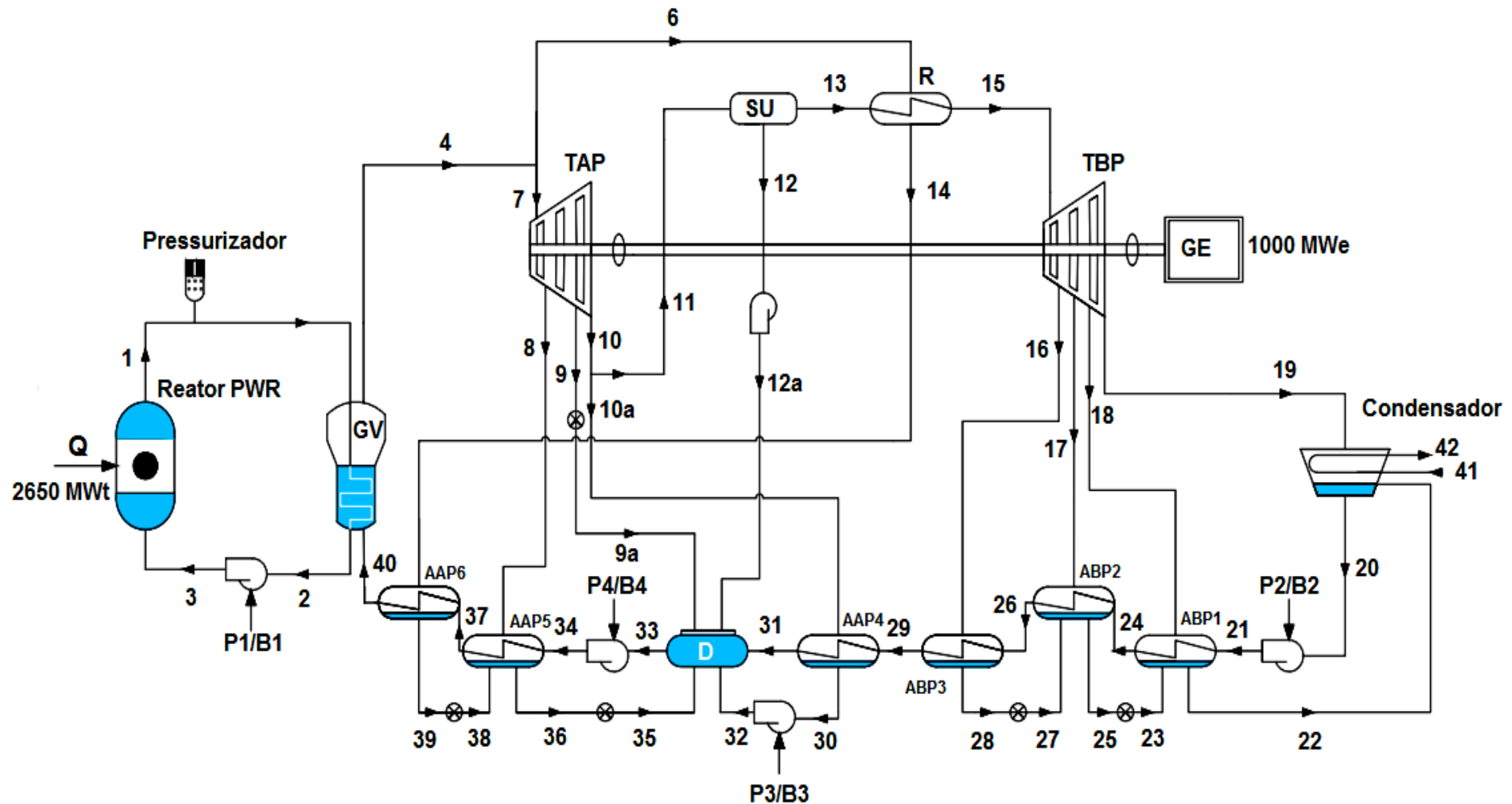
Na Tabela 5.4 é apresentado o resumo dos principais dados de operação referente a usina nuclear P1000 conforme disponibilizados por Sayyaadi; Sabzaligol, (2010).

Na Figura 5.2 é apresentado o diagrama esquemático das vazões mássicas envolvendo os principais equipamentos da usina nuclear AP600.

Os parâmetros termodinâmicos referentes aos estados enumerados da Figura 5.2 são dados na Tabela 5.5.

Tabela 5.4- Principais dados de operação referentes a usina nuclear P1000

REATOR NUCLEAR	
Potência Térmica do Reator Nuclear	2650 MWt
Fluido de Arrefecimento	H ₂ O
Temperatura de Entrada do Reator Nuclear	302,7°C
Temperatura de Saída do Reator Nuclear	326,1°C
Vazão Mássica	18800 kg/s
Pressão Média	158 bar
GERADOR DE VAPOR	
Temperatura de Entrada do Fluido de Trabalho	233°C
Temperatura de Saída do Fluido de Trabalho	284,5°C
Pressão de Saída	68,65 bar
Vazão Mássica	1503 kg/s
TURBINAS A VAPOR	
Números de TAP	1
Números de TBP	2
GERADOR ELÉTRICO	
Potência Nominal	1000 MWe
CONDENSADOR	
Vazão Mássica do Fluido de Resfriamento	49046 kg/s
Pressão de Operação	0,075 bar
Temperatura de Entrada	27°C
Temperatura de Saída	35°C
BOMBAS	
Eficiência Isentrópica	85%



GV – Gerador de Vapor; TAP – Turbina de Alta Pressão; TBP – Turbina de Baixa Pressão; R – Reaquecedor; SU – Separador de Umidade; ABP – Aquecedores de Baixa Pressão; AAP – Aquecedores de Alta Pressão; B – Bombas; P – Potência de Acionamento; Q – Potência Térmica do Reator Nuclear; D – Des aerador; GE – Gerador Elétrico.

Figura 5.2- Diagrama esquemático das vazões mássicas envolvendo os principais equipamentos da usina nuclear P1000

Tabela 5.5- Parâmetros termodinâmicos dos estados enumerados referentes a usina P1000

Estados *	Vazão Mássica (kg/s)	Temperatura (°C)	Pressão (bar)	Titulo (%)	Entalpia (kJ/kg)	Entropia (kJ/kg K)	Exergia (kW)
1	18800	326,1	158	---	1499,612	3,50954	8606615
2	18800	302,5	153,5	---	1358,116	3,27709	7249441
3	18800	302,6	158	---	1358,682	3,27804	7254749
4	1503	284,5	68,65	0,99	2769,84	5,81641	1563472
5	1503	233	68,65	---	1004,09	2,63725	334192,2
6	156,6	284,5	68,65	0,99	2769,84	5,81641	162900,6
7	1347	284,5	68,65	0,99	2769,84	5,81641	1401195
8	138,1	226,1	26	0,9	2626,095	5,88742	120881,4
9	10,9	198,3	15	0,86	2522,058	5,8725	8455,448
9a	10,9	198,3	1013	0,93	2660,083	6,16527	9008,465
10	1198	168,9	7,71	0,82	2415,077	5,87834	799073,9
10a	128,6	168,9	7,71	0,82	2415,077	5,87834	85777,05
11	1069	168,9	7,71	0,82	2415,077	5,87834	713030
12	174,8	168,9	7,71	---	714,4668	2,03124	19823,92
12a	174,8	168,9	10,13	---	740,3414	2,08909	21331,85
13	894,4	168,9	7,71	0,9	2747,029	6,62928	693218,5
14	156,6	284,5	68,65	0,31	1730,865	3,95327	87187,65
15	894,4	240	7,71	---	2928,811	7,01425	753146,3
16	46,01	119,6	1,96	---	2705,61	7,13396	26831,94
17	24,64	104,8	1,2	0,94	2562,537	6,97849	11986,3
18	38,36	75,79	0,4	0,91	2447,111	7,12772	12525,98
19	784,9	40,3	0,075	0,86	2239,101	7,18131	80491,84
20	894,4	40,3	0,075	---	168,758	0,57629	1335,935
21	894,4	40,58	10,13	---	170,8183	0,57962	2290,752
22	109,5	75,85	0,075	---	317,5209	1,02574	1779,716
23	70,65	75,85	0,4	0,052	439,2913	1,37465	2401,813
24	894,4	65	10,13	---	272,0761	0,8935	9154,725
25	70,65	104,8	1,2	---	439,3357	1,36081	2696,481
26	894,4	80	10,13	---	334,9257	1,07529	16890,31
27	46,01	104,8	1,2	0,0279	502,0534	1,52675	2365,348
28	46,01	119,6	1,96	---	502,0773	1,52344	2411,854
29	894,4	107	10,13	---	448,6389	1,38533	35918,51
30	128,6	168,9	7,71	---	714,4668	2,03124	14584,42
31	894,4	164	10,13	---	693,0656	1,98278	95214,54
32	128,6	169	10,13	---	715,0365	2,03192	14631,61
33	1503	180,5	10,13	---	765,4567	2,14449	196342,2
34	1503	182,2	68,65	---	775,8828	2,15293	208230,6
35	294,7	180,5	10,13	0,102	971,7647	2,59927	59337,53
36	294,7	226,1	26	---	971,7865	2,57383	61579,22
37	1503	222,5	68,65	---	955,0672	2,54063	303808,9
38	156,6	226,1	26	0,15	1260,137	3,1514	50911,25
39	156,6	284,5	68,65	---	1259,746	3,10844	52855,75
40	1503	233	68,65	---	1004,09	2,63725	334192,2
41	49046,7	27	1,01	---	113,2095	0,39489	1453,548
42	49046,7	35	1,01	---	146,6736	0,50492	33756,95

*estados enumerados da Figura 5.2

5.4 Usina Nuclear Angra dos Reis 2

A usina nuclear Angra 2 está localizada no município de Angra dos Reis no Estado do Rio de Janeiro. A usina iniciou a operação comercial em 2001. Angra 2 foi projetada com a capacidade de 1309 MWe, mas passou por melhoramentos na capacidade térmica do reator nuclear, sendo que atualmente pode-se gerar 1350 MWe. Os processos termodinâmicos e os principais equipamentos envolvidos na operação da usina nuclear P1000 são detalhados de acordo com a Figura 5.3 e as Tabelas 5.6 e 5.7.

No circuito primário da usina nuclear Angra 2, o reator nuclear de capacidade térmica de 3779 MWt aquece o fluido de arrefecimento a uma temperatura de 326,1°C, 158 bar e vazão mássica de 18800 kg/s (estado 1 na Fig. 5.3), que é então direcionado para o Gerador de Vapor (GV).

No circuito secundário da usina nuclear Angra 2, o fluido de trabalho deixa o gerador de vapor (GV) próximo da condição de vapor saturado na temperatura de 280°C, pressão de 64,5 bar e vazão mássica de 2055 kg/s (estado 4). Em seguida, o vapor divide-se em dois escoamentos, a maior parte é direcionado para a Turbina a Vapor de Alta Pressão (TAP) (estado 5) e o restante (estado 6) utilizado para o reaquecimento do vapor (estado 11) no Reaquecedor (R) após a TAP e ser desumidificado no Separador de Umidade (SU).

O circuito secundário opera com uma Turbina de Alta Pressão (TAP) de duplo fluxo com extração na pressão ao redor de 22 bar (estado 7) e duas Turbinas de Baixa Pressão (TBP) de duplo fluxo com extrações nas pressões ao redor de 5 bar (estado 14), 2,4 bar (estado 15), 0,9 bar (estado 16) e 0,21 bar (estado 17). O Vapor expandido na TBP chega ao condensador na pressão de operação de 0,06 bar (estado 18).

A usina nuclear Angra 2 é constituída de cinco Aquecedores de Baixa Pressão (ABP) e três Aquecedores de Alta Pressão (AAP), além do Desaerador. O condensado tem a pressão elevada gradativamente e é aquecido pelos aquecedores regenerativos até a temperatura de 218,5°C na pressão de 86,45 bar (estado 39).

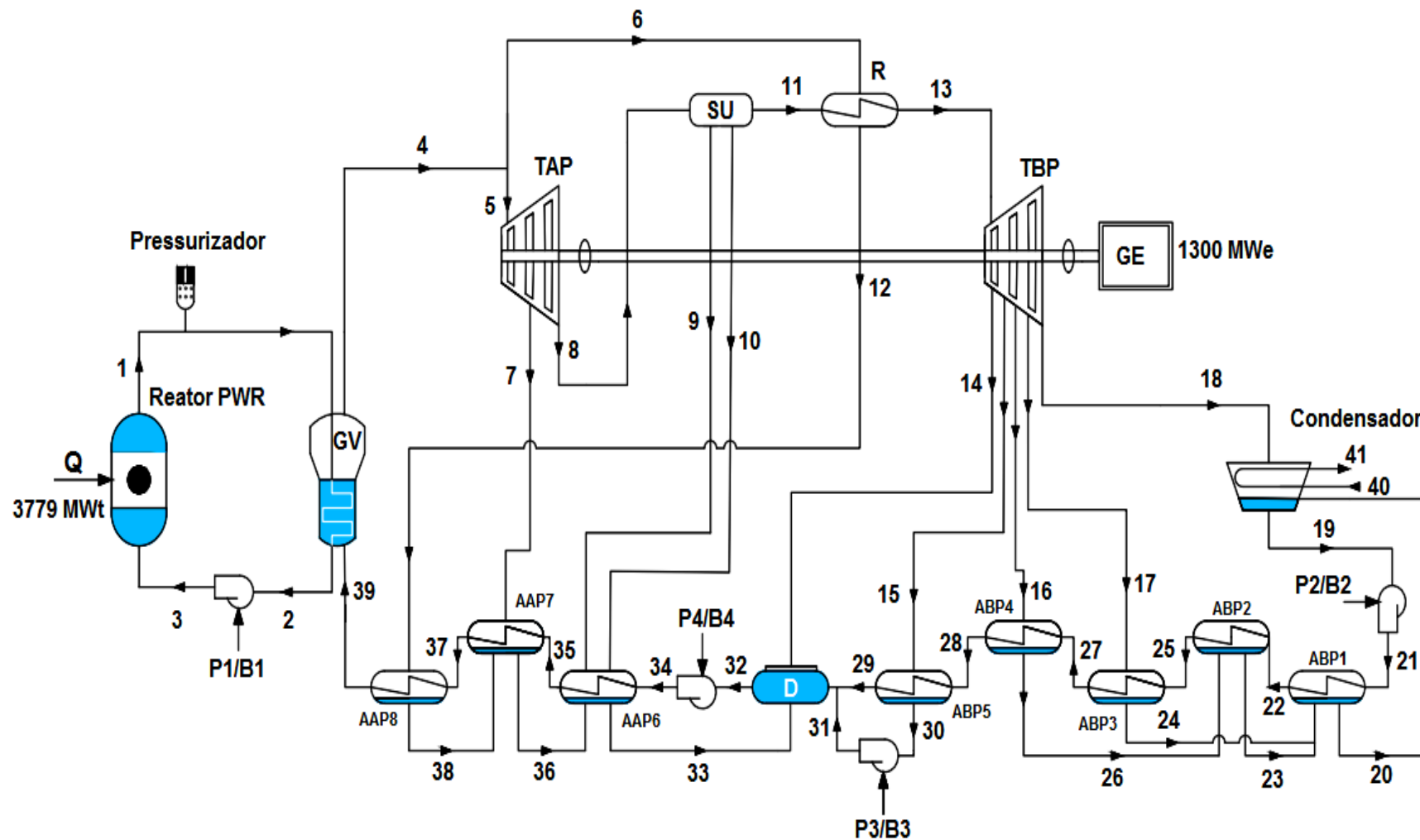
Na Tabela 5.6 é apresentado o resumo dos principais dados de operação referente a usina nuclear Angra dos Reis 2 disponibilizados em Lora e Nascimento (2004).

Na Figura 5.3 é apresentado o diagrama esquemático das vazões mássicas envolvendo os principais equipamentos da usina nuclear Angra 2.

Os parâmetros termodinâmicos referentes aos estados enumerados da Figura 5.3 são dados na Tabela 5.7.

Tabela 5.6- Principais dados de operação referentes a usina nuclear Angra dos Reis 2

REATOR NUCLEAR	
Potência Térmica do Reator Nuclear	3779 MWt
Fluido de Arrefecimento	H ₂ O
Temperatura de Entrada do Reator Nuclear	291,3°C
Temperatura de Saída do Reator Nuclear	326,1°C
Vazão Mássica	18800 kg/s
Pressão Média	156 bar
GERADOR DE VAPOR	
Temperatura de Entrada do Fluido de Trabalho	218,5°C
Temperatura de Saída do Fluido de Trabalho	280,4°C
Pressão de Saída	64,5 bar
Vazão Mássica	2055,6 kg/s
TURBINAS A VAPOR	
Números de TAP	1
Números de TBP	2
GERADOR ELÉTRICO	
Potência Nominal	1300 MWe
CONDENSADOR	
Vazão Mássica do Fluido de Resfriamento	71598 kg/s
Pressão de Operação	0,0716 bar
Temperatura de Entrada	27°C
Temperatura de Saída	35°C
BOMBAS	
Eficiência Isentrópica	85%



GV – Gerador de Vapor; TAP – Turbina de Alta Pressão; TBP – Turbina de Baixa Pressão; R – Reaquecedor; SU – Separador de Umidade; ABP – Aquecedores de Baixa Pressão; AAP – Aquecedores de Alta Pressão; B – Bombas; P – Potência de Acionamento; Q – Potência Térmica do Reator Nuclear; D – Desaerador; GE – Gerador Elétrico.

Figura 5.3- Diagrama esquemático das vazões mássicas envolvendo os principais equipamentos da usina nuclear Angra 2

Tabela 5.7- Parâmetros termodinâmicos dos estados enumerados referentes a usina Angra 2

Estados*	Vazão Mássica (kg/s)	Temperatura (°C)	Pressão (bar)	Título (%)	Entalpia (kJ/kg)	Entropia (kJ/kg K)	Exergia (kW)
1	18800	326,1	158	---	1489,7934	3,48408	8564746,033
2	18800	291,1	153,58	---	1289,3786	3,14089	6720603,057
3	18800	291,1	158	---	1289,3793	3,14089	6720616,194
4	2055,621	280,4	64,5	0,998	2774,874	5,8468	2130049
5	1933,474	277,5	61,73	0,995	2774,647	5,86174	1994428
6	122,147	277,5	61,73	0,995	2774,647	5,86174	125997,8
7	152,684	217,7	22,18	0,893	2599,811	5,89226	129413,5
8	1779,045	188,2	12,07	0,874	2533,631	5,97704	1345195
9	102,92	185,9	11,45	0,995	2773,492	6,51925	85869,68
10	215,622	186,8	11,7	---	793,362	2,20519	30282,21
11	1460,512	186,9	11,7	0,995	2773,501	6,50982	1222675
12	122,147	274,4	58,95	---	1207,055	3,01542	38178,77
13	1460,512	234,4	11,1	1	2902,346	6,80048	1284286
14	63,384	165,4	4,98	1	2779,525	6,89443	46175,71
15	79,022	126,2	2,41	0,973	2656,539	6,91884	47274,39
16	104,645	96,1	0,88	0,812	2243,234	6,24801	40282,72
17	74,554	61,2	0,21	0,428	1263,34	3,85837	8761,87
18	1139,842	36,1	0,06	0,86	2228,372	7,23524	86336,59
19	1319,842	39,4	0,07	---	164,993	0,56426	1736,2
20	179,973	47,1	0,88	---	197,139	0,66539	595,63
21	1319,842	39,9	9,15	---	167,889	0,57059	3067,54
22	1319,842	40,8	8,66	---	171,608	0,58261	3246,03
23	104,645	47,8	0,88	---	200	0,67514	341,52
24	74,554	61,3	0,21	---	256,593	0,84748	631,73
25	1319,842	44,6	8,17	---	187,449	0,63293	4352,18
26	104,645	96,1	0,88	---	402,617	1,26261	3215,36
27	1319,842	58,3	7,68	---	244,674	0,8094	10437,27
28	1319,842	93,1	7,19	---	390,471	1,2278	38221,32
29	1398,864	123,2	6,7	---	517,711	1,56179	79203,53
30	79,022	126,2	2,409	---	530,184	1,5943	4693,94
31	79,022	---	7,18	---	530,783	1,59451	4736,33
32	2055,621	149,8	4,73	---	631,452	1,84004	179662,6
33	593,373	158,2	5,89	---	667,83	1,9249	58433,98
34	2055,621	151,2	88,41	---	642,665	1,84501	199666,3
35	2055,621	182,8	87,43	---	779,469	2,15616	290184,8
36	274,831	189,8	12,49	---	806,706	2,23392	39910,77
37	2055,621	214,7	86,45	---	921,27	2,45695	397324,7
38	122,147	221,7	23,94	---	951,364	2,53324	24506,97
39	2055,621	218,5	86,45	---	936,408	2,4856	410883,6
40	71598	27	1,01	---	113,209	0,39489	2121,88
41	71598	35	1,01	---	146,673	0,50492	49278,15

*estados enumerados da Figura 5.3

5.5 Usinas Nucleares VVER e P1500

A usina nuclear VVER de capacidade de 1200 MWe e a usina nuclear P1500 de capacidade de 1500 MWe foram utilizadas, também, no diagnóstico comparativo com as usinas nucleares propostas (AP600, P1000, Angra 2), possibilitando diagnosticar exergeticamente as usinas nucleares PWR nas capacidades comumente encontradas, sendo: 600 MWe (AP 600), 1000 MWe (P1000), 1200 MWe (VVER), 1300 MWe (Angra 2) e 1500 MWe (P1500), abrangendo, assim, a capacidade da grande maioria das usinas nucleares ao redor do mundo (NEI, 2016b). Os resultados das análises exeréticas e os dados termodinâmicos de operações para as usinas VVER e P1500 podem ser encontrados nos trabalhos de Terzi *et al.*, (2016) e Durmayaz e Yavuz, (2000), respectivamente.

Usina Nuclear PWR - VVER:

A usina nuclear VVER (*Vodo Vodyanoi Energetichesky Reaktor*) foi projetada com capacidade de 1000 MWe. Porém, ao longo do tempo passou por um processo evolutivo em quesitos de segurança e capacidade, podendo atualmente gerar 1200 MWe por intermédio de um reator nuclear de tecnologia Russa de capacidade 3900 MWt. A usina nuclear é constituída convencionalmente de dois circuitos: o primário e o secundário, como visto para as outras usinas nucleares PWR propostas. No circuito secundário a usina nuclear apresenta 3 Aquecedores Regenerativos de Baixa pressão (ABP) e também três Aquecedores Regenerativos de Alta pressão (AAP). No Anexo A são apresentados os dados termodinâmicos de operação e a respectiva planta envolvendo os equipamentos da usina nuclear VVER.

Usina Nuclear PWR - P1500:

A usina nuclear P1500 de tecnologia *Siemens AG Power Generation* apresenta capacidade de 1500 MWe estando equipada com um reator nuclear de capacidade de 4250 MWt. De igual forma, é constituída de dois circuitos, o primário e o secundário. No caso específico da usina nuclear P1500, é constituída de cinco Aquecedores de Baixa Pressão (ABP) e também cinco Aquecedores de Alta Pressão (AAP). No Anexo B são apresentados os dados termodinâmicos de operação e a respectiva planta envolvendo os equipamentos da usina nuclear P1500.

CAPÍTULO 6

6. RESULTADO E DISCUSSÃO DO DIAGNÓSTICO ENERGÉTICO E EXERGÉTICO DAS USINAS NUCLEARES PWR PROPOSTAS E COMPARADAS

O presente capítulo apresenta os resultados obtidos das análises energética e exergética referentes as usinas nucleares PWR propostas e comparadas apresentadas neste trabalho para fim de monitoramento e diagnóstico.

As análises energética e exergética foram realizadas para as usinas nucleares propostas pelo trabalho (AP600, P1000 e Angra 2) apresentadas no Capítulo 5. No caso das usinas comparadas (VVER e P1500), os resultados das análises energéticas e exergética foram obtidos nos trabalhos de literatura apresentadas no Capítulo 5.

Os resultados das análises energética e exergética para as usinas analisadas (propostas e comparadas) foram, então, utilizados para o diagnóstico comparativo das usinas nucleares no que tange o real estado de operação e eficiência dos equipamentos e das usinas nucleares. A base de comparação foi por meio da elaboração do perfil médio exergético das usinas nucleares que contém as médias das irreversibilidades geradas e as eficiências médias dos equipamentos. Um modelo da análise energética e exergética para a usina nuclear P1000 é apresentado no Apêndice A, utilizando-se o MathCad como plataforma numérica.

6.1 Resultados das Análises Energéticas das Usinas Nucleares PWR Propostas

Os resultados obtidos das análises energéticas para as usinas nucleares propostas, sendo elas, AP600, P1000 e Angra 2 estão apresentadas na Tabela 6.1. A partir das análises energéticas, um diagnóstico energético comparativo das usinas analisadas levaram as seguintes conclusões:

De acordo com a Tabela 6.1, a eficiência energética da usina nuclear P1000 foi de 37,78%. As usinas nucleares AP600 e Angra 2 apresentaram eficiências energéticas de 32,72% e 33,86%. Em relação as usinas comparadas, as eficiências energéticas foram de 30,32% para a usina nuclear VVER e 36,49% para a usina nuclear P1500.

A maior eficiência energética para a usina nuclear P1000 decorre, sobretudo, do bom desempenho apresentadas pelas turbinas a vapor de alta pressão (TAP) e de baixa pressão (TBP), que apresentaram eficiências energéticas para as turbinas a vapor de 92,17% (TAP) e 92,87% (TBP). Dessa forma, o melhor desempenho das turbinas a vapor teve efeito significativo na eficiência energética da usina P1000, como podem ser observadas pelas diferenças das eficiências energéticas e isentrópicas (caso ideal) das usinas propostas, sendo de 3,25% para usina nuclear P1000 (melhor desempenho das turbinas) e de 7,9% e 7,81% para as usinas nucleares AP600 e Angra 2, respectivamente.

Em relação à potência consumida pelas bombas das usinas nucleares, as bombas de arrefecimento (P1) e as bombas de alimentação do gerador de vapor (P4 para as usinas P1000 e Angra 2 e P3 para a usina AP600) foram as que demandaram maior potência de acionamento. Para as bombas de arrefecimento do circuito primário das usinas propostas, a maior potência de acionamento deve-se a elevada vazão mássica em circulação no circuito primário. Um fato observado foi para o caso da usina nuclear Angra 2, na qual a maior potência consumida ocorreu para a bomba do gerador de vapor (B4, P4). Nesse caso, a usina nuclear opera com uma pressão maior de aproximadamente 88 bar na entrada do gerador de vapor, já as usinas nucleares AP600 e P1000 operam com pressões de 62 e 68 bar, respectivamente.

A razões das potências consumidas pelas bombas e as potências produzidas nas turbinas a vapor praticamente não se alterou para as usinas propostas. O baixo valor encontrado é uma característica do ciclo secundário das usinas nucleares PWR (ciclo Rankine).

Tabela 6.1- Resultados das análises energéticas referentes as usinas nucleares AP600, P1000 e Angra 2

Análise Energética das Usinas Nucleares Propostas		AP600	P1000	Angra 2
Potência Térmica das Usinas Nucleares	MWt	1925,52	2649,47	3767,80
Potência Produzidas pelas Turbinas a Vapor	TAP	227,4	447,56	450,73
	TBP	420,01	579,46	862,94
	Total	647,4	1027,02	1313,67
Potência Isentrópica das Turbinas a Vapor (Caso Ideal)	TAP	270,71	485,56	551,88
	TBP	526,26	623,95	1050,79
	Total	796,97	1109,5	1602,67
Eficiência Energética das Turbinas a Vapor	TAP	84	92,17	81,67
	TBP	79,81	92,87	82,12
Potência Consumida pelas Bombas	P1	10,23	14,07	13,19
	P2	2,65	1,07	2,70
	P3	4,52	0,0408	0,0473
	P4	---	11,67	22,06
	Total	17,4	26,85	37,99
Eficiência Isentrópica para as Bombas ⁽¹⁾	B1			
	B2		85	
	B3			
	B4			
Potência Útil das Usinas Nucleares	MW	630,01	1000,17	1275,67
Transferência de Calor nos Condensadores	MW	1316,75	1641,3	2357,71
Eficiência Energética de Transferência de Calor para o Gerador de Vapor, Reaquecedor, Separador de umidade, Aquecedores Regenerativos e Desaerador ⁽²⁾	%		98-100	
Eficiência Energética das Usinas Nucleares	%	32,72	37,78	33,86
Eficiência Isentrópicas das Usinas Nucleares		40,62	40,85	41,6
Relação da Potência de Consumida nas Bombas e a Potência Geradas nas Turbinas a Vapor	-	0,02687	0,02619	0,02794

TAP-Turbina a vapor de Alta Pressão; **TBP**-Turbina a vapor de Baixa Pressão; **Pi**- Potência das bombas de acordo com as Figuras 5.1, 5.2 e 5.3; **Bi**- Referência as bombas de acordo com as Figuras 5.1, 5.2 e 5.3.

Notas:

⁽¹⁾ Valores adotados de acordo com as tabelas 5.2, 5.4 e 5.6.

⁽²⁾ As eficiências energéticas variaram entre os valores apresentados.

As eficiências energéticas dos trocadores de calor (gerador de vapor, separador de umidade, reaquecedor, aquecedores regenerativos e desaerador) variaram entre 98 a 100%. A alta eficiência reflete na baixa energia dissipada para o ambiente.

As energias dissipadas nos condensadores das usinas nucleares dependem diretamente da capacidade das usinas, do tipo de usinas e da eficiência alcançada na geração elétrica. De acordo com a análise energética apresentada na Tabela 6.1, o condensador foi o local com as maiores perdas energéticas. Assim, para as usinas propostas e em virtude principalmente da capacidade das usinas, Angra 2 é a usina que necessita de maior vazão de água de resfriamento (maior calor dissipado) para as mesmas condições ambientes. Já a usina nuclear AP600 necessita de uma vazão menor de água de resfriamento dentre elas, nas mesmas condições ambientes.

6.2 Resultados das Análises Exergéticas das Usinas Nucleares PWR Propostas e Comparadas

Diante dos resultados das análises exergéticas das usinas analisadas, um diagnóstico comparativo do real estado de operação e eficiência dos equipamentos e das usinas analisadas pode ser concebido. Os resultados obtidos das análises exergéticas para as usinas propostas AP600, P1000 e Angra 2, além dos resultados obtidos nos trabalhos de literatura para as usinas comparadas (VVER e P1000) são dadas nas Tabelas 6.2, 6.3, 6.4 e 6.5.

Na Tabela 6.2 são apresentadas as taxas de irreversibilidades geradas nos principais equipamentos das usinas propostas (AP600, P1000 e Angra 2) e comparadas (VVER e P1500) e as frações de irreversibilidades em cada equipamento em relação ao total das irreversibilidades produzidas na respectiva usina nuclear.

Na Tabela 6.3 são apresentadas as eficiências exergéticas dos principais equipamentos das usinas nucleares propostas e comparadas.

Na Tabela 6.4 são apresentadas as frações de irreversibilidades para cada equipamento ou grupos de equipamentos alocados nos circuitos das usinas em relação ao total das irreversibilidades produzidas nos circuitos primários ou secundários das usinas analisadas.

Na Tabela 6.5 são apresentadas as eficiências exergéticas do circuito secundário e global para as usinas propostas e comparadas.

Tabela 6.2- Resultados das análises exergéticas referentes as taxas de irreversibilidades geradas e as frações de irreversibilidades produzidas nos principais equipamentos das usinas nucleares AP600, P1000, Angra 2, VVER e P1500

EQUIPAMENTOS	AP600		P1000		Angra 2		VVER		P1500		Média (%)
	600 MWe		1000 MWe		1300 MWe		1200 MWe		1500 MWe		
	Irreversibilidade - \dot{i} - (MW)	δ (%)	Irreversibilidade - \dot{i} - (MW)	δ (%)	Irreversibilidade - \dot{i} - (MW)	δ (%)	Irreversibilidade - \dot{i} - (MW)	δ (%)	Irreversibilidade - \dot{i} - (MW)	δ (%)	
Reator Nuclear	943,05	73,34	1297,61	79,88	1923,67	77,27	1923,07	71,4	2148,2	80,22	76,42
Gerador de Vapor	116,19	9,03	127,90	7,87	124,98	5,02	490,45	18,21	133,81	5,0	9,03
Bomba de Arrefecimento	1,53	0,19	2,11	0,13	1,51	0,060	0,67	0,02	0,12	0,0043	0,08
Total Circuito Primário	1060,77	82,49	1427,61	87,89	2050,16	82,35	2414,19	89,64	2282,12	85,22	85,52
TAP	43,31	3,37	37,99	2,34	101,15	4,063	41,29	1,53	48,87	1,82	2,62
TBP	106,25	8,26	44,48	2,74	187,85	7,55	97,29	3,61	145,86	5,45	5,52
RSU	1,13	0,087	---	---	---	---	---	---	---	---	0,09
Separador de Umidade	---	---	0,10	0,0062	6,37	0,26	16,62	0,62	3,11	0,12	0,25
Reaquecedor	---	---	15,79	0,97	26,21	1,053	7,46	0,28	24,42	0,91	0,80
Condensador	44,37	3,45	48,63	2,99	76,29	3,064	72,22	2,68	125,82	4,70	3,38
Bomba 2	0,40	0,031	0,16	0,010	0,405	0,016	2	0,070	0,63	0,020	1,73
Bomba 3	0,69	0,053	0,006	0,0004	0,0071	0,0003	---	---	---	---	
Bomba 4	---	---	1,76	0,108	3,34	0,13	3,60	0,13	2,14	0,08	
A1	9,22	0,72	6,24	0,38	0,23	0,0092	8,18	0,30	1,33	0,05	
A2	4,97	0,39	3,92	0,24	1,77	0,071	3,30	0,12	0,24	0,01	
A3	2,82	0,22	5,39	0,33	2,05	0,082	1,55	0,06	2,95	0,11	
A4	6,07	0,47	11,89	0,73	9,28	0,37	9,74	0,36	9,42	0,35	
A5	---	---	13,27	0,82	6,33	0,25	6,52	0,24	5,44	0,20	
A6	---	---	3,95	0,24	7,11	0,29	4,43	0,16	3,96	0,15	
A7	---	---	---	---	6,87	0,28	---	---	7,99	0,30	
A8	---	---	---	---	0,11	0,0044	---	---	1,11	0,040	
A9	---	---	---	---	---	---	---	---	5,37	0,2	
A10	---	---	---	---	---	---	---	---	2,09	0,08	
Desaerador	5,83	0,45	3,17	0,19	4,15	0,17	4,90	0,18	5,12	0,019	0,20
Total Circuito Secundário	225,05	17,50	196,77	12,11	439,52	17,65	279,10	10,36	395,88	14,78	14,48
Total de Irreversibilidade	1285,82	100	1624,38	100	2489,68	100	2693,29	100	2678,01	100	

TAP- Turbina de Alta Pressão; TBP- Turbina de Baixa Pressão; RSU- Reaquecedor e Separador de Umidade; Ai- Aquecedores de Baixa e Alta Pressão em ordem sequencial.

Notas: **Circuito Primário**- Reator Nuclear, Gerador de Vapor e Bomba de Arrefecimento; **Circuito Secundário**- Todos os equipamentos excetos do circuito Primário; Os aquecedores regenerativos e as bombas do circuito secundário foram colocadas sequencialmente de acordo com as plantas das usinas nucleares

Tabela 6.3- Eficiências exergéticas dos principais equipamentos das usinas nucleares AP600, P1000, Angra 2, VVER e P1500

EQUIPAMENTOS	AP600	P1000	Angra 2	VVER	P1500	Média (%)
	600 MWe	1000 MWe	1300 MWe	1200 MWe	1500 MWe	
	Eficiência Exergética - Ψ - (%)	Eficiência Exergética - Ψ - (%)	Eficiência Exergética - Ψ - (%)	Eficiência Exergética - Ψ - (%)	Eficiência Exergética - Ψ - (%)	
Reator Nuclear	51,02	51,02	48,94	50,73	49,45	50,23
Gerador de Vapor	88,22	90,58	93,22	75,20	93,68	88,18
Bomba de Arrefecimento	85	85	85	89,46	99,32	88,76
TAP	84	92,17	81,67	92,34	91,28	88,29
TBP	79,81	93,87	82,12	85,98	88,01	85,96
RSU	99,84	---	---	76,29	---	88,07
Separador de Umidade	---	100	99,53	---	99,80	99,78
Reaquecedor	---	79,15	70,16	---	82,43	77,25
Condensador	36,87	39,91	55,35	50,48	38,35	44,19
Bomba 2	85	85	85	70,54	78,60	---
Bomba 3	85	85	85	84,81	---	---
Bomba 4	---	85	85	---	90,59	---
A1	45,58	52,51	44,22	47,59	⁽¹⁾	
A2	78,69	66,37	38,49	⁽¹⁾	42,27	--
A3	90,07	77,92	74,85	⁽¹⁾	69,49	--
A4	92,87	83,29	74,96	⁽¹⁾	74,65	--
A5	---	87,96	85,82	⁽¹⁾	86,6	--
A6	---	88,5	92,72	91,91	90,47	--
A7	---	---	93,97	⁽¹⁾	92,63	--
A8	---	---	99,17	⁽¹⁾	93,34	--
A9	---	---	---	⁽¹⁾	94,87	--
A10	---	---	---	⁽¹⁾	90,98	--
Desaerador	96,06	98,41	97,74	⁽¹⁾	97,37	97,40

TAP- Turbina de Alta Pressão; TBP- Turbina de Baixa Pressão; RSU- Reaquecedor e Separador de Umidade; Ai- Aquecedores de Alta e de Baixa Pressão em ordem sequencial;
Notas: (1) Eficiência não definida em razão dos dados disponíveis; Os aquecedores regenerativos e as bombas do circuito secundário foram colocadas sequencialmente de acordo com as plantas das usinas nucleares.

Tabela 6.4- Frações de irreversibilidades produzidas nos circuitos primários e secundários das usinas nucleares AP600, P1000, Angra 2, VVER e P1500

EQUIPAMENTOS	AP600	P1000	Angra 2	VVER	P1500	Média (%)
	600 MWe	1000 MWe	1300 MWe	1200 MWe	1500 MWe	
	Circuito Primário (%)	Circuito Primário (%)	Circuito Primário (%)	Circuito Primário (%)	Circuito Primário (%)	
Reator Nuclear	88,90	90,89	93,83	79,66	94,13	89,48
Gerador de Vapor	10,95	8,96	6,10	20,32	5,86	10,44
Bomba de Arrefecimento	0,14	0,15	0,07	0,03	0,01	0,08
Taxa Total de Irreversibilidade do Circuito Primário	1060,77 MW	1427,61 MW	2050,16 MW	2414,19 MW	2282,12 MW	---
	Circuito Secundário (%)	Circuito Secundário (%)	Circuito Secundário (%)	Circuito Secundário (%)	Circuito Secundário (%)	
TAP	19,24	19,31	23,01	14,8	12,34	17,74
TBP	47,21	22,61	42,74	34,86	36,84	36,85
RSU	0,50	---	---	---	---	0,50
Separador de Umidade	---	0,05	1,45	5,96	0,78	2,06
Reaquecedor	---	8,02	5,96	2,67	6,17	5,71
Bombas ⁽¹⁾	0,48	0,98	0,85	2,01	0,7	1,01
Aquecedores ⁽¹⁾	10,26	22,70	7,68	12,08	10,08	12,56
Desaerador	2,59	1,61	0,94	1,75	1,29	1,64
Condensador	19,72	24,71	17,36	25,88	31,78	23,89
Taxa Total de Irreversibilidade do Circuito Secundário	225,05 MW	196,77 MW	439,52 MW	279,10 MW	395,88 MW	---

TAP- Turbina de Alta Pressão; **TBP**- Turbina de Baixa Pressão; **RSU**- Reaquecedor e Separador de Umidade; **Ai**- Aquecedores de Baixa e Alta Pressão em ordem sequencial.

Notas: **Circuito Primário**- Reator Nuclear, Gerador de Vapor e Bomba de Arrefecimento; **Circuito Secundário**- Todos os equipamentos excetos do circuito Primário; **(1)** As bombas e os aquecedores regenerativos foram agrupados.

Tabela 6.5- Eficiências exergéticas das usinas nucleares AP600, P1000, Angra 2, VVER e P1500

Análise Geral	AP600	P1000	Angra 2	VVER	P1500
Potência Térmica das Usinas Nucleares (MW)	1926,00	2650,00	3779,00	3903,00	4250,00
Taxas de Irreversibilidades Geradas nas Usinas Nucleares -I- (MW)	1285,82	1624,38	2489,68	2693,29	2678,01
Potência Útil das Usinas Nucleares -W- (MW)	630,01	1000,17	1275,67	1209,96	1572,38
Frações de Irreversibilidades - δ - (%)	66,96	61,80	65,98	69,01	63,01
Eficiências Exergéticas dos Circuitos Secundários das Usinas Nucleares - Ψ - (%)	72,81	81,86	73,79	81,27	79,90
Eficiências Exergéticas das Usinas Nucleares - Ψ - (%)	32,88	38,11	33,88	31,00	36,98

6.2.1 Perfil Médio Exergético das Usinas Nucleares Analisadas

A partir dos resultados das análises exergéticas apresentadas nas tabelas anteriores para as usinas analisadas, pode-se elaborar um perfil médio exergético que enumeram os equipamentos mais críticos das usinas nucleares em relação as irreversibilidades geradas bem como apresentando as eficiências exergéticas médias desses equipamentos. Assim, o perfil médio exergético das usinas analisadas serve de auxílio e como base comparativa nas análises dos reais estados de operações e eficiências dos equipamentos e das usinas nucleares analisadas.

Para o perfil médio exergético das usinas nucleares analisadas, os equipamentos com as maiores taxas de irreversibilidades geradas foram na sequência: o reator nuclear, o gerador de vapor, as turbinas a vapor e o condensador. Os outros equipamentos (reaquecedor, separador de umidade, bombas, aquecedores regenerativos e desaerador) apresentaram baixas taxas de irreversibilidades geradas se comparadas com os equipamentos mais críticos apontados no perfil médio exergético das usinas analisadas.

As frações de irreversibilidades médias (ou concentrações de irreversibilidades) referentes aos equipamentos com as maiores taxas de irreversibilidades geradas nas usinas analisadas foram de 76,42% para o reator nuclear, de 9,03% para o gerador de vapor, de 2,62% para a turbina de baixa pressão (TBP) e de 5,52% para a turbina de alta pressão (TAP) e de 3,38% para o condensador.

Em relação as eficiências exergéticas médias dos equipamentos críticos, obteve-se média de eficiência de 50,23% para o reator nuclear, de 88,18% para o gerador de vapor, de 88,29% para TBP e de 88,29% para a TBP e, por fim, de 44,19% para o condensador. Fechando, assim, o grupo de equipamentos com maiores taxas de irreversibilidades geradas nas usinas analisadas.

O perfil médio exergético referente ao diagnóstico exergético das usinas propostas e comparadas indicaram uma similaridade no perfil de irreversibilidades geradas (equipamentos mais irreversíveis), apresentados na Tabela 6.2. Os fatos discordantes serão discutidos em sequência no que referem, especialmente, os equipamentos com maiores influências nas gerações de irreversibilidades das usinas nucleares. Assim, nos próximos tópicos serão abordados com detalhes os resultados das análises exergéticas realizadas para as usinas nucleares propostas e também os resultados obtidos nos trabalhos de literatura das usinas nucleares comparadas de acordo com as Tabelas 6.2, 6.3, 6.4 e 6.5.

6.2.2 Análises dos Equipamentos Críticos Apontados no Perfil Médio Exergético das Usinas Analisadas

Reator Nuclear

De acordo com a Tabela 6.2, os resultados das análises exergéticas mostraram que a maior parte das irreversibilidades geradas estão localizadas nos reatores nucleares das usinas analisadas. Na Figura 6.1 são apresentadas as taxas de irreversibilidades geradas nos reatores nucleares das usinas analisadas e as respectivas frações de irreversibilidades produzidas pelos equipamentos dentro das usinas nucleares.

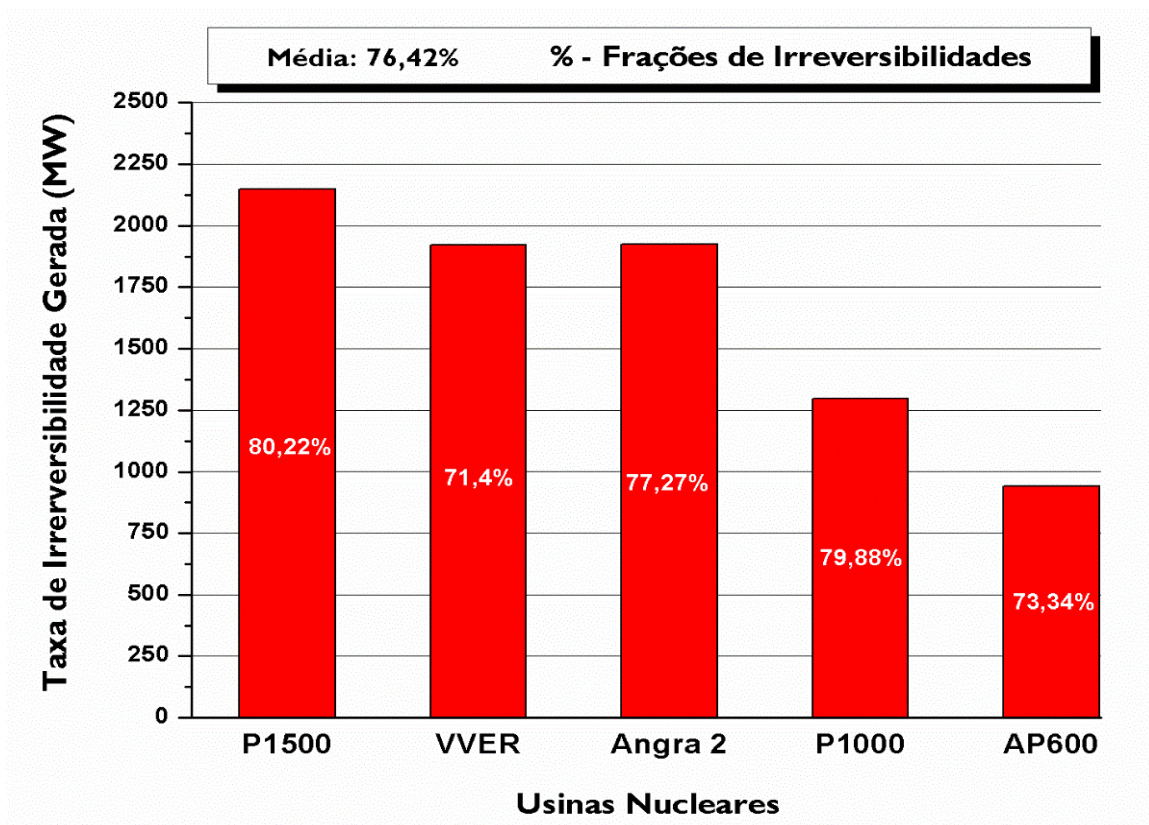


Figura 6.1- Taxas de irreversibilidades geradas nos reatores nucleares das usinas analisadas e as respectivas frações de irreversibilidades produzidas

Pela Figura 6.1, para os casos das usinas propostas (AP600, P1000 e Angra 2), as frações de irreversibilidades produzidas nos reatores nucleares foram de 73,34% para a usina AP600,

de 79,88% para a usina P1000 e de 77,27% para a usina Angra 2. Para as usinas comparadas, as usinas VVER e P1500 apresentaram frações de irreversibilidades produzidas nos reatores nucleares de 71,40% para a usina VVER e de 80,22% para a usina P1500. A média das frações de irreversibilidades produzidas nos reatores nucleares das usinas analisadas foi de 76,42%. As magnitudes das taxas de irreversibilidades geradas nos reatores nucleares deram-se em ordem crescente das potências das usinas.

As origens das irreversibilidades geradas nos reatores nucleares PWR são decorrentes de fatores intrínsecos do processo de fissão nuclear e pela grande diferença de temperatura na transferência de calor entre o núcleo do reator (elemento combustível) e o fluido de arrefecimento (DURMAYAZ e YAVUZ, 2001).

As eficiências exergéticas (Tabela 6.3) dos reatores nucleares das usinas analisadas não apresentaram variações significativas, obtendo-se uma média de 50,23% de eficiência exergética. Pelos dados termodinâmicos de operação (Capítulo 5), os reatores PWR operam com diferenças de temperaturas e pressões muito próximas entre a entrada e saída do reator nuclear. Uma melhora da eficiência poderia ser conseguida como aumento da temperatura média de operação no circuito primário das usinas. No entanto, os reatores nucleares PWR sofrem limitações de temperaturas devida a integridade de segurança do elemento combustível e a manutenção do estado crítico do reator nuclear, precisando operar com a temperatura menor que 375°C (LORA e NASCIMENTO, 2004; SHULTIS e FAW, 2002).

Gerador de Vapor

Em sequência, o gerador de vapor está entre os equipamentos que apresentaram as maiores taxas de irreversibilidades geradas dentre as usinas analisadas (Tabela 6.2). Na Figura 6.2 são apresentadas as taxas de irreversibilidades geradas nos geradores de vapor das usinas analisadas e as respectivas frações de irreversibilidades produzidas pelos equipamentos dentro das usinas nucleares.

Assim, de acordo com a Figura 6.2, as frações das irreversibilidades produzidas nos geradores de vapor das usinas propostas foram de 9,03%; 7,87% e 5,02% para as usinas AP600, P1000 e Angra 2, respectivamente. As usinas comparadas apresentaram frações de

irreversibilidades produzidas de 18,21% e 5%, respectivamente. A média das frações de irreversibilidades produzidas nos geradores de vapor das usinas analisadas foi de 9,03%.

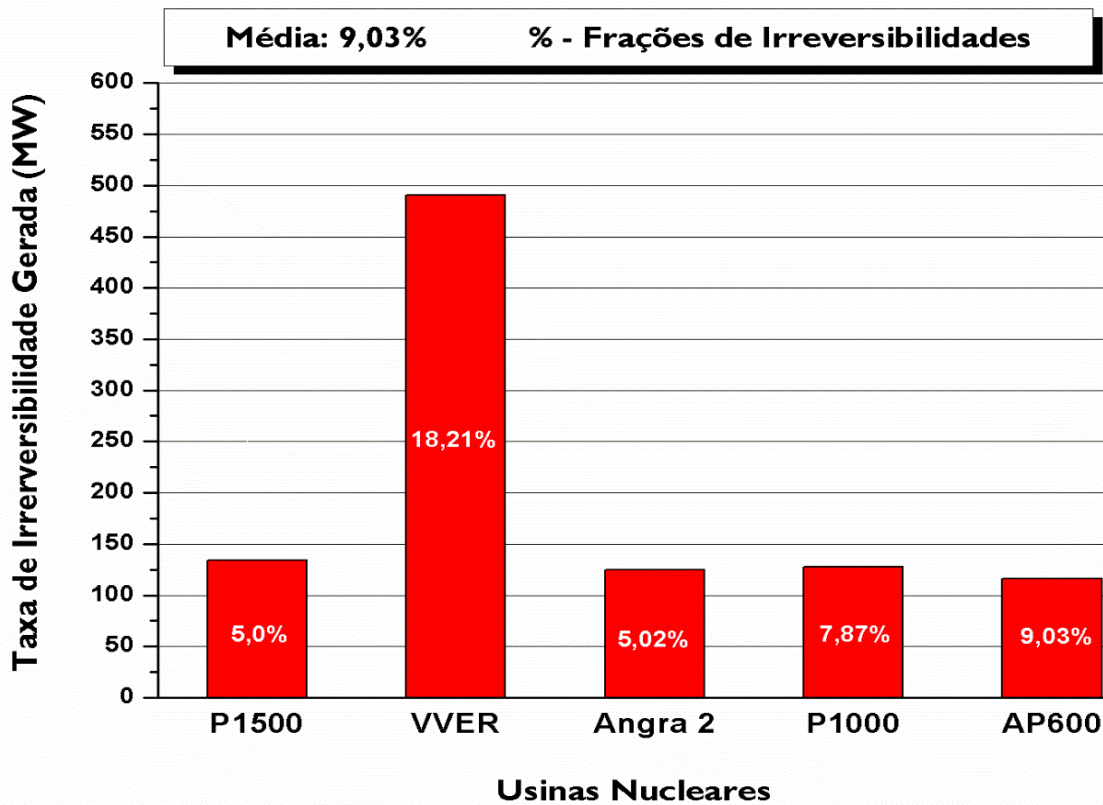


Figura 6.2- Taxas de irreversibilidades geradas nos geradores de vapor para as usinas analisadas e as respectivas frações de irreversibilidades produzidas

No caso da usina nuclear VVER, a fração de irreversibilidade produzida foi desproporcional (18,21%) no gerador de vapor em relação as outras usinas (média de 9,03%), sendo, que a taxa de irreversibilidade gerada no equipamento foi de 490,45 MW. Os parâmetros termodinâmicos de operação não foram disponibilizados para a usina. Mesmo assim, o efeito das altas taxas de irreversibilidades geradas no gerador de vapor da usina VVER teve consequências diretas na eficiência do equipamento como também para a eficiência da usina.

Na Figura 6.3 são apresentadas as eficiências exergeticas dos geradores de vapor para as usinas propostas e comparadas. A menor eficiência encontrada nos geradores de vapor foi para a usina VVER com 75,20%. A eficiência menor condiz com as altas taxas de irreversibilidades

geradas nesse equipamento. A média das eficiências exergéticas dos geradores de vapor para as usinas analisadas foi de 88,18%.

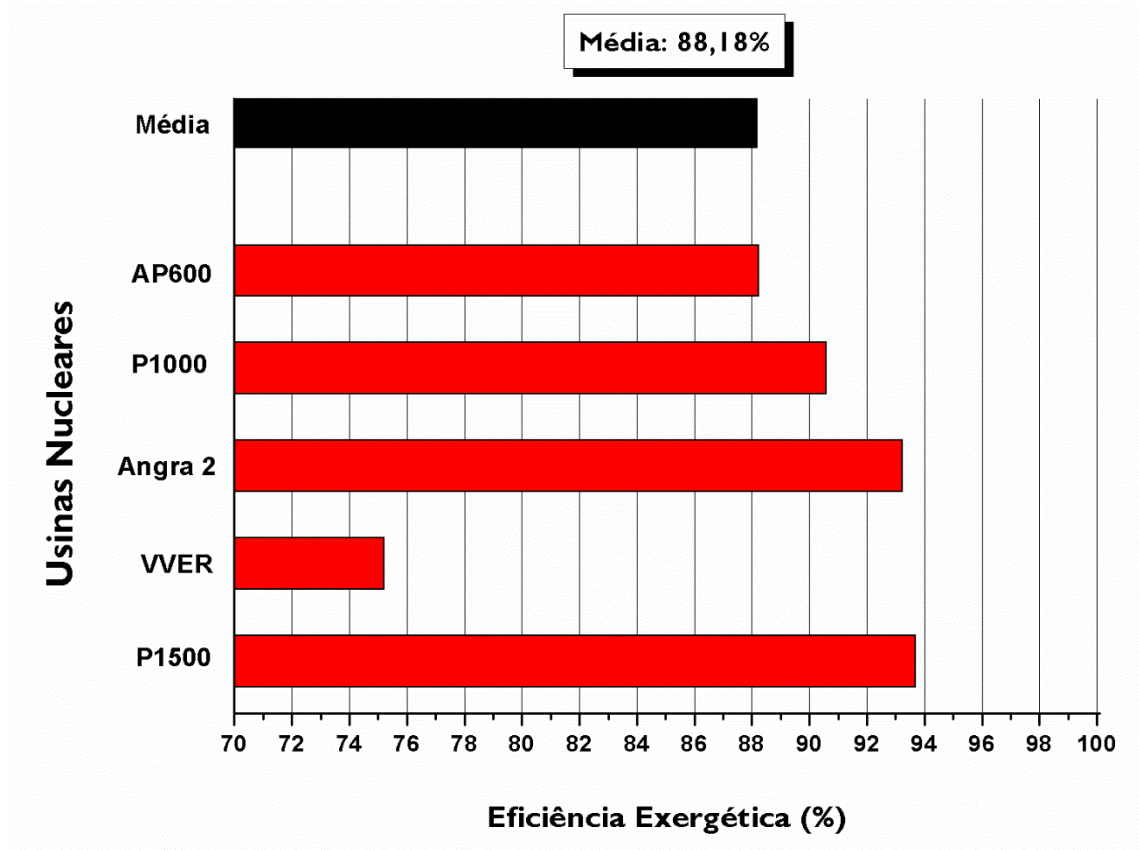


Figura 6.3- Eficiências exergéticas dos geradores de vapor para as usinas analisadas

Turbinas a Vapor

Na sequência, têm-se as turbinas a vapor de alta (TAP) e baixa pressão (TBP) entre os equipamentos com as maiores taxas de irreversibilidades geradas dentro as usinas nucleares analisadas (Tabela 6.2). Na Figura 6.4 são apresentadas as taxas de irreversibilidades geradas nas turbinas a vapor de alta pressão (TAP) e de baixa pressão (TBP) e as respectivas frações de irreversibilidades produzidas pelos equipamentos dentro das usinas nucleares analisadas no trabalho.

Para a usina AP600, as frações de irreversibilidades encontradas nas turbinas a vapor foram de 3,37% (TAP) e de 8,26% (TBP). Na usina P1000 foram de 2,34% (TAP) e 2,74% (TBP) e para a usina Angra 2 de 4,06% (TAP) e 7,55% (TBP). Para as usinas comparadas

(VVER e P1500), as frações de irreversibilidades foram de 1,53% (TAP) e 3,61% (TBP) no caso da usina VVER e para a usina P1000 de 1,82% (TAP) e 5,45% (TBP). A média das frações de irreversibilidades produzidas nas turbinas a vapor para as usinas analisadas foram de 2,62% para TAP e de 5,52% para a TBP.

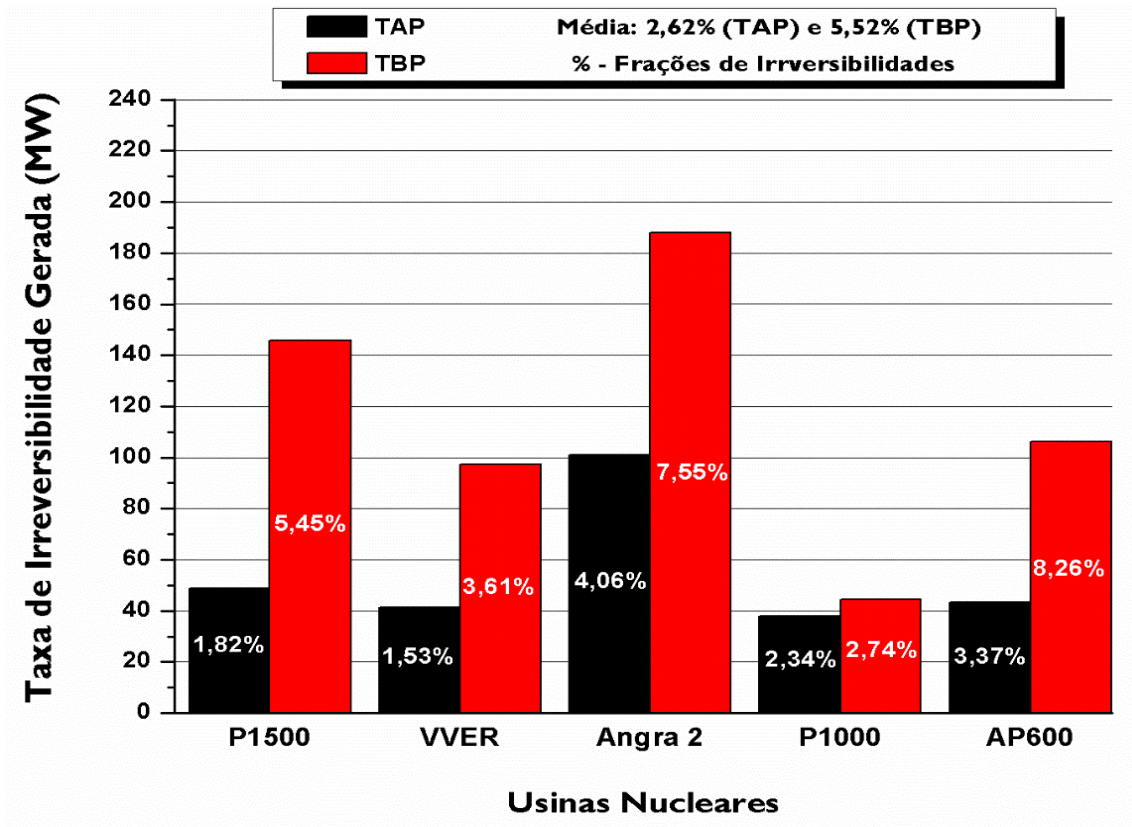


Figura 6.4- Taxas de irreversibilidades geradas nas turbinas de alta (TAP) e de baixa (TBP) pressão para as usinas analisadas e as respectivas frações de irreversibilidades produzidas

Em relação as irreversibilidades geradas para as turbinas a vapor de alta e baixa pressão, em todos os casos, as turbinas de baixa pressão apresentaram as maiores taxas de irreversibilidades geradas. Pela análise energética, são também as que apresentaram a maiores potências produzidas. Sendo assim, uma maior variação líquida de exergia é conseguida na TBP e, conseqüentemente, mais irreversibilidades são geradas na expansão do vapor.

Na Figura 6.5 são apresentadas as eficiências exergéticas para as turbinas a vapor de alta e baixa pressão para as usinas analisadas. As eficiências exergéticas das usinas nucleares foram coincidentes com as encontradas nas análises energéticas das usinas (Tabela 6.1), já que no

último caso, a definição do processo ideal (potência isentrópica) refere-se a um processo com ausência de irreversibilidades, que neste caso, não ocorre a geração de entropia mostradas nas equações 4.12 e 4.13 do Capítulo 5.

Para as usinas propostas, nota-se pela análise energética e exergética, que a usina P1000 apresentou as maiores eficiências para as turbinas a vapor, sendo de 92,17% (TAP) e de 93,87% (TBP). Assim sendo, as irreversibilidades geradas nas turbinas a vapor apresentaram um menor peso dentro da usina nuclear, apresentado frações de irreversibilidades de 2,34% para a TAP e de 2,74% para a TBP (Figura 6.4 / Tabela 6.2). Nos outros casos, as eficiências exergéticas das turbinas a vapor para a usina AP600 foram de 84% para a TAP e de 79,81% para a TBP. Na usina Angra 2 as eficiências exergéticas das turbinas a vapor foram de 81,67% para a TAP e de 82,12% para a TBP. Para os casos comparados, as eficiências exergéticas foram de 92,34% (TAP) e de 85,98% (TBP) para a VVER e para P1500 de 91,28% (TAP) e de 88,01% (TBP). As eficiências médias das turbinas a vapor para as usinas analisadas foram de 88,29% para a TAP e de 85,96% para a TBP.

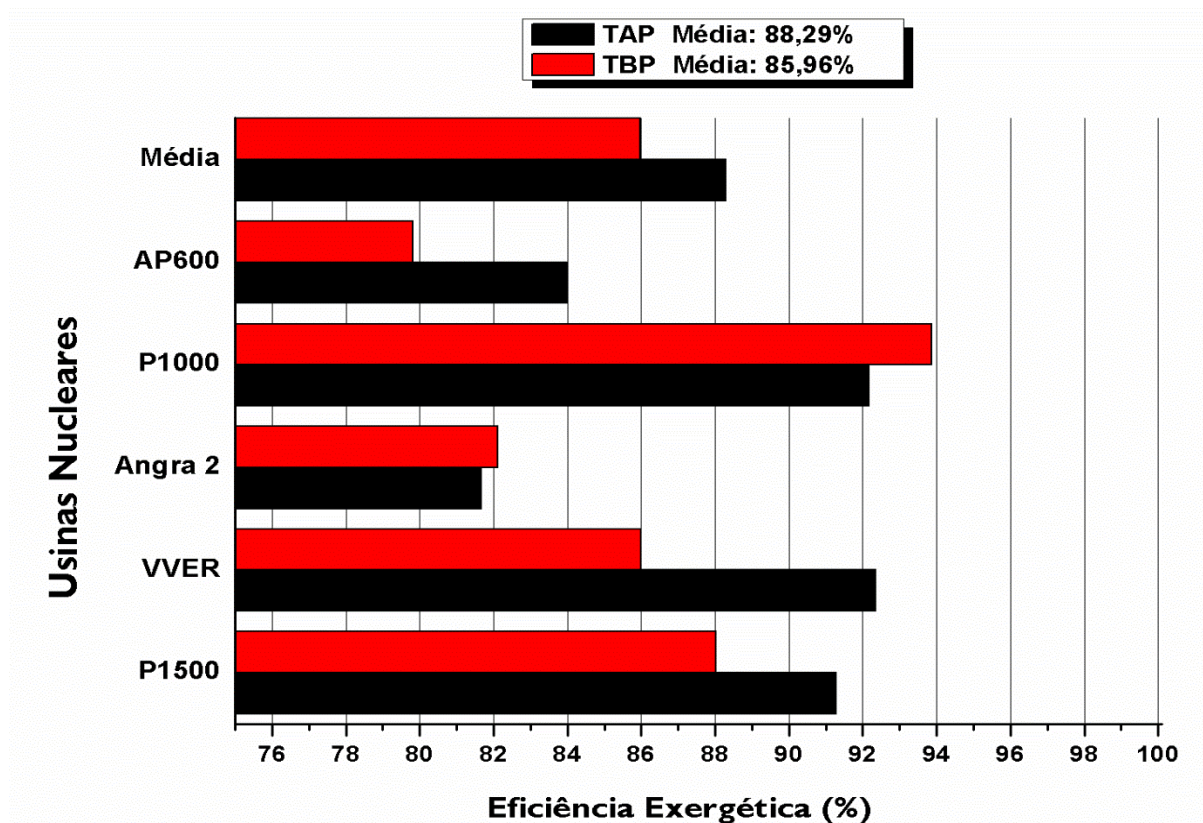


Figura 6.5- Eficiências exergéticas para as turbinas a vapor de alta e de baixa pressão para as usinas analisadas

Condensador

As taxas de irreversibilidades geradas nos condensadores das usinas analisadas (Tabela 6.2) não são pequenas em comparações aos equipamentos já citados com altas taxas de irreversibilidades geradas. Por outro lado, o condensador opera sobre as irreversibilidades (dissipação de calor introduzida na planta) (ROSEN, 2001). Pela análise energética, o condensador foi o local onde ocorreu as maiores perdas energéticas para as usinas propostas.

Porém, a baixa exergia do fluido de trabalho ao chegar no condensador tem impacto na taxa de irreversibilidade gerada. Deste modo, embora haja uma grande energia dissipada no condensador, estas não são proporcionais às irreversibilidades geradas. Contudo, os parâmetros termodinâmicos de operação do condensador podem influenciar diretamente na eficiência da usina, como por exemplo, a pressão de operação e a temperatura da água de resfriamento.

Na Figura 6.6 são apresentadas as taxas de irreversibilidades geradas nos condensadores das usinas analisadas e as respectivas frações de irreversibilidades produzidas pelos equipamentos dentro das usinas analisadas.

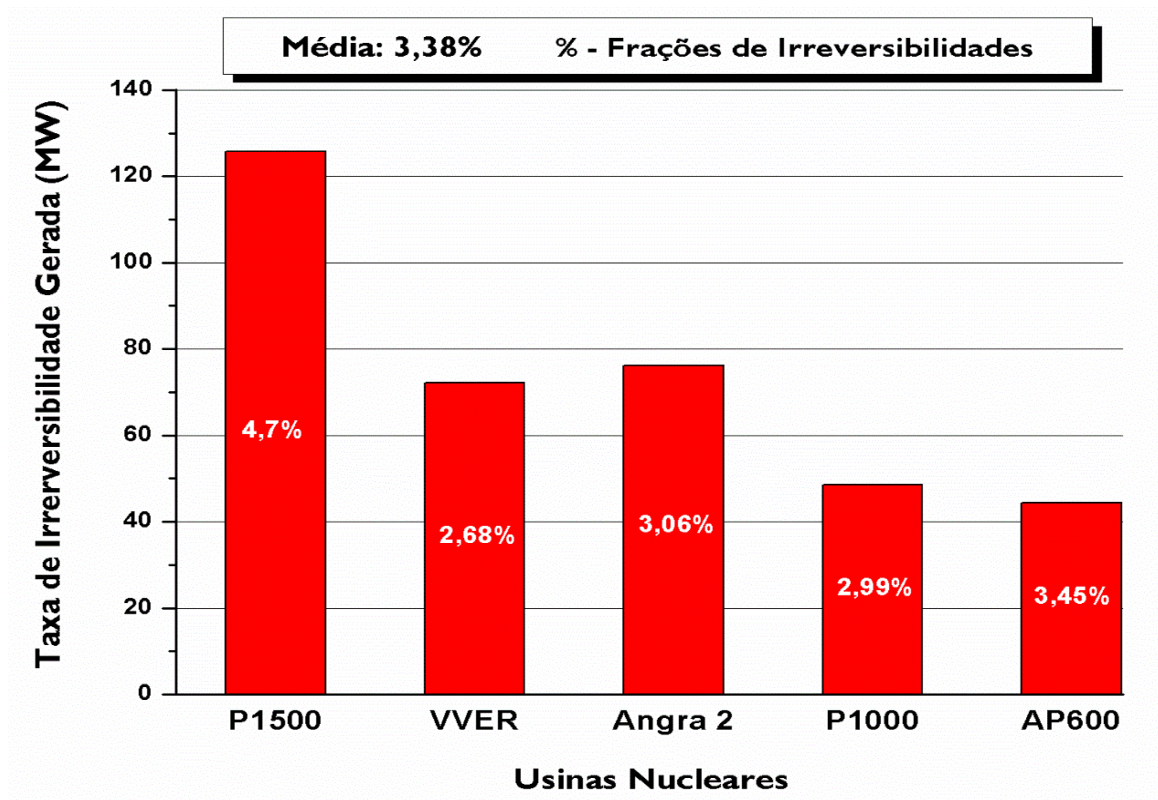


Figura 6.6- Taxas de irreversibilidades geradas nos condensadores das usinas analisadas e as respectivas frações de irreversibilidades produzidas

Pela Figura 6.6, as magnitudes das taxas de irreversibilidades geradas nos condensadores deram-se, de certa forma, em ordem crescente das capacidades das usinas nucleares. Para as usinas propostas, a AP600 apresentou a maior fração de irreversibilidade produzida no condensador (3,45%). Uma parte das irreversibilidades do condensador da usina AP600 está relacionada com a alta taxa de irreversibilidade gerada na TBP (8,26%) (Figura 6.4 / Tabela 6.2), fazendo com que parte da exergia que não foi aproveitada na turbina a vapor de baixa pressão seja rejeitada no condensador.

De acordo com a Figura 6.7, a eficiência média dos condensadores para as usinas analisadas foi de 44,19%. A menor eficiência exergética foi encontrada para usina AP600 com 36,87%. Uma eficiência menor faz com que o consumo de água seja maior para resfriar o mesmo aporte térmico no condensador.

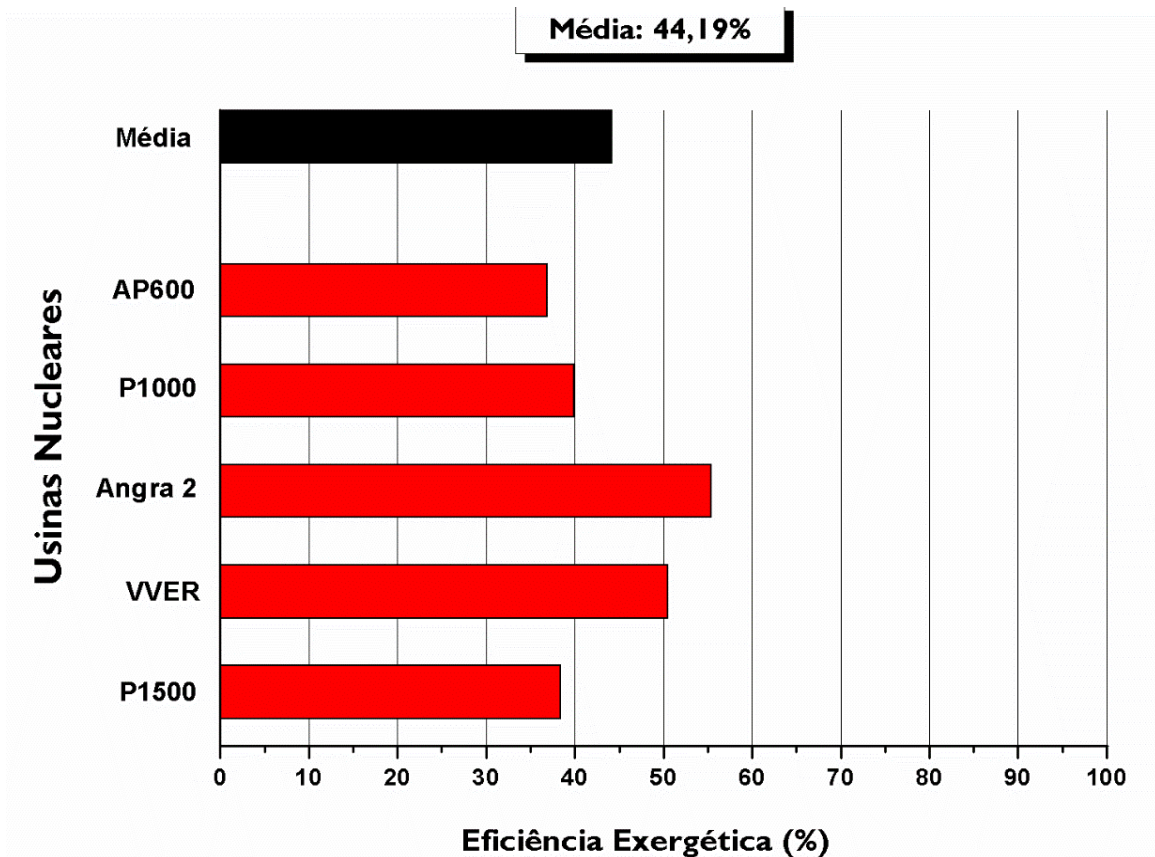


Figura 6.7- Eficiências exergéticas dos condensadores para as usinas analisadas

Outros Equipamentos

Os outros equipamentos das usinas analisadas (reaquecedor, separador de umidade, bombas, aquecedores regenerativos e desaerador) não apresentaram irreversibilidades significativas individualmente se comparadas com as irreversibilidades geradas nos equipamentos críticos que foram discutidos anteriormente (Tabela 6.2).

Na Figura 6.8 são apresentadas a soma das taxas de irreversibilidades geradas nos grupos de equipamentos (reaquecedor, separador de umidade, bombas, aquecedores regenerativos e desaerador) e as respectivas frações de irreversibilidades produzidas pelos grupos de equipamentos dentro das usinas analisadas.

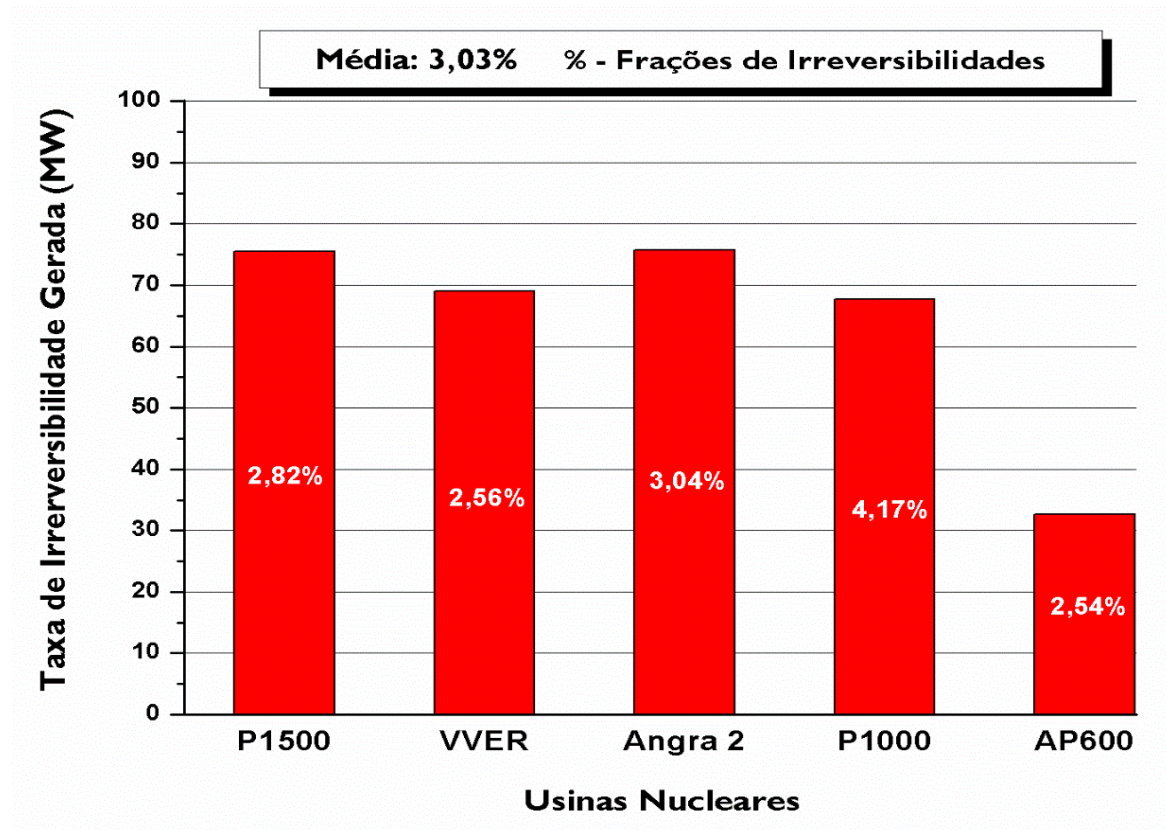


Figura 6.8- Soma das taxas de irreversibilidades geradas nos grupos de equipamentos (reaquecedor, separador de umidade, bombas, aquecedores regenerativos e desaerador) das usinas analisadas e as respectivas frações de irreversibilidades produzidas

Pela Figura 6.8, as frações de irreversibilidades produzidas considerando-se os grupos de equipamentos foram de 2,54% para a usina AP600, de 4,17% para a usina P1000 e 3,04% para

usina Angra 2. Para as usinas comparadas foram de 2,56% para a usina VVER e de 2,82% para a usina P1500. A média das frações de irreversibilidades produzidas dos grupos de equipamentos das usinas analisadas foi de 3,03%.

6.2.3 Composições das Irreversibilidades Geradas nos Circuitos Primário e Secundário Referentes aos Equipamentos Constituintes

Na Figura 6.9 são apresentadas as composições das taxas de irreversibilidades geradas nos circuitos primários das usinas analisadas em relação aos equipamentos constituintes, sendo estes, o reator nuclear, o gerador de vapor e a bomba de arrefecimento.

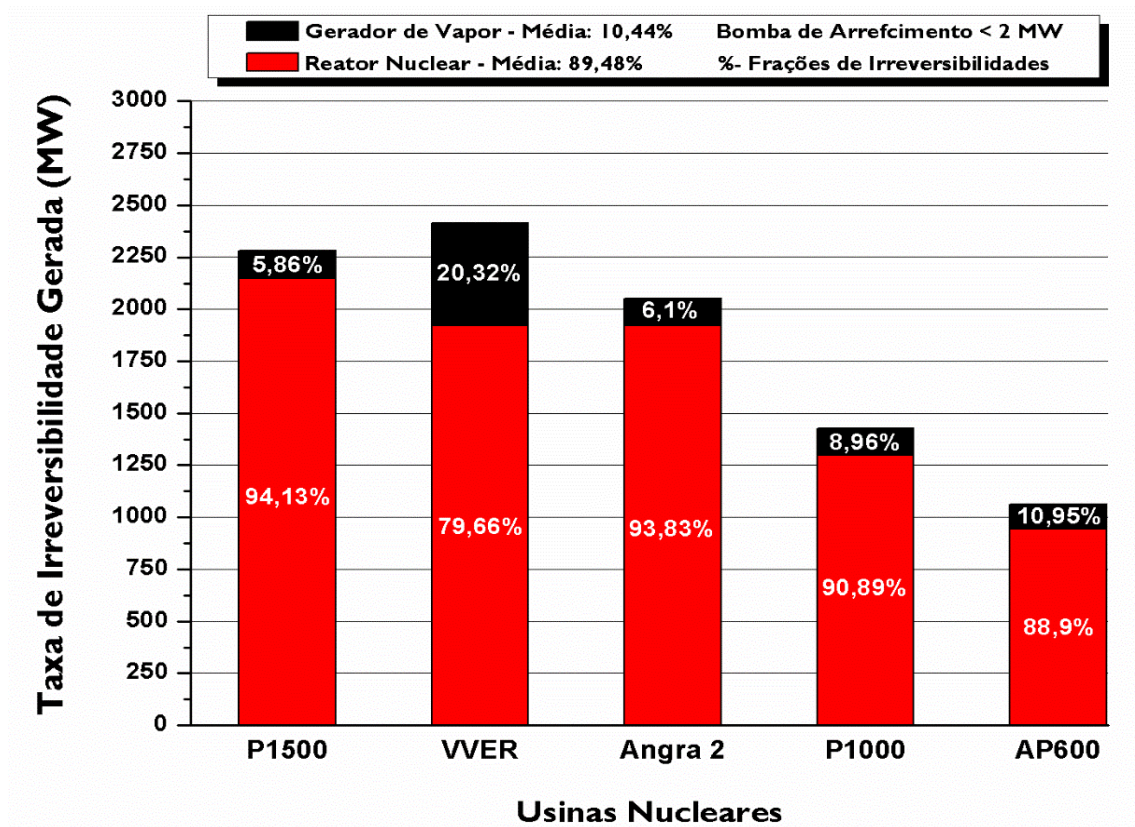


Figura 6.9- Composições das taxas de irreversibilidades geradas nos circuitos primários das usinas analisadas de acordo com os equipamentos constituintes

Pela Figura 6.9, como esperado, a maiores concentrações de irreversibilidades geradas no circuito primário ocorrem nos reatores nucleares com fração média de 89,48% das

irreversibilidades produzidas no circuito primário, em seguida, pelo gerador de vapor com fração média de 10,44% das irreversibilidades produzidas no circuito primário. As bombas de arrefecimento apresentaram irreversibilidades pouco significativas.

Na Figura 6.10 são apresentadas as composições das taxas de irreversibilidades geradas nos circuitos secundários das usinas analisadas em relação aos equipamentos constituintes, sendo estes, as turbinas a vapor de alta pressão (TAP) e de baixa pressão (TBP), o Reaquecedor e Separador de Umidade (RSU), as bombas (soma de todas as bombas do circuito secundário), os aquecedores regenerativos (soma de todos aquecedores do circuito secundário), o desaerador e o condensador.

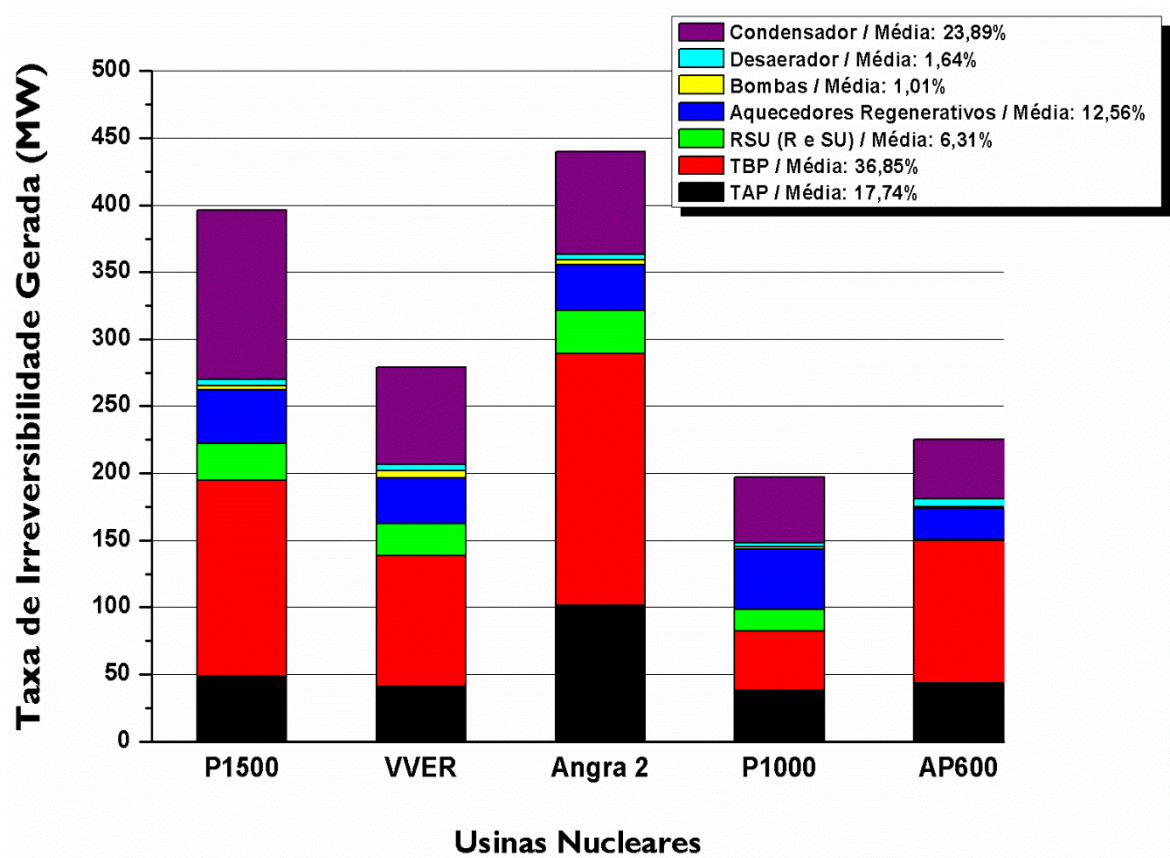


Figura 6.10- Composições das taxas de irreversibilidades geradas nos circuitos secundários das usinas analisadas de acordo com os equipamentos constituintes

Pela Figura 6.10, no circuito secundário das usinas analisadas, as turbinas a vapor de baixa e de alta pressão em conjunto foram que apresentaram as maiores frações de irreversibilidades produzidas, sendo em média de 36,85% para a TBP e de 17,74% para a TAP.

Os aquecedores regenerativos, individualmente, apresentaram uma alta variação de irreversibilidades geradas e de eficiências nas usinas (Tabela 6.2 e 6.3). Sobretudo, ao agrupá-los, a fração de irreversibilidade apresentada foi de 12,67% em média referente ao circuito secundário das usinas. O condensador apresentou fração média de irreversibilidade de 23,86%.

6.2.4 Análise Global das Irreversibilidades Geradas nas Usinas Analisadas

Na Figura 6.11 são apresentadas as taxas de irreversibilidades geradas nas usinas analisadas sendo compostas dos circuitos primário e secundário e as respectivas frações de irreversibilidades em relação ao total das irreversibilidades produzidas nas usinas.

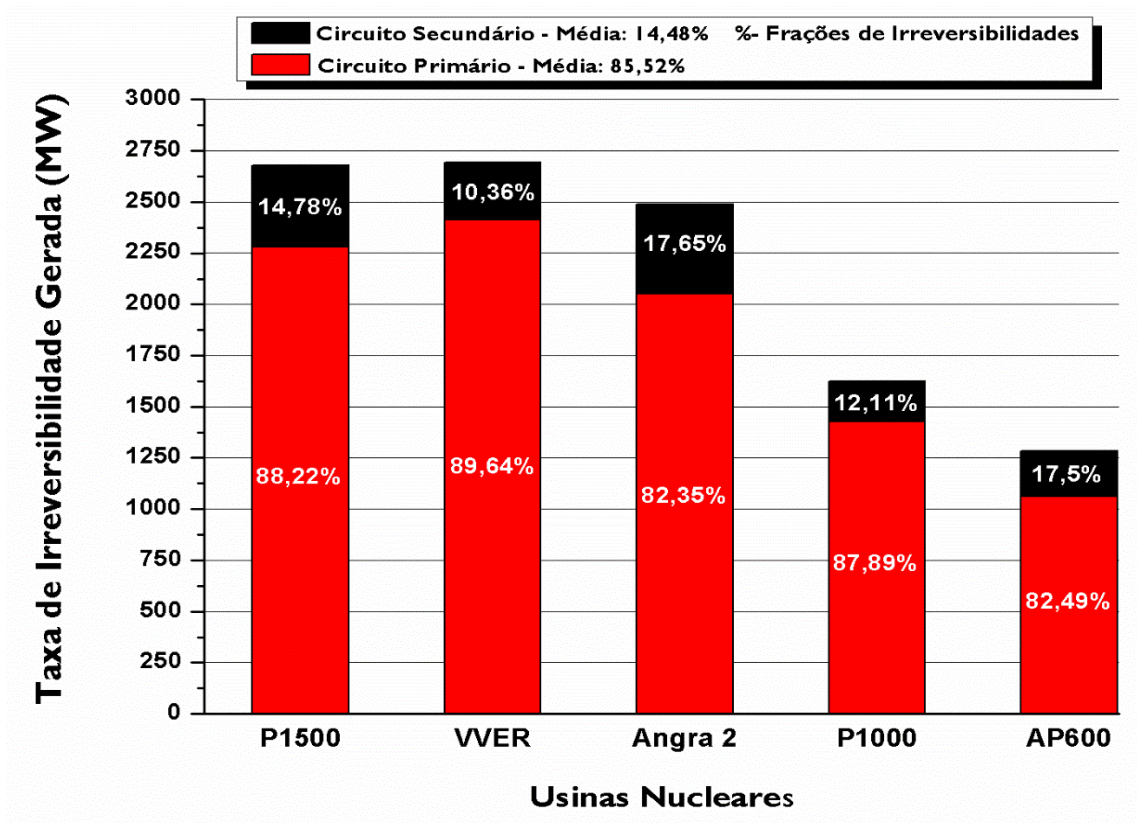


Figura 6.11- Taxas de irreversibilidades geradas nas usinas analisadas compostas dos circuitos primário e secundário e as respectivas frações de irreversibilidades produzidas

Pela Figura 6.11, as irreversibilidades geradas concentraram-se principalmente no circuito primário das usinas analisadas, sendo acima de 80%. A usina VVER foi que apresentou

as maiores taxas de irreversibilidades geradas, na magnitude de 2693,29 MW. A usina também apresentou as maiores taxas de irreversibilidades geradas e frações de irreversibilidades no circuito primário, na ordem de 2414,19 MW, representando cerca de 89,64% das irreversibilidades geradas no circuito primário da usina. A usina Angra 2 apresentou a menor fração de irreversibilidade gerada para o circuito primário de 82,35%, por outro lado, um maior peso das irreversibilidades está presente no circuito secundário da usina (17,65%). A usina AP600 apresentou a menor taxa de irreversibilidade gerada (1285,82 MW) entre as usinas analisadas como também no circuito primário (1060,77 MW). A usina P1000 apresentou a menores taxas de irreversibilidades geradas no circuito secundário de 196,77 MW.

Na Figura 6.12 é apresentado o panorama geral das composições da energia aproveitada (potência útil) e destruída (irreversibilidade) nas usinas analisadas. A usina P1000 apresentou o maior aproveitamento da energia disponibilizada com cerca de 38,11% da energia total (potência térmica do reator nuclear). A usina com menor aproveitamento foi a VVER com 31,0%.

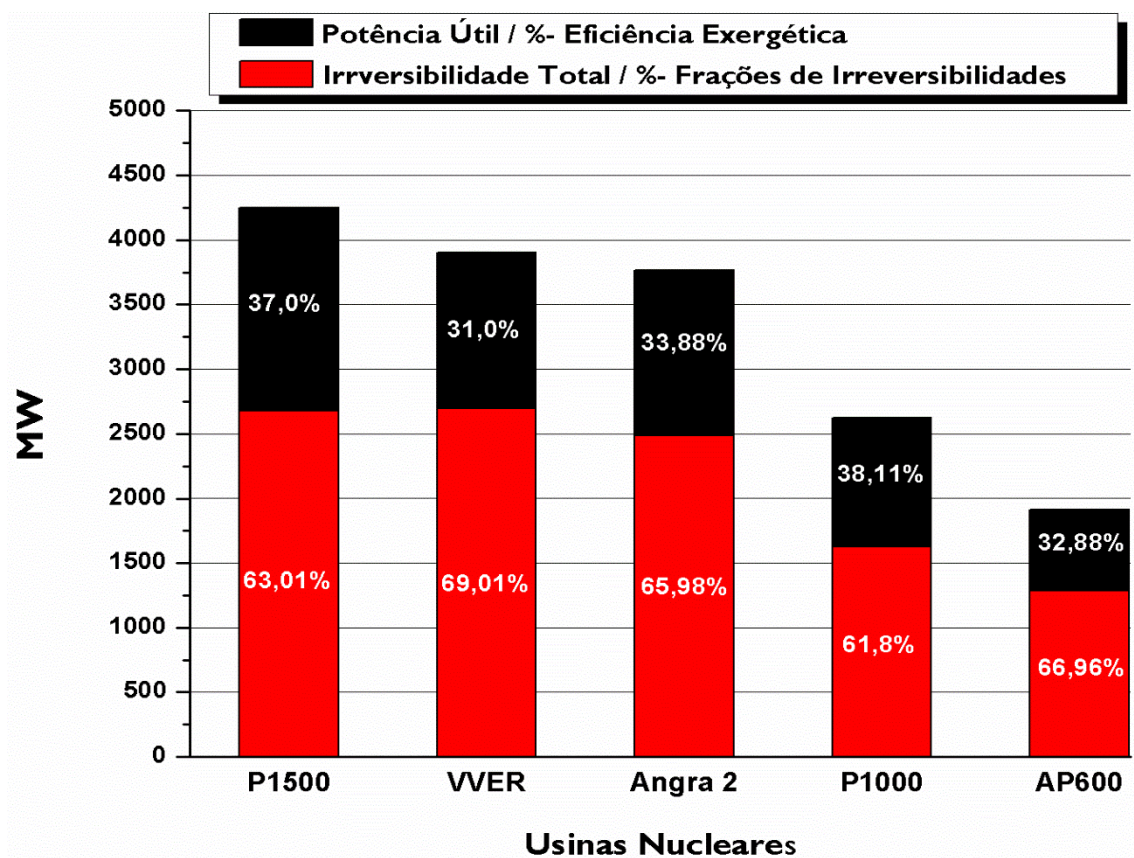


Figura 6.12- Panorama geral das composições das energias aproveitadas (potência útil) e destruídas (irreversibilidade) para as usinas analisadas

A eficiência exergética como parâmetro de medição de desempenho das usinas nucleares PWR (Figura 6.12 / Tabela 6.5) foram muito próximas das eficiências obtidas nas análises energéticas das usinas (Tabela 6.1), sendo que as mesmas conclusões já foram observadas no trabalho de Rosen (2001).

Pela Figuras 6.12, a usina VVER foi que apresentou a maior fração de irreversibilidade produzidas em relação a energia disponibilizada (potência térmica) e, conseqüentemente, foi também a usina menos eficiente para geração elétrica, com apenas 31,0% de eficiência exergética. Nesse caso, uma atenção deve ser dada ao gerador de vapor que apresentou uma elevada taxa de irreversibilidade na ordem de 490,25 MW, com fração de irreversibilidade produzida de 18,21% e eficiência exergética de 75,20% (Figura 6.2 / Tabela 6.2 e 6.3), sendo que a média das frações de irreversibilidades produzidas nos geradores de vapor dentre as usinas analisadas foi de 9,03% e para a eficiência média dos geradores de vapor foi de 88,18%. Portanto, a elevada taxa de irreversibilidade no gerador de vapor da usina VVER impactou diretamente na eficiência da usina.

A maior eficiência para as usinas analisadas foi verificada na usina P1000 com eficiência exergética de 38,11%, sendo que principalmente as altas eficiências apresentadas pelas turbinas a vapor (TAP / Média- 92,17% / 88,29%; TBP / Média- 93,87% / 85,96%) colaborarão para o bom desempenho da usina. Por conseguinte do bom desempenho apresentadas pelas turbinas a vapor, uma baixa taxa de irreversibilidade foi encontrada no circuito secundário da usina, na ordem de 198,18 MW (Figura 6.10 / Tabela 6.2 e 6.4), de modo que as irreversibilidades geradas no circuito secundário foram menores que as geradas no circuito secundário da usina AP600 de menor capacidade. Um comportamento semelhante a usina P1000 também foi verificado para a usina P1500, apresentando eficiências nas turbinas a vapor de 91,28% para a TAP e de 88,01% para a TBP. A eficiência exergética para usina P1500 foi de 37%.

A usina Angra 2 como também a usina AP600 apresentaram eficiências intermediárias dentre as usinas analisadas. No caso da usina Angra 2, foram observadas as maiores taxas de irreversibilidades geradas no circuito secundário dentre as usinas analisadas (Figura 6.10 / Tabela 6.2 e 6.4), na ordem de 439,52 MW. Para os equipamentos que compõem o circuito secundário de Angra 2, as turbinas a vapor foram responsáveis pela maior parte das irreversibilidades geradas (Tabela 6.4), sendo que a TAP apresentou fração de irreversibilidade produzida na usina de 4,06% para uma média de 2,62% e, em particular, a TBP apresentou fração de irreversibilidade de 7,55% para uma média de 5,52% (Tabela 6.2).

A usina AP600 apresentou uma taxa de irreversibilidade gerada para o circuito secundário na ordem de 225,05 MW (Figura 6.10 / Tabela 6.2 e 6.4). Como observado, um valor superior à da usina P1000 de maior capacidade. Neste caso, a TBP da usina AP600 foi em particular a responsável pela alta taxa de irreversibilidade gerada no circuito secundário, sendo encontrada uma taxa de irreversibilidade na ordem de 106,25 MW, representando cerca de 8,26% das irreversibilidades produzidas na usina, para uma média de 5,52%.

CAPÍTULO 7

7. CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES

7.1 Conclusões

A partir dos parâmetros de operações dos processos termodinâmicos envolvendo os equipamentos das usinas nucleares apresentadas como estudos de casos e utilizando as análises energética e exérgica, pode-se realizar um diagnóstico comparativo do real estado de operação e eficiência dos equipamentos e das usinas nucleares, permitindo elaborar um perfil médio exérgico das usinas com observância nos equipamentos com elevadas taxas de irreversibilidades geradas, de modo, que os resultados apresentados deem sustentação para o monitoramento de desempenho dos equipamentos críticos, visando melhorias de operação e de desempenho dos equipamentos e dos processos termodinâmicos das usinas nucleares PWR para a diminuição das irreversibilidades geradas.

Assim, de acordo com os apontamentos das análises energética e exérgica para o diagnóstico comparativo das usinas analisadas, têm-se os seguintes resultados:

O perfil médio exérgico das usinas analisadas mostraram que as maiores taxas de irreversibilidades geradas foram encontradas nos seguintes equipamentos: no reator

nuclear (76,42% em média das irreversibilidades produzidas nas usinas), no gerador de vapor (9,03%), nas turbinas a vapor (2,62% para a TAP e 5,52% para a TBP) e no condensador (3,38%). Nos outros equipamentos analisados (reaquecedores, separadores de umidade, bombas, aquecedores regenerativos e desaeradores) apresentaram baixas taxas de irreversibilidades geradas quando comparadas com os equipamentos mais críticos das usinas apontadas no perfil médio exergetico.

A usina P1000 foi que apresentou a maior eficiência exergetica (38,11%) dentre as usinas analisadas sendo, resultado, principalmente, do bom desempenho apresentadas pelas turbinas a vapor da usina. Para P1000, as eficiências energéticas / exergeticas das turbinas a vapor de alta pressão (TAP) e de baixa pressão (TBP) foram de 92,17% e de 92,87%, respectivamente. As médias para as turbinas a vapor foram de 90,84% para a TAP e de 84,47% para a TBP. Para as frações de irreversibilidades, a TAP apresentou 2,34% de irreversibilidades produzidas na usina para uma média de 2,62% e a TBP de 2,74% para uma média de 5,52%. Assim, o melhor desempenho das turbinas a vapor teve efeito significativos na eficiência da usina nuclear P1000.

Um caso semelhante à da usina P1000 também ocorreu para a usina P1500, apresentando eficiência exergetica de 37% para a usina e para as turbinas a vapor de 91,28% na TAP e de 88,01% na TBP.

A usina VVER, dentre as usinas analisadas, foi que apresentou a menor eficiência exergetica (31%). Neste caso, o gerador de vapor foi o principal equipamento que mais impactou na eficiência da usina, sendo que a eficiência exergetica foi de 75,20% para uma média de 88,18% das usinas analisadas. Para as frações de irreversibilidades, o gerador de vapor da usina VVER apresentou 18,21% das irreversibilidades produzidas na usina para uma média de 10,44%.

As usinas nucleares Angra 2 e AP600 apresentaram eficiências intermediarias dentre as usinas analisadas, sendo de 32,88% para a usina AP600 e de 33,88% para a usina Angra 2. Para essas usinas, as turbinas de baixa pressão (TBP) foram os equipamentos, em particular, que mais impactaram na eficiência das usinas. Para a usina AP600, a TBP apresentou frações de irreversibilidades de 8,26% das irreversibilidades produzidas na usina para uma média de 5,52% e eficiência exergetica de 79,81% para

uma média de 85,96%. Já a usina Angra 2 apresentou frações de irreversibilidades de 7,55% na TBP e eficiência exergetica de 82,12%.

A maior parte das irreversibilidades geradas estão concentradas nos circuitos primários das usinas analisadas, cerca de 85,52% em média, devido, especialmente, pelas irreversibilidades geradas nos reatores nucleares. No circuito secundário, as turbinas a vapor (TAP e TBP) e o condensador foram os equipamentos com as maiores taxas de irreversibilidades geradas. As eficiências exergeticas das usinas nucleares foram próximas as encontradas nas análises energéticas.

Para os outros equipamentos (os Reaquecedores e Separadores de Umidade, conjunto de bombas, conjunto de aquecedores regenerativos e desaeradores) as taxas de irreversibilidades gerada têm importância dentro dos circuitos das usinas, como foi o caso do conjunto de aquecedores regenerativos que apresentaram em média cerca de 12,56% das irreversibilidades geradas nos circuitos secundários das usinas analisadas. Porém as taxas de irreversibilidades geradas são pequenas ao serem comparadas como os equipamentos críticos (o reator nuclear, o gerador de vapor, as Turbinas a vapor e o condensador).

7.2 Recomendações para Trabalhos Futuros

Para trabalhos futuros, sugerem-se os seguintes temas:

- a. Realizar um estudo das causas específicas das irreversibilidades geradas nos equipamentos dos circuitos das usinas nucleares PWR;
- b. Diagnosticar exergeticamente as usinas nucleares PWR sugerindo melhorias para a diminuição das irreversibilidades geradas;
- c. Diagnosticar exergeticamente as mudanças de parâmetros termodinâmicos dos equipamentos com objetivo de monitorar e diagnosticar em diferentes situações de operação

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- ALSTON. **Moisture Separator Reheater / Heat Exchangers Offering**. 2012a. 2 p.
- ALSTON. **Condensers / Heat Exchangers Offering**. 2012b. 2 p.
- ALSTON. **Deaerator and Feedwater Tank / Heat Exchangers Offering**. 2012c. 2 p.
- ALSTON. **Nuclear Power Plants the Turbine Island**. Paris: 2013. 57 p.
- ABRAM, T.; ION, S. **Generating - IV Nuclear Power: A Review of the State of the Science**. *Elsevier Ltd*, v.36, p.4323-4330, 2013.
- ARGONNE. **Power Reactors in Widespread Use**. Argonne National Laboratory / Nuclear Engineering Division. 2015.
- BEN. **Balanco Energético Nacional / Ministério de Minas Energia**. Empresa de Pesquisa Energética. 2015. 155 p.
- BEREZNAI, G. **Nuclear Power Plant Systems and Operation**. School of Energy Systems and Nuclear Science, University of Ontario Institute of Technology, Ontario. 2005. 161 p.
- BASSAS, J. **Developmente and Implementation of a Nuclear Power Plant Steam Turbine Model in the System Code Athlet**. 2011. 104 f. Dissertação (Mestrado)-Technische Universitat Muchen, Munique. 2011.
- BODANSKY, D. **Nuclear Energy: Principles, Practices, and Prospects**. 2 ed. Seattle: Springer, 2004. 701 p.
- BEJAN, A. **Entropy Generation Minimization. The Method of Thermodynamic Optimization of Finite - Size Systems and Finite - Time Processes**. 1 ed. USA: CRC Press LLC, 1996. 362 p.
- BEJAN, A. **Advanced Engineering Thermodynamics**. 7 ed. USA: John Wiley & Sons, 1997. 850 p.
- BRAMER, B. **Development in Spray-Type Deaerator Application**. VGB Power Tech. 2015. 9 p.
- ÇENGEL, Y. A.; BOLES M. A. **THERMODYNAMICS: Engineering Approach**. 7 ed. Nova York: McGraw - Hill, 2008. 1024 p.
- DINCER, I; ROSEN, M. A. **EXERGY: Energy, Environment and Sustainable Development**. 1 ed. UK/USA: *Elsevier*, 2007. 454 p.

DUMBAR, W. R.; MOODY, S. D.; LIOR, N. **Exergy Analysis of an Operating Boiling-Water-Reactor Nuclear Power Station**. *Elsevier Science Ltd*, Great Britain, v.36, n.3, p.149-159, 1994.

DURMAYAZ, A.; YAVUZ, H. **Exergy Analysis of a Pressurized-Water Reactor Nuclear-Power Plant**. *Elsevier Science Ltd*, v.69, p.39-57, 2001.

DARWISH, M. A.; AL AWADHI, F. M.; AMER, O. B. **Combining the Nuclear Power Plant Steam Cycle with Gas Turbine**. *Elsevier Ltd*, v.25, p.4562-4571, 2010.

EEG. **Efficiency in Electricity Generation**. Eurelectric and VGB. 2003. 30 p.

ERDEM, H. H *et al.* **Comparative Energetic and Exergetic Performance Analyses for Coal-Fired Thermal Power Plants in Turkey**. *Elsevier Masson SAS*, v.48, p. 2179-2186, 2009.

EIA. **Japan Restarts First Nuclear Reactor Under New Safety Rules**. 2015a. US Energy Information Administration. Disponível: <<http://www.eia.gov/todayinenergy/detail.cfm?id=22472>>. Acesso em 27 de Junho. 2016.

EIA. **Japan Plans to Restart some Nuclear Plants in 2015 after Fukushima Shutdown**. Energy Information Administration. 2015b. Disponível em: <<http://www.eia.gov/todayinenergy/detail.cfm?id=19951>> Acesso em: 13 maio. 2016.

EIA. **Electric Power Monthly / Capacity Factors for Utility Scale Generators not Primarily Using Fossil Fuels**. 2016a. US Energy Information Administration.

EIA. **International Energy Outlook 2016**. US Energy Information Administration. 2016b. 290 p.

ELETRONUCLEAR. **Angra1**. 2016a. Disponível em: <<http://www.eletronuclear.gov.br/Aempresa/CentralNuclear/Angra1.aspx>>. Acesso em 13 maio. 2016.

ELETRONUCLEAR. **Angra1/Angra2**. 2016b. Disponível: <<http://www.eletronuclear.gov.br/Saibamais/Perguntasfrequentes.aspx>>. Acesso em 13 maio. 2016.

ELETRONUCLEAR. **Angra2**. 2016c. Disponível: <<http://www.eletronuclear.gov.br/Aempresa/CentralNuclear/Angra2.aspx>>. Acesso em 13 maio. 2016.

ELETRONUCLEAR. **Angra3**. 2016d. Disponível: <<http://www.eletronuclear.gov.br/Aempresa/CentralNuclear/Angra3.aspx>>. Acesso em 13 maio. 2016.

ELECTRIC LIGHT AND POWER. 2016. Disponível: <<http://www.elp.com/index.html>>. Acesso em 20 de Dezembro de 2016.

FERNÁNDEZ, A. M.; VALDÉS, L. P.; TRSTÁN, C. A. **Thermal Analysis of Closed Feedwater Heaters in nuclear Power Plants.** *Elsevier*, v. 68, p. 45-58, 2014.

GAY, R. R.; PALMER, C. A.; ERBES, M. R. **Power Plant Performance Monitoring.** Rsquared Publishing, 2004.

GIRALDO *et al.* **Fundamentals of Nuclear Power.** State Utility Forecasting Grup. 2012. 76p.

GARLAND, J. **Candu How and Why Introduction.** 2003. Disponível: <http://www.candu.org/pdf/how_reactor_works.pdf>. Acesso em 27 de Junho. 2016.

GE HITACHI. **Advantages of Boiling Water Reactors BWR.** GE Hitachi Water Reactors BWR. 2010.

GE HITACHI. **ABWR General Description.** GE Hitachi Water Reactors BWR. 2014.

GEN IV. **Technology Roadmap Update for Generation IV Nuclear Energy Systems.** GEN IV International Forum. 2014.

GEN IV. **Annual Report 2015.** GEN IV International Forum. 2015.

HITACHI. **Hitachi Turbine Generator Technology for Nuclear Applications.** Hitachi Power Systems America Ltd. 2006. 20 p.

HAYASHI, M.; HUGHES, L. **The Fukushima Nuclear Accident and effect on Global Energy Security.** *Elsevier Ltd*, v.59, p.102-111, 2013.

HEI. **Basic of Closed Feedwater Heaters.** Heat Exchange Institute. 2007. 3 p.

IEA. **Key World Energy Statistics.** International Energy Agency. 2015.

IAEA. **Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: Steam Generators.** International Atomic Energy Agency. 1997. 181 p.

IAEA. **Heavy Water Reactors Project Development.** International Atomic Energy Agency. Vienna, 2002.

IAEA. **IAEA Safety Standards Series: Design of Reactor Containment Systems for Nuclear Power Plant.** International Atomic Energy Agency. Vienna, 2004.

IAEA. **Nuclear Power Plant Design Characteristics.** International Atomic Energy Agency. 2007a. 40 p.

IAEA. **Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: PWR Vessel Internals.** 2007b. 76 p.

- IAEA. **Spent Fuel Reprocessing Options**. International Atomic Energy Agency. 2008. 151p.
- IAEA. **Efficient Water Management in Water Cooled Reactors**. IAEA Nuclear Energy Series. Austria: Vienna, 2012. 131 p.
- IAEA. **International Status and Prospects for Nuclear Power 2014**. International Atomic Energy Agency. 2014.
- IAEA. **Nuclear Power Reactors in the World**. 35 ed. n.2 International Atomic Energy Agency, 2015a.
- IAEA. **Climate Change and Nuclear Power 2015**. International Atomic Energy Agency, 2015b.
- IAEA. **Operating & long - Term Shutdown Reactors**. International Atomic Energy Agency. 2016a. Disponível em: <<https://www.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/OperationalReactorsByType.aspx>>. Acesso em: 22 de Junho. 2016.
- IEE. **Nuclear Reactor Types**. The Institution of Electrical Engineers. London, 2005.
- INB. **Urânio-Reservas**. Industria Nucleares do Brasil. 2016a. Disponível em: <<http://www.inb.gov.br/pt-br/WebForms/default.aspx>>. Acesso em 13 maio. 2016.
- INB. **Combustível Nuclear**. 2016b. Industria Nucleares do Brasil. Disponível em: <http://www.inb.gov.br/pt-br/WebForms/interna2.aspx?secao_id=105>. Acesso em 24 maio. 2016.
- KOTAS, T. J. **The Exergy Method of Thermal Plant Analysis**. 1 ed. London: Anchor Brendon Ltd. 1985. 296 p.
- KRASS *et al.* **Uranium Enrichment and Nuclear Weapon proliferation**. 1 ed. London: Sipri, 1983. 321 p.
- LINGA, K.; CHARIT, I. **Na Introduction to nuclear Materials: Fundamentals and Applications**. Wilwy-VCH, 2013. 398 p.
- LORA, E.E.S.; NASCIMENTO, M.A.R. **Geração Termelétrica 2**. 1 ed. Rio de Janeiro: Interciência, 2004. v.2, 1296p.
- LIOR, N. **Energy, Exergy and Thermo-economic Analysis of the Effects of Fossil-Fuel Superheating in Nuclear Power Plants**. *Elsevier Science Ltd*, Great Britain, v.38, n.15-17, p.1585-1593, 1997.
- LOCATELLI *et al.* **Generation IV Nuclear Reactors: Current Status and Future Prospects**. *Elsevier Ltd*, v.61, p.1503-1520, 2013.

MAZURENKO, A.S.; SOUZA, Z.; LORA, E. E. S. **Máquinas Térmicas de Fluxos: Cálculos Termodinâmicos e Estruturais**. 1 ed. Rio de Janeiro: Editora Interciência, 2013. 466 p.

MORAN, J. M. *et al.* **Fundamentals of Engineering Thermodynamics**. 7 ed. USA: Wiley, 2011. 1026 p.

MURRAY, R.L. **Nuclear Energy: An Introduction to the Concepts, Systems, and Applications of Nuclear Processes**. 5 ed. USA: Butterworth Heinemann, 2000. 514 p.

NAMGUNG, I.; GIANG, N.H. **Investigation of Burst Pressurized in PWR Primary Pressure Boundary Components**. *Elsevier/Nuclear Engineering and Technology*, v. 48, p. 236-245, 2016.

NAG, P. K. **Power Plant Engineering**. 3 ed. New Delhi: McGraw-Hill, 2008. 994 p.

NEA. **The Security of Energy Supply and the Contribution of Nuclear Energy**. Nuclear Energy Agency. 2010.

NEA. **Nuclear Energy: Combating Climate Change**. Nuclear Energy Agency. 2015a.

NEA. **Technology roadmap / Nuclear Energy**. Nuclear Energy Agency. 2015b.

NEA. **Projected Cost of Generating Electricity**. Nuclear Energy Agency / International Energy Agency. 2015c.

NRDC. **Paris Climate Conference: China**. Natural Resources Defense Council. 2015.

NEI. **Nuclear Statistics**. Nuclear Energy Institute. 2016a. Disponível: <<http://www.nei.org/Knowledge-Center/Nuclear-Statistics/World-Statistics/Nuclear-Units-Under-Construction-Worldwide>>. Acesso em: 13 maio. 2016.

NEI. **Word Nuclear Power Plants in Operation**. Nuclear Energy Institute. 2016b. Disponível: <<http://www.nei.org / Knowledge-Center/Nuclear-Statistics/World-Statistics/World-Nuclear - Power Plants-in-Operation>>. Acesso em: 13 maio. 2016.

NONBOL, E. **Description of the Advanced Gas Cooled Type of Reactor (AGR)**. Dinamarca: 1996. 88 p.

OPG. **How It Works Electricity Generation**. Ontarios Power Generation. 2010. 16 p.

PNE. **Plano Nacional de Energia/Ministério de Minas Energia**. Empresa de Pesquisa Energética. 2007. 412 p.

PDE. **Plano Decenal de Expansão de Energia/ Ministério de Minas Energia**. Empresa de Pesquisa Energética. 2010. 332 p.

PACHECO, J. J. **Metodologia de Diagnóstico Termoeconómico de Sistemas Energéticos**. Académica Espanôla. 2011.

PATTERSON, W. C. **Nuclear Power**. 2 ed. Penguin Books Ltd, 1986. 191 p.

PEERLESS. **Moisture Separation Systems for Nuclear power Plants**. 2016.

REMIRO, J.A.; LOZANO, M.A. **Controldel Rendimento y Diagnóstico Termoeconómico de Centrales Termoelétricas**. Información Tecnológica, v. 18, p. 87-96, 2007.

REDDY, V. S.; KAUSHIK, S. C.; TYAGI, S. K. **Exergetic Analysis and Evaluation of Coal-Fire Supercritical Thermal Power Plant and Natural Gas-Fired Combined Cycle Power Plant**. *Spriger*, 2013.

ROSEN, M. A. **Energy and Exergy-Based Comparison of Coal-Fired and Nuclear Steam Power Plants**. *Elsevier SAS*, v.1, n.3, p.180-192, 2001.

ROSEN, M. A; DINCER, I. **Exergy: Energy, Environment and Sustainable Development**. Elsevier Ltd, 2007.

RAGHEB, M. **Boiling Water Reactors**. 2014. Disponível em: <<http://mragheb.com/NPRE%20402%20ME%20405%20Nuclear%20Power%20Engineering/Boiling%20Water%20Reactors.pdf>>. Acesso em: 24 de Junho. 2016.

RAJAN, K. S. **Gas - Cooled Reactor, Advanced Heavy Water**. 2004. Disponível em: <<http://nptel.ac.in/courses/103106101/Module%20-%203/Lecture%20-%204.pdf>>. Acesso em 27 de Junho. 2016.

SZARGUT, J.; MORRIS, D. R.; Steward, F.R. **EXERGY ANALYSIS OF THERMAL, CHEMICAL AND METALLURGICAL PROCESSES**. USA: Hesmisphefere Publishing Corporation, 1988. 332 p.

SZARGUT, J. **Exergy Method: Tecnicl and Ecological Applications**. UK / USA: WIT Press, 2005. 164 p.

SAYYAADI, H.; SABZALIGOL, T. **Various Approaches in Optimization af a Typical Pressurized Water Reactor Power Plant**. *Elsevier Ltd*, v.86, p.1301-1310, 2009.

SAYYAADI, H.; SABZALIGOL, T. **Comprehesive Exegetic and Economic Comparison of PWR and Hybrid Fossil Fuel-PWR Power Plants**. *Elsevier Ltd*, v.35, p.2953-2964, 2010.

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

STRUKEN, D.; BERNSTRAUCH, O.; KLOSTER, R. **Steam Turbine Generators Packages for Advanced Nuclear Power Plant**. Siemens AG, Energy Sector Germany. 2010. 14 p.

SPX. **Feedwater Heater**. SPX Company. 2016.

SHUTILS, J. K; FAW, R. E. **Fundamentals of Nuclear Science and Engineering**. USA: Marcel Dekker, 2002. 509 p.

TERZI, R.; TUKENMEZ, I.; KURT, E. **Energy and Exergy analyses of a VVER type nuclear**. *Elsevier Ltd*, 2016.

TSATSARONIS, G. **Thermoeconomic Analysis and Optimization of Energy Systems**. *Elsevier*, v. 19, n.3, p. 227-257, 1993.

USÓN, S.; VALERO, A.; CORREAS, L.; VERDA, V. **Quantitative Causality analysis for The Diagnosis of Energy System**. Circe, 2007.

USÓN, S.; VALERO, A.; CORREAS, L.; VERDA, V. **Quantitative Causality analysis for The Diagnosis of Energy System**. *Int. J. Thermodynamics*, v. 12, n. 1, p. 9-16, 2009.

USÓN, S.; VALERO, A. **Thermoeconomic Diagnosis for Improving the Operation of Energy Intensives Systems: Comparision of Methods**. *Aplied Energy*, v. 88, p. 699-711, 2011.

United Nations. **Adoption of the Paris Agreement**. 2015.

USNRC. **PWR Diagrama**. United States Nuclear Regulatory Commission. 2016a. Disponível em: <<http://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/students/for-educators/pwr-diagram.html>>. Acesso em: 24 de Junho. 2016.

USNRC. **Radiation Monitoring at Nuclear Power Plants**. United States Nuclear Regulatory Commission. 2016b. Disponível em: <<http://www.nrc.gov/about-nrc/radiation/protects-you/radiation-monitoring.html>>. Acesso em: 24 de Junho. 2016.

USNRC. **Pressurized Water Reactor PWR Systems**. USNRC Technical Training Center. 1987.

UCHANIN, V. **Steam Generator Systems**. 1 ed. InTech, 2011. 436 p.

USNRC HRTD. **General Electric Systems Technology Manual: Condensate and Feedwater Systems**. 1987. 37 p.

VALERO, A.; LOZANO, M. A.; BATOLOMÉ, J. L. **ON-Line Monotoring of Power Plant Performance, Using Exergetic Cost Techniques**. *Elsevier Science Ltd*, Great Britain, v.16, n.12, p.933-948, 1996.

VALERO *et al.* **Structural Theory and Thermo-economic Diagnosis Part II. Application to an actual Power Plant. Department of Mechanical Engineering**. Circe. p. 1503-1518, 2002.

WOODRUFF, E. B; LAMMERS H. B; LAMMERS, T. F. **Steam Plant Operation**. 9 ed. USA: McGraw-Hill, 2012. 795 p.

WNA. **RBMK Reactors**. World Nuclear Association. 2010. Disponível em: <<http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/appendices/rbmk-reactors.aspx>>. Acesso em 27 de Junho. 2016.

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

WNA. **Outline History of Nuclear Energy**. World Nuclear Association. 2014. Disponível em: <<http://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/outline-history-of-nuclear-energy.aspx>>. Acesso em: 22 de Junho. 2016.

WNA. **Country Profiles**. World Nuclear Association. 2016a. Disponível em: <<http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles.aspx>>. Acesso em: 22 de Junho. 2016.

WNA. **Nuclear Power Reactors**. World Nuclear Association. 2016b. Disponível em: <<http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/nuclear-power-reactors.aspx>>. Acesso em: 13 maio. 2016.

WNA. **Nuclear Generation by Country**. World Nuclear Association. 2016c. Disponível em: <<http://www.world-nuclear.org/information-library.aspx>>. Acesso em: 13 maio. 2016.

WNA. **Nuclear power in Japan**. World Nuclear Association. 2016d. Disponível em: <<http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-g-n/japan-nuclear-power.aspx>>. Acesso em 27 de Junho. 2016.

WNA. **Nuclear Power in Germany**. World Nuclear Association. 2016e. Disponível em: <<http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-g-n/germany.aspx>>. Acesso em 27 de Junho. 2016.

WNA. **Nuclear Power in the World Today**. World Nuclear Association. 2016f. Disponível em: <<http://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/nuclear-power-in-the-world-today.aspx>>. Acesso em: 13 maio. 2016.

WNA. **Cooling Power Plant**. World Nuclear Association, 2016g. Disponível em: <<http://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/cooling-power-plants.aspx>>. Acesso em: 26 maio. 2016.

WNC. **World Energy Perspective: Nuclear Energy One Year After Fukushima**. World Energy Council. London, 2012.

WESTINGHOUSE. **The Westinghouse Pressurized Water Reactor Nuclear Power Plant**. Westinghouse Electric Corporation. Pennsylvania: 1984. 245 p.

ZHANG *et al.* **Research on Pressurizer Water Level Control of Pressurized Water Reactor Nuclear Power Station**. *Elsevier/Energy*, v. 16, p. 849-855, 2012.

APÊNDICE A – Análise Energética e Exergética para a Usina Nuclear P1000 no MATCHCAD

Propriedades Ambiente Referente a Água:

To: = 298.15 K ho: = 104.8436 kJ/kg

Po: = 1.01325 bar so: = 0.36693 kJ/kg K

Entradas dos parâmetros termodinâmicos no programa MATCHCAD

<i>Estados*</i>	Vazão Mássica (kg/s)	Entalpia (kJ/kg)	Entropia (kJ/kg K)
1	m1 := 18800	h1 := 1499.61146	s1 := 3.50954
2	m2:= m1	h2 := 1358.11638	s2 := 3.27709
3	m3:= m1	h3 := 1358.68197	s3 := 3.27804
4	m4 := 1503	h4 := 2769.83993	s4 := 5.81641
5	m5:= m40	h5:= h40	s5:= s40
6	m6 := 156.6	h6 := 2769.83993	s6 := 5.81641
7	m7 := 1347	h7 := 2769.83993	s7 := 5.81641
8	m8 := 138.1	h8 := 2626.09534	s8 := 5.88742
9	m9 := 10.9	h9 := 2522.05844	s9 := 5.8725
9a	m9a := 10.9	h9a := 2660.08334	s9a := 6.16527
10	m10 := 1198	h10 := 2415.07708	s10 := 5.87834
10a	m10a := 128.6	h10a := 2415.07708	s10a := 5.87834
11	m11 := 1069	h11 := 2415.07708	s11 := 5.87834
12	m12 := 174.8	h12 := 714.46676	s12 := 2.03124
12a	m12a := 174.8	h12a := 740.34135	s12a := 2.08909
13	m13 := 894.4	h13 := 2747.02865	s13 := 6.62928
14	m14 := 156.6	h14 := 1730.86473	s14 := 3.95327
15	m15 := 894.4	h15 := 2928.81086	s15 := 7.01425

16	m16:= 46.01	h16 := 2705.60981	s16 := 7.134
17	m17:= 24.64	h17 := 2562.53719	s17 := 6.97849
18	m18:= 38.36	h18 := 2447.11071	s18 := 7.12772
19	m19:= 784.9	h19 := 2239.10143	s19 := 7.18131
20	m20:= 894.4	h20 := 168.75795	s20 := 0.57629
21	m21:= m20	h21 := 169.95035	s21 := 0.57686
22	m22:= 109.5	h22 := 317.52092	s22 := 1.02574
23	m23:= 70.65	h23 := 439.29125	s23 := 1.37465
24	m24:= 894.40	h24 := 272.07605	s24 := 0.8935
25	m25:= 70.65	h25 := 439.33567	s25 := 1.36081
26	m26:= 894.4	h26 := 334.92565	s26 := 1.07529
27	m27:= 46.01	h27 := 502.05336	s27 := 1.52675
28	m28:= 46.01	h28 := 502.0772	s28 := 1.52344
29	m29:= 894.4	h29 := 448.63889	s29 := 1.38533
30	m30:= 128.6	h30 := 714.46676	s30 := 2.03124
31	m31:= 894.4	h31 := 693.0656	s31 := 1.98278
32	m32:= m30	h32 := 714.7863	s32 := 2.03136
33	m33:= 1503	h33 := 765.45667	s33 := 2.14449
34	m34:= m33	h34 := 773.24915	s34 := 2.14714
35	m35:= 294.7	h35 := 971.76471	s35 := 2.59927
36	m36:= 294.7	h36 := 971.78646	s36 := 2.57383
37	m37:= 1503	h37 := 955.06722	s37 := 2.54063
38	m38:= 156.6	h38 := 1260.13711	s38 := 3.1514
39	m39:= 156.6	h39 := 1259.74557	s39 := 3.10844
40	m40 = 1503	h40 = 1004.09	s40 = 2.637
41	m41 := 49046.6981	h41 := 113.20951	s41 := 0.39489
42	m42:= m41	h42 := 146.67358	s42 := 0.50492

Determinação da Exergia Física para a Água dos estados enumerados

Exergias Físicas em MW.	
$Ex1 := \frac{m1}{1000} \cdot [(h1 - ho) - To \cdot (s1 - so)] = 8606.615$	$Ex21 := \frac{m21}{1000} \cdot [(h21 - ho) - To \cdot (s21 - so)] = 2.25$
$Ex2 := \frac{m2}{1000} \cdot [(h2 - ho) - To \cdot (s2 - so)] = 7249.441$	$Ex22 := \frac{m22}{1000} \cdot [(h22 - ho) - To \cdot (s22 - so)] = 1.78$
$Ex3 := \frac{m3}{1000} \cdot [(h3 - ho) - To \cdot (s3 - so)] = 7254.749$	$Ex23 := \frac{m23}{1000} \cdot [(h23 - ho) - To \cdot (s23 - so)] = 2.402$
$Ex4 := \frac{m4}{1000} \cdot [(h4 - ho) - To \cdot (s4 - so)] = 1563.472$	$Ex24 := \frac{m24}{1000} \cdot [(h24 - ho) - To \cdot (s24 - so)] = 9.155$
$Ex6 := \frac{m6}{1000} \cdot [(h6 - ho) - To \cdot (s6 - so)] = 162.901$	$Ex25 := \frac{m25}{1000} \cdot [(h25 - ho) - To \cdot (s25 - so)] = 2.696$
$Ex7 := \frac{m7}{1000} \cdot [(h7 - ho) - To \cdot (s7 - so)] = 1401.195$	$Ex26 := \frac{m26}{1000} \cdot [(h26 - ho) - To \cdot (s26 - so)] = 16.89$
$Ex8 := \frac{m8}{1000} \cdot [(h8 - ho) - To \cdot (s8 - so)] = 120.881$	$Ex27 := \frac{m27}{1000} \cdot [(h27 - ho) - To \cdot (s27 - so)] = 2.365$
$Ex9 := \frac{m9}{1000} \cdot [(h9 - ho) - To \cdot (s9 - so)] = 8.455$	$Ex28 := \frac{m28}{1000} \cdot [(h28 - ho) - To \cdot (s28 - so)] = 2.412$
$Ex9a := \frac{m9a}{1000} \cdot [(h9a - ho) - To \cdot (s9a - so)] = 9.008$	$Ex29 := \frac{m26}{1000} \cdot [(h29 - ho) - To \cdot (s29 - so)] = 35.919$
$Ex10 := \frac{m10}{1000} \cdot [(h10 - ho) - To \cdot (s10 - so)] = 799.074$	$Ex30 := \frac{m30}{1000} \cdot [(h30 - ho) - To \cdot (s30 - so)] = 14.584$
$Ex10a := \frac{m10a}{1000} \cdot [(h10a - ho) - To \cdot (s10a - so)] = 85.777$	$Ex31 := \frac{m31}{1000} \cdot [(h31 - ho) - To \cdot (s31 - so)] = 95.215$
$Ex11 := \frac{m11}{1000} \cdot [(h11 - ho) - To \cdot (s11 - so)] = 713.03$	$Ex32 := \frac{m32}{1000} \cdot [(h32 - ho) - To \cdot (s32 - so)] = 14.621$
$Ex12 := \frac{m12}{1000} \cdot [(h12 - ho) - To \cdot (s12 - so)] = 19.824$	$Ex33 := \frac{m33}{1000} \cdot [(h33 - ho) - To \cdot (s33 - so)] = 196.342$
$Ex12a := \frac{m12a}{1000} \cdot [(h12a - ho) - To \cdot (s12a - so)] = 21.332$	$Ex34 := \frac{m34}{1000} \cdot [(h34 - ho) - To \cdot (s34 - so)] = 206.867$
$Ex13 := \frac{m13}{1000} \cdot [(h13 - ho) - To \cdot (s13 - so)] = 693.218$	$Ex35 := \frac{m35}{1000} \cdot [(h35 - ho) - To \cdot (s35 - so)] = 59.338$
$Ex14 := \frac{m14}{1000} \cdot [(h14 - ho) - To \cdot (s14 - so)] = 87.188$	$Ex36 := \frac{m36}{1000} \cdot [(h36 - ho) - To \cdot (s36 - so)] = 61.579$
$Ex15 := \frac{m15}{1000} \cdot [(h15 - ho) - To \cdot (s15 - so)] = 753.146$	$Ex37 := \frac{m37}{1000} \cdot [(h37 - ho) - To \cdot (s37 - so)] = 303.809$
$Ex16 := \frac{m16}{1000} \cdot [(h16 - ho) - To \cdot (s16 - so)] = 26.831$	$Ex38 := \frac{m38}{1000} \cdot [(h38 - ho) - To \cdot (s38 - so)] = 50.911$
$Ex17 := \frac{m17}{1000} \cdot [(h17 - ho) - To \cdot (s17 - so)] = 11.986$	$Ex39 := \frac{m39}{1000} \cdot [(h39 - ho) - To \cdot (s39 - so)] = 52.856$
$Ex18 := \frac{m18}{1000} \cdot [(h18 - ho) - To \cdot (s18 - so)] = 12.526$	$Ex40 := \frac{m40}{1000} \cdot [(h40 - ho) - To \cdot (s40 - so)] = 334.192$
$Ex19 := \frac{m19}{1000} \cdot [(h19 - ho) - To \cdot (s19 - so)] = 80.492$	$Ex41 := \frac{m41}{1000} \cdot [(h41 - ho) - To \cdot (s41 - so)] = 1.454$
$Ex20 := \frac{m20}{1000} \cdot [(h20 - ho) - To \cdot (s20 - so)] = 1.336$	$Ex42 := \frac{m42}{1000} \cdot [(h42 - ho) - To \cdot (s42 - so)] = 33.757$

Determinação da Exergia Química da Água.

Exergia Química da Água

Ambiente de Referência (ROSEN, 2007):

$$T_0 := 298,15 \text{ K}$$

$$P_0 := 1,013 \text{ bar}$$

Componentes do Ar / Fração Molar:

$$N_2 \quad 0,7567$$

$$O_2 \quad 0,2035$$

$$H_2O \quad 0,0303$$

$$Ar \quad 0,0091$$

$$CO_2 \quad 0,0003$$

$$H_2 \quad 0,0001$$

$$g_{H_2O_l} := -237180 \text{ kJ/kmol} \quad \text{função de Gibbs água líquida}$$

$$g_{H_2O_g} := -228590 \text{ kJ/kmol} \quad \text{função de Gibbs água vapor}$$

$$R_- := 8.314 \text{ kJ/kmol K}$$

$$y_{H_2O} = 0.0303$$

$$MM := 18 \text{ kg/kmol}$$

$$eq := \left(\frac{1}{MM} \right) \cdot \left(g_{H_2O_l} - g_{H_2O_g} + R_- \cdot T_0 \cdot \ln \left(\frac{1}{y_{H_2O}} \right) \right)$$

$$eq = 4.303 \text{ kJ/kg} \quad (\text{Exergia Química específica da Água para as condições especificadas})$$

Considerando o estado 4 ou a saída do vapor no gerador de vapor para a usina nuclear P1000:

$$M_4 := 1503 \text{ kg/s}$$

$$Eq := \frac{(m_4 eq)}{1000} = 6.468 \text{ MW Exergia Química}$$

$$Ex_4 := 1563.4 \text{ MW Exergia Física}$$

$$Ex_T := Ex_4 + Eq$$

$$Ex_T = 1569.938 \text{ MW Exergia Total}$$

Parcela da Exergia Química:

$$\frac{Eq}{Ex_T} \cdot 100 = 0.412 \%$$

Parcela da Exergia Física:

$$\frac{Ex_4}{Ex_T} \cdot 100 = 99.588 \%$$

OBS: A exergia química além da pequena parcela referente a exergia total é constante em todas as etapas dos processos termodinâmicos da usina nuclear P1000.

CIRCUITO PRIMÁRIO

REATOR NUCLEAR (Re)

<i>Análise Energética</i>	Carga Térmica - Q - (MW)
	$Q_{fRe} := m_1 \cdot \frac{(h_1 - h_3)}{1000} = 2649.474 \text{ MW}$
<i>Análise Exergética</i>	Taxa de Irreversibilidade - I - (MW) / Durmayaz e Yavuz (2000)
	$I_{Re} := \frac{m_1 \cdot (h_1 - h_3)}{1000} - (Ex_1 - Ex_3) = 1297.608 \text{ MW}$
	Eficiência Exergética - ψ - (%)
$\psi_{Re} := \left(\frac{Q_{fRee} - I_{Re}}{Q_{fRee}} \right) \cdot 100$ $\psi_{Re} = 51.024 \text{ \%}$	

GERADOR DE VAPOR (GV)

<i>Análise Energética</i>	Carga Térmica - Q - (MW) / Eficiência Energética - η - (%)
	$Q_{hGV} := m_4 \cdot \frac{(h_4 - h_{40})}{1000} = 2653.923 \text{ MW}$
	$Q_{fGV} := m_2 \cdot \frac{(h_1 - h_2)}{1000} = 2660.108 \text{ MW}$
	$\eta_{GV} := \left(\frac{Q_{hGV}}{Q_{fGV}} \right) \cdot 100$
	$\eta_{GV} = 99.767 \text{ \%}$

<i>Análise Exergética</i>	Taxa de Irreversibilidade - I - (MW) / Balanço de Exergias
	$0 = Ex_{40} + Ex_1 - (Ex_4 + Ex_2) - IGV_{solve}, IGV \rightarrow 127.89484476200354$ $IGV := 127.895 \text{ MW}$
	Eficiência Exergética - ψ - (%)
	$\psi_{GV} := \left(\frac{Ex_4 - Ex_{40}}{Ex_1 - Ex_2} \right) \cdot 100$ $\psi_{GV} = 90.576 \text{ \%}$

BOMBA DE ARREFECIMENTO (BA)

<i>Análise Energética</i>	Trabalho Isentrópico - WBA_iso - (MW)
	$P_2 := 153.5 \text{ bar}$ $P_3 := 158 \text{ bar}$ $ve_2 := 0.00141 \cdot \text{m}^3/\text{kg}$ $WBA_{iso} := \frac{[m_2 \cdot ve_2 \cdot (P_3 - P_2)]}{10} = 11.962 \text{ MW}$
	Trabalho Real - WBA_real - (MW)
	$WBA_{real} := \frac{WBA_{iso}}{0.85} = 14.073 \text{ MW}$
<i>Análise Exergética</i>	Taxa de Irreversibilidade - I - (MW)
	$IBA := WBA_{real} - WBA_{iso} = 2.111 \text{ MW}$
	Eficiência Exergética - ψ - (%)
	$\psi_{BA} := \left(\frac{WBA_{real} - IBA}{WBA_{real}} \right) \cdot 100$ $\psi_{BA} = 85 \text{ \%}$

CIRCUITO SECUNDÁRIO

TURBINA A VAPOR DE ALTA PRESSÃO (TAP)

<i>Análise Energética</i>
Trabalho Isentrópico - WTAP_iso - (MW)
$h_{8_iso} := 2590.55355 \text{ kJ/kg}$ $h_{9_iso} := 2495.65269 \text{ kJ/kg}$ $h_{10_iso} := 2387.69698 \text{ kJ/kg}$ $WTAP_iso := \frac{m7 \cdot (h7 - h_{8_iso}) + (m7 - m8) \cdot (h_{8_iso} - h_{9_iso}) + (m7 - m8 - m9) \cdot (h_{9_iso} - h_{10_iso})}{1000}$ $WTAP_iso = 485.555 \text{ MW}$
Trabalho Real – WTAP_real - (MW)
$WTAP_real := \frac{m7 \cdot (h7 - h8) + (m7 - m8) \cdot (h8 - h9) + (m7 - m8 - m9) \cdot (h9 - h10)}{1000}$ $WTAP_real = 447.558 \text{ MW}$
Eficiência Energética - η - (%)
$\eta_{TAP} := \left(\frac{WTAP_real}{WTAP_iso} \right) \cdot 100$ $\eta_{TAP} = 92.174 \%$
<i>Análise Exergética</i>
Taxa de Irreversibilidade - I - (MW)
$ITAP := WTAP_iso - WTAP_real = 37.998 \text{ MW}$
Eficiência Exergética - ψ - (%)
$\omega_{TAP} := \left(\frac{WTAP_iso - ITAP}{WTAP_iso} \right) \cdot 100$ $\omega_{TAP} = 92.174 \%$

TURBINA A VAPOR DE BAIXA PRESSÃO (TBP)

Análise Energética

Trabalho Isentrópico - WTBP_iso - (MW)

$$h_{16_iso} := 2658.475 \text{ kJ/kg}$$

$$h_{17_iso} := 2575.969 \text{ kJ/kg}$$

$$h_{18_iso} := 2407.508 \text{ kJ/kg}$$

$$h_{19_iso} := 2186.736 \text{ kJ/kg}$$

$$WTBP_iso := \frac{m_{15}(h_{15} - h_{16_iso}) + (m_{15} - m_{16}) \cdot (h_{16_iso} - h_{17_iso}) + (m_{15} - m_{16} - m_{17}) \cdot (h_{17_iso} - h_{18_iso}) + (m_{15} - m_{16} - m_{17} - m_{18}) \cdot (h_{18_iso} - h_{19_iso})}{1000}$$

$$WTBP_iso = 623.948 \text{ MW}$$

Trabalho Real - WTBP_real - (MW)

$$WTBP_real := \frac{m_{15}(h_{15} - h_{16}) + (m_{15} - m_{16}) \cdot (h_{16} - h_{17}) + (m_{15} - m_{16} - m_{17}) \cdot (h_{17} - h_{18}) + (m_{15} - m_{16} - m_{17} - m_{18}) \cdot (h_{18} - h_{19})}{1000}$$

$$WTBP_real = 579.463 \text{ MW}$$

Eficiência Energética - η - (%)

$$\eta_{TBP} := \left(\frac{WTBP_real}{WTBP_iso} \right) \cdot 100$$

$$\eta_{TBP} = 92.871 \%$$

Análise Exergética	
Taxa de Irreversibilidade - I - (MW)	
$ITBP := WTBP_{iso} - WTBP_{real} = 44.484 \text{ MW}$	
Eficiência Exergética - ψ - (%)	
$\omega_{TBP} := \left(\frac{WTBP_{iso} - ITBP}{WTBP_{iso}} \right) \cdot 100$	
$\omega_{TBP} = 92.871 \%$	

SEPARADOR DE UMIDADE (SU)

Análise Energética	Carga Térmica - Q - (MW) / Eficiência Energética - η - (%)
	$Q_{hSU} := m1 \cdot \frac{h11}{1000} = 2581.717 \text{ MW}$
	$Q_{fSU} := \frac{(m12h12 + m13h13)}{1000} = 2581.831 \text{ MW}$
	$\eta_{SU} := \left(\frac{Q_{fSU}}{Q_{hSU}} \right) \cdot 100$
	$\eta_{SU} = 100 \%$
Análise Exergética	Taxa de Irreversibilidade - I - (MW) / Balanço de Entropias
	$m1 \cdot s11 - (m12s12 + m13s13) + \sigma_{SU} \text{ solve, } \sigma_{SU} \rightarrow 0.343324$
	$\sigma_{SU} := 0.343324 \text{ kW/K}$
	$ISU := \frac{(\sigma_{SU} \cdot T_o)}{1000}$
	$ISU = 0.102 \text{ MW}$
	Eficiência Exergética - ψ - (%)
	$\psi_{SU} := \left(\frac{Ex12 + Ex13}{Ex11} \right) \cdot 100$
	$\psi_{SU} = 100 \%$

REAQUECEDOR (R)

<i>Análise Energética</i>	Carga Térmica - Q - (MW) / Eficiência Energética - η - (%)
	$Q_{hR} := m_{13} \frac{(h_{15} - h_{13})}{1000} = 162.586 \text{ MW}$ $Q_{fR} := m_6 \frac{(h_6 - h_{14})}{1000} = 162.704 \text{ MW}$ $\eta_R := \left(\frac{Q_{fR}}{Q_{hR}} \right) \cdot 100$ $\eta_R = 100 \%$
<i>Análise Exergética</i>	Taxa de Irreversibilidade - I - (MW) / Balanço de Exergias
	$0 = Ex_6 + Ex_{13} - Ex_{15} - Ex_{14} - IR \text{ solve, } IR \rightarrow 15.785124424599979$ $IR := 15.785 \text{ MW}$
	Eficiência Exergética - ψ - (%)
	$\psi_R := \left(\frac{Ex_{15} - Ex_{13}}{Ex_6 - Ex_{14}} \right) \cdot 100$ $\psi_R = 79.151 \%$

CONDENSADOR (Cond)

<i>Análise Energética</i>	Carga Térmica - Q - (MW) / Eficiência Energética - η - (%)
	$Q_{\text{Cond}} := \frac{[m_{19}h_{19} + m_{22}h_{22} - (m_{19} + m_{22}) \cdot h_{20}]}{1000}$ $Q_{\text{Cond}} = 1641.302 \text{ MW}$
<i>Análise Exergética</i>	Taxa de Irreversibilidade - I - (MW) / Balanço de Exergias
	$0 = Ex_{19} + Ex_{41} + Ex_{22} - Ex_{20} - Ex_{42} - I_{\text{Cond}} \text{ solve, } I_{\text{Cond}} \rightarrow 48.632210407589166$ $I_{\text{Cond}} := 48.632 \text{ MW}$
	Eficiência Exergética - ψ - (%)
	$\psi_{\text{Cond}} := \left[\frac{(Ex_{42} - Ex_{41})}{Ex_{19} + Ex_{22} - Ex_{20}} \right] \cdot 100$ $\psi_{\text{Cond}} = 39.912 \%$

BOMBA(B2)

<i>Análise Energética</i>	Trabalho Isentrópico – WB2_iso - (MW)
	$P20 := 0.0075 \text{ bar}$ $P21 := 10.13 \text{ bar}$ $ve20 := 0.001008 \text{ m}^3/\text{kg}$ $WB2_iso := m20 ve20 \cdot \frac{(P21 - P20)}{10}$ $WB2_iso = 0.913 \text{ MW}$
<i>Análise Exergética</i>	Trabalho Real – WB2_real - (MW)
	$WB2_real := \frac{WB2_iso}{0.85}$ $WB2_real = 1.074 \text{ MW}$
<i>Análise Exergética</i>	Taxa de Irreversibilidade - I - (MW)
	$IB2 := WB2_r - WB2_iso = 0.161047 \text{ MW}$
	Eficiência Exergética - ψ - (%)
	$\omega B2 := \left(\frac{WB2_r - IB2}{WB2_r} \right) \cdot 100$ $\omega B2 = 85 \%$

BOMBA(B3)

<i>Análise Energética</i>	Trabalho Isentrópico – WB3_iso - (MW)
	$P30 := 7.71 \text{ bar}$ $P32 := 10.13 \text{ bar}$ $ve30 := 0.001113 \text{ m}^3/\text{kg}$ $WB3_iso := m30 ve30 \cdot \frac{(P32 - P30)}{10}$ $WB3_iso = 0.035 \text{ MW}$
<i>Análise Exergética</i>	Trabalho Real – WB3_real - (MW)
	$WB3_real := \frac{WB3_iso}{0.85}$ $WB3_real = 0.041 \text{ MW}$

<i>Análise Exergética</i>	Taxa de Irreversibilidade - I - (MW)
	$IB3 := WB3_r - WB3_iso = 0.006113 \text{ MW}$
	Eficiência Exergética - ψ - (%)
	$\omega B3 := \left(\frac{WB3_r - IB3}{WB3_r} \right) \cdot 100$ $\omega B3 = 85 \%$

BOMBA(B4)

<i>Análise Energética</i>	Trabalho Isentrópico - WB4_iso - (MW)
	$P33 := 10.13 \text{ bar}$ $P34 := 68.65 \text{ bar}$ $ve33 := 0.001128 \text{ m}^3/\text{kg}$ $WB4_iso := m33 ve33 \cdot \frac{(P34 - P33)}{10}$ $WB4_iso = 9.921 \text{ MW}$
	Trabalho Real - WB4_real - (MW)
	$WB4_real := \frac{WB4_iso}{0.85}$ $WB4_real = 11.672 \text{ MW}$
<i>Análise Exergética</i>	Taxa de Irreversibilidade - I - (MW)
	$IB4 := WB4_r - WB4_iso = 1.750833 \text{ MW}$
	Eficiência Exergética - ψ - (%)
	$\omega B4 := \left(\frac{WB4_r - IB4}{WB4_r} \right) \cdot 100$ $\omega B4 = 85 \%$

AQUECEDOR REGENERATIVO (A1 / ABP1)

Análise Energética	Carga Térmica - Q - (MW) / Eficiência Energética - η - (%)
	$Q_{hA1} := m_{21} \cdot \frac{(h_{24} - h_{21})}{1000} = 90.565 \text{ MW}$ $Q_{fA1} := \frac{(m_{18}h_{18} + m_{23}h_{23} - m_{22}h_{22})}{1000} = 90.139 \text{ MW}$ $\eta_{A1} := \left(\frac{Q_{hA1}}{Q_{fA1}} \right) \cdot 100$ $\eta_{A1} = 100 \%$
Análise Exergética	Taxa de Irreversibilidade - I - (MW) / Balanço de Exergias
	$0 = Ex_{18} + Ex_{21} + Ex_{23} - (Ex_{22} + Ex_{24}) - IA_1 \text{ solve, } IA_1 \rightarrow 6.2437708731899391$ $IA_1 := 6.243 \text{ MW}$
	Eficiência Exergética - ψ - (%)
	$\omega_{A1} := \left[\frac{(Ex_{24} - Ex_{21})}{(Ex_{23} + Ex_{18} - Ex_{22})} \right] \cdot 100$ $\omega_{A1} = 52.512 \%$

AQUECEDOR REGENERATIVO (A2 / ABP2)

Análise Energética	Carga Térmica - Q - (MW) / Eficiência Energética - η - (%)
	$Q_{hA2} := m_{26} \cdot \frac{(h_{26} - h_{24})}{1000} = 56.213 \text{ MW}$ $Q_{fA2} := \frac{(m_{17}h_{17} + m_{27}h_{27} - m_{25}h_{25})}{1000} = 55.201 \text{ MW}$ $\eta_{A2} := \left(\frac{Q_{hA2}}{Q_{fA2}} \right) \cdot 100$ $\eta_{A2} = 100 \%$
Análise Exergética	Taxa de Irreversibilidade - I - (MW) / Balanço de Exergias
	$0 = Ex_{17} + Ex_{24} + Ex_{27} - (Ex_{25} + Ex_{26}) - IA_2 \text{ solve, } IA_2 \rightarrow 3.9195804331100278$ $IA_2 := 3.919 \text{ MW}$
	Eficiência Exergética - ψ - (%)
	$\omega_{A2} := \left(\frac{Ex_{26} - Ex_{24}}{Ex_{17} + Ex_{27} - Ex_{25}} \right) \cdot 100$ $\omega_{A2} = 66.37 \%$

AQUECEDOR REGENERATIVO (A3 / ABP3)

<i>Análise Energética</i>	Carga Térmica - Q - (MW) / Eficiência Energética -η - (%)
	$Q_{hA3} := m_{29} \frac{(h_{29} - h_{26})}{1000} = 101.705 \text{ MW}$ $Q_{fA3} := \frac{(m_{16}h_{16} - m_{28}h_{28})}{1000} = 101.385 \text{ MW}$ $\eta_{A3} := \left(\frac{Q_{hA3}}{Q_{fA3}} \right) \cdot 100$ $\eta_{A3} = 100 \text{ \%}$
<i>Análise Exergética</i>	Taxa de Irreversibilidade - I - (MW) / Balanço de Exergias
	$0 = Ex_{16} + Ex_{26} - (Ex_{29} + Ex_{28}) - IA_3 \text{ solve, } IA_3 \rightarrow 5.3913445158599407$ $IA_3 := 5.391 \text{ MW}$
	Eficiência Exergética - ψ - (%)
	$\omega_{A3} := \left(\frac{Ex_{29} - Ex_{26}}{Ex_{16} - Ex_{28}} \right) \cdot 100$ $\omega_{A3} = 77.922 \text{ \%}$

AQUECEDOR REGENERATIVO (A4 / AAP4)

<i>Análise Energética</i>	Carga Térmica - Q - (MW) / Eficiência Energética -η - (%)
	$Q_{hA4} := m_{31} \frac{(h_{31} - h_{29})}{1000} = 218.615 \text{ MW}$ $Q_{fA4} := m_{30} \frac{(h_{10a} - h_{30})}{1000} = 218.698 \text{ MW}$ $\eta_{A4} := \left(\frac{Q_{hA4}}{Q_{fA4}} \right) \cdot 100$ $\eta_{A4} = 99.962 \text{ \%}$
<i>Análise Exergética</i>	Taxa de Irreversibilidade - I - (MW) / Balanço de Exergias
	$0 = Ex_{10a} + Ex_{29} - (Ex_{30} + Ex_{31}) - IA_4 \text{ solve, } IA_4 \rightarrow 11.896602621000066$ $IA_4 := 11.897 \text{ MW}$
	Eficiência Exergética - ψ - (%)
	$\omega_{A4} := \left(\frac{Ex_{31} - Ex_{29}}{Ex_{10a} - Ex_{30}} \right) \cdot 100$ $\omega_{A4} = 83.29 \text{ \%}$

AQUECEDOR REGENERATIVO (A5 / AAP5)

<i>Análise Energética</i>	Carga Térmica - Q - (MW) / Eficiência Energética -η - (%)
	$Q_{hA5} := m_{37} \frac{(h_{37} - h_{34})}{1000} = 273.273 \text{ MW}$ $Q_{fA5} := \frac{(m_8 h_8 + m_{38} h_{38} - m_{36} h_{36})}{1000} = 273.616 \text{ MW}$ $\eta_{A5} := \left(\frac{Q_{hA5}}{Q_{fA5}} \right) \cdot 100$ $\eta_{A5} = 99.875 \%$
<i>Análise Exergética</i>	Taxa de Irreversibilidade - I - (MW) / Balanço de Exergias
	$0 = Ex_8 + Ex_{34} + Ex_{38} - (Ex_{36} + Ex_{37}) - IA_5 \text{ solve, } IA_5 \rightarrow 13.271359334350139$ $IA_5 := 13.271 \text{ MW}$
	Eficiência Exergética - ψ - (%)
	$\omega_{A5} := \left(\frac{Ex_{37} - Ex_{34}}{Ex_8 + Ex_{38} - Ex_{36}} \right) \cdot 100$ $\omega_{A5} = 87.958 \%$

AQUECEDOR REGENERATIVO (A6 / AAP6)

<i>Análise Energética</i>	Carga Térmica - Q - (MW) / Eficiência Energética -η - (%)
	$Q_{hA6} := m_{40} \frac{(h_{40} - h_{37})}{1000} = 73.681 \text{ MW}$ $Q_{fA6} := m_{39} \frac{(h_{14} - h_{39})}{1000} = 73.777 \text{ MW}$ $\eta_{A6} := \left(\frac{Q_{hA6}}{Q_{fA6}} \right) \cdot 100$ $\eta_{A6} = 99.869 \%$
<i>Análise Exergética</i>	Taxa de Irreversibilidade - I - (MW) / Balanço de Exergias
	$0 = Ex_{14} + Ex_{37} - (Ex_{39} + Ex_{40}) - IA_6 \text{ solve, } IA_6 \rightarrow 3.948521784299873$ $IA_6 := 3.948 \text{ MW}$
	Eficiência Exergética - ψ - (%)
	$\omega_{A6} := \left(\frac{Ex_{40} - Ex_{37}}{Ex_{14} - Ex_{39}} \right) \cdot 100$ $\omega_{A6} = 88.499 \%$

DESAERADOR (D)

<i>Análise Energética</i>	Carga Térmica - Q - (MW) / Eficiência Energética - η - (%)
	$QD_{in} := \frac{(m9ah9a + m12ah12a + m31h31 + m32h32 + m35h35)}{1000} = 1156.585 \text{ MW}$ $QD_{out} := \frac{(m33h33)}{1000} = 1150.481 \text{ MW}$ $\eta_D := \left(\frac{QD_{out}}{QD_{in}} \right) \cdot 100$ $\eta_D = 99.472 \%$
	Taxa de Irreversibilidade - I - (MW) / Balanço de Exergias
<i>Análise Exergética</i>	$0 = Ex9a + Ex12a + Ex31 + Ex32 + Ex35 - (Ex33) - ID_{solve}, ID \rightarrow 3.1710521534998418$ $ID := 3.172 \text{ MW}$
	Eficiência Exergética - ψ - (%)
	$\omega_D := \left[\frac{Ex33}{(Ex9a + Ex12a + Ex31 + Ex32 + Ex35)} \right] \cdot 100$ $\omega_D = 98.411 \%$

ANÁLISE GLOBAL DA USINA NUCLEAR P1000

<i>Análise Energética</i>
Potência Produzidas nas Turbinas a Vapor (MW)
$WTVTotal_{real} := WTAP_{real} + WTBP_{real}$ $WTVTotal_{real} = 1027.021 \text{ MW}$ $WTVTotal_{iso} := WTAP_{iso} + WTBP_{iso}$ $WTVTotal_{iso} = 1109.503 \text{ MW}$
Potência Consumidas Pelas Bombas (MW)
$WBTtotal_{real} := WBA_{real} + WB2_{real} + WB3_{real} + WB4_{real}$ $WBTtotal_{real} = 26.86 \text{ MW}$ $WBTtotal_{iso} := WBA_{iso} + WB2_{iso} + WB3_{iso} + WB4_{iso}$ $WBTtotal_{iso} = 22.831 \text{ MW}$

Eficiência Energética da Usina P1000 - η - (%)

$$W_{Util} := W_{TVTotal_real} - W_{BTotal_real} = 1000.161 \text{ MW}$$

$$W_{Util_iso} := W_{TVTotal_iso} - W_{BTotal_iso} = 1086.672 \text{ MW}$$

$$\eta_{P1000} := \left(\frac{W_{Util}}{Q_{fRe}} \right) \cdot 100$$

$$\eta_{P1000} = 37.7 \%$$

$$\eta_{P1000_iso} := \left(\frac{W_{Util_iso}}{Q_{fRe}} \right) \cdot 100$$

$$\eta_{P1000_iso} = 41 \%$$

Análise Exergética

Taxa de Irreversibilidade - I - (MW)

No Circuito Primário (CP):

$$IT_{CP} := I_{Re} + I_{GV} + I_{BA} = 1427.614 \text{ MW}$$

No Circuito Secundário (CS):

$$IT_{turbinas} := IT_{AP} + IT_{BP} = 82.482 \text{ MW}$$

$$IT_{aquecedores} := IA_1 + IA_2 + IA_3 + IA_4 + IA_5 + IA_6 + ID = 47.841 \text{ MW}$$

$$IT_{bombas} := IB_2 + IB_3 + IB_4 = 1.918 \text{ MW}$$

$$IT_{CS} := IT_{turbinas} + IT_{aquecedores} + ISU + IR + I_{Cond} + IT_{bombas} = 196.76 \text{ MW}$$

Na Usina:

$$IT := IT_{CP} + IT_{CS} = 1624.374 \text{ MW}$$

Eficiência Exergética - ψ - (%)

Circuito Secundário (CS):

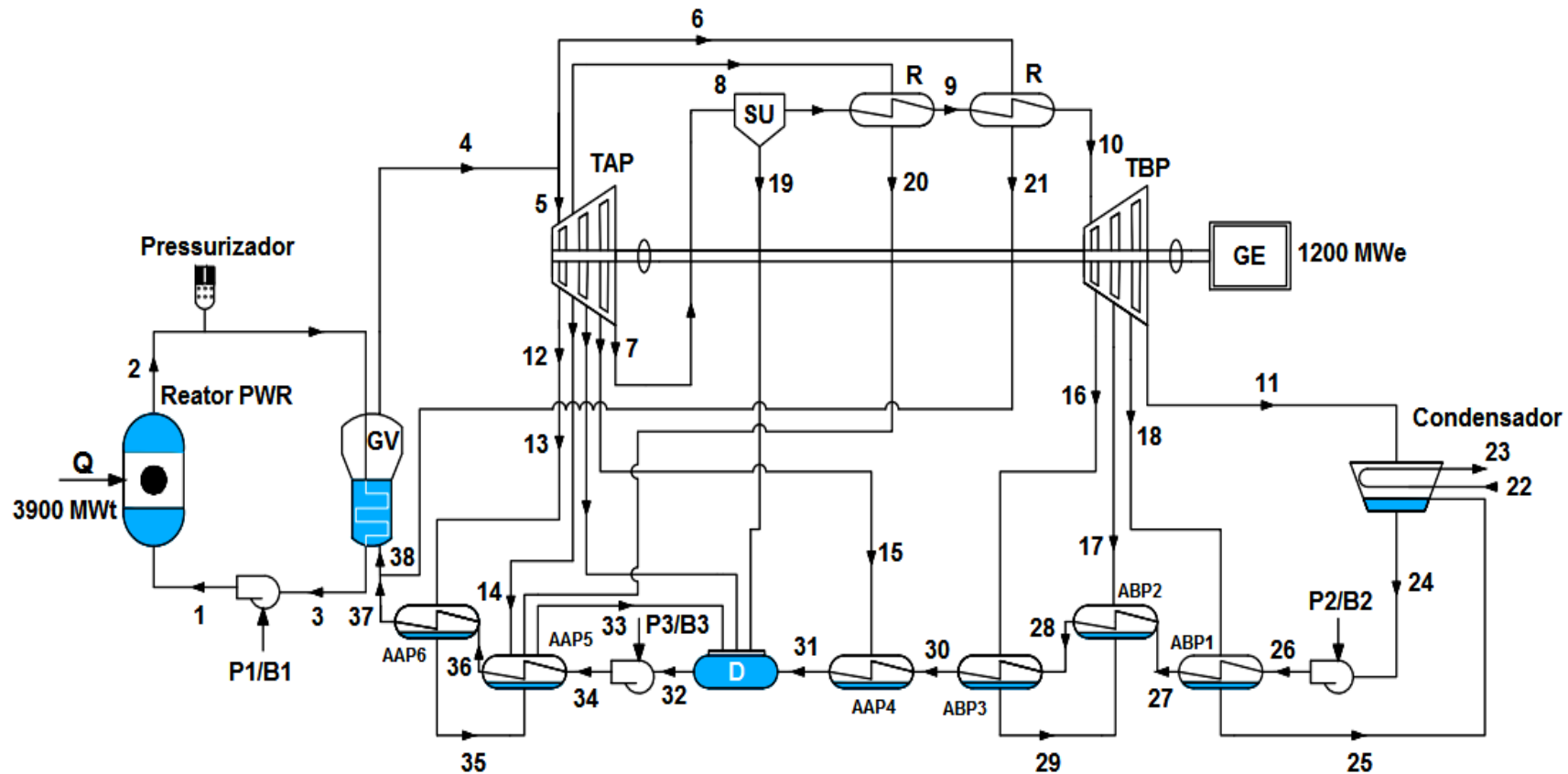
$$\omega_{CS} := \left(\frac{W_{Util}}{Q_{fRe} - IT_{CP}} \right) \cdot 100 = 81.86 \%$$

Na Usina :

$$\omega := \left(\frac{W_{Util}}{IT + W_{Util}} \right) \cdot 100 = 38.11 \%$$

ANEXO A – Usina Nuclear VVER 1200

Diagrama esquemático das vazões mássicas envolvendo os principais equipamentos da usina nuclear VVER 1200.



GV – Gerador de Vapor; TAP – Turbina de Alta Pressão; TBP – Turbina de Baixa Pressão; R – Reaquecedor; SU – Separador de Umidade; ABP – Aquecedores de Baixa Pressão; AAP – Aquecedores de Alta Pressão; B – Bombas; P – Potência de Acionamento; Q – Potência Térmica do Reator Nuclear; D – Desaerador; GE – Gerador Elétrico.

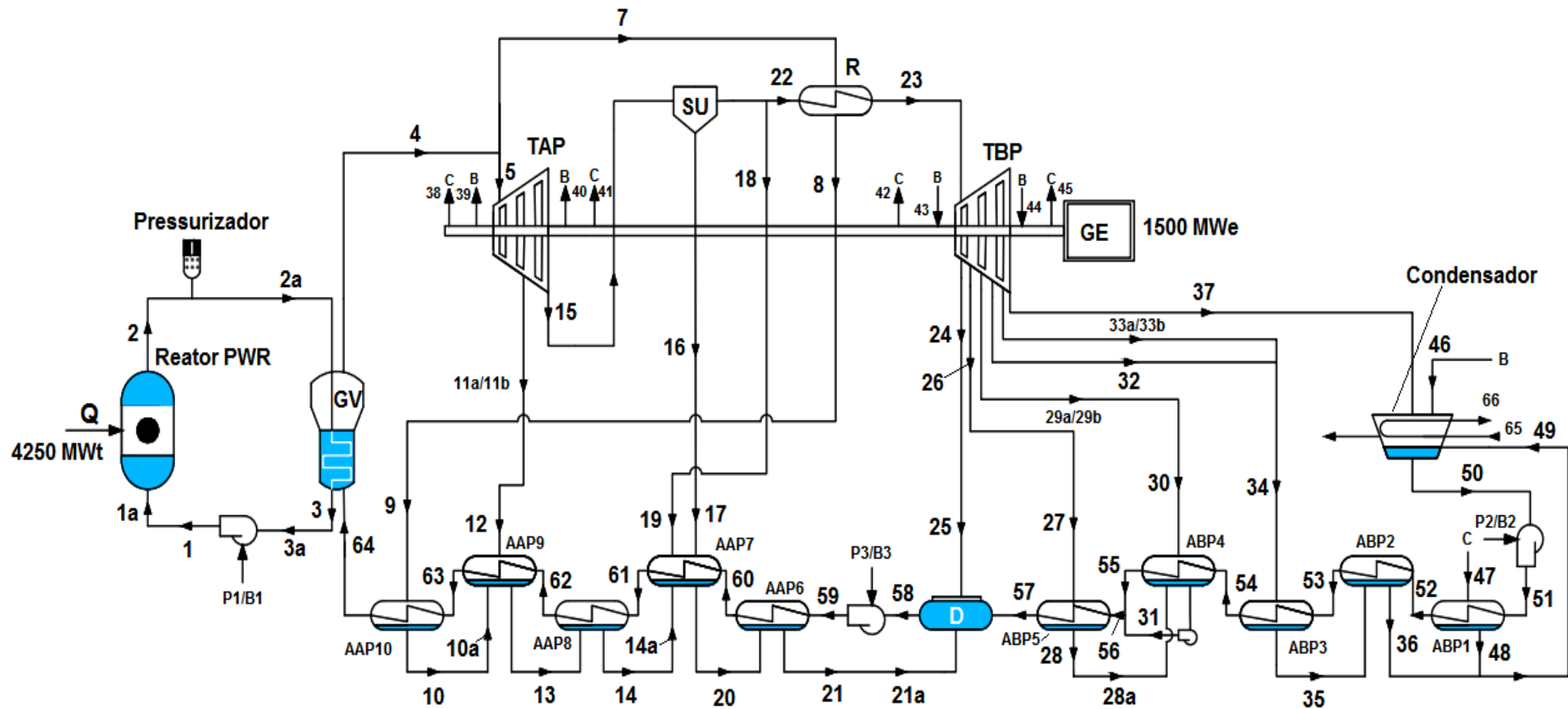
Tabela referentes aos estados termodinâmicos da usina nuclear VVER.

Estados*	Energia Total (MWt)	Exergia Total (MWt)
1	29282,594	8201,796
2	33185,840	10181,968
3	29276,266	8196,135
4	4965,591	1887,102
5	4748,711	1804,616
6	216,799	82,388
7	3012,549	818,978
8	207,874	71,329
9	3005,572	831,889
10	3125,444	880,530
11	2135,975	70,810
12	203,583	69,852
13	330,154	108,576
14	146,577	42,814
15	277,695	75,493
16	109,017	22,971
17	114,613	19,742
18	120,288	16,168
19	135,595	22,356
20	77,641	17,439
21	97,063	26,286
22	4886,226	0,000
23	6879,264	273,936
24	13,142	0,576
25	141,586	0,594
26	144,427	1,432
27	248,286	8,844
28	18,350	1,827
29	383,590	27,117
30	473,753	46,709
31	885,647	131,940
32	217,406	38,608
33	1242,258	206,946
34	1265,956	219,494
35	71,114	15,057
36	1526,120	315,439
37	1657,575	365,799
38	1755,058	393,714

*estados enumerados do diagrama esquemático da usina nuclear VVER.

ANEXO B – Usina Nuclear P1500

Diagrama esquemático das vazões mássicas envolvendo os principais equipamentos da usina nuclear P1500.



GV – Gerador de Vapor; TAP – Turbina de Alta Pressão; TBP – Turbina de Baixa Pressão; R – Reaquecedor; SU – Separador de Umidade; ABP – Aquecedores de Baixa Pressão; AAP – Aquecedores de Alta Pressão; B – Bombas; P – Potência de Acionamento; Q – Potência Térmica do Reator Nuclear; D – Desaerador; GE – Gerador Elétrico.

Tabela referentes aos estados termodinâmicos da usina nuclear P1500.

Estados*	Energia Total (MWt)	Exergia Total (MWt)
1	23306,879	7152,513
1a	23307,093	7152,383
2	27557,479	9254,567
2a	27557,517	9254,206
3	23290,446	7136,423
3a	23289,860	7135,609
4	6239,317	2467,121
5	5722,698	2257,117
6	5722,698	2249,804
7	515,691	202,590
8	217,765	63,554
9	217,765	63,554
10	164,651	40,339
10a	164,651	39,787
11a	387,317	134,786
11b	2,757	0,663
12	390,065	134,599
13	292,410	69,581
14	252,727	54,369
14a	252,727	54,105
15	4804,636	1539,961
16	179,210	38,086
17	179,360	38,126
18	394,719	127,901
19	394,719	126,957
20	526,753	110,759
21	401,935	69,177
21a	401,935	68,646
22	4230,685	1370,867
23	4528,561	1485,480
24	179,756	49,104
25	179,756	48,392
26	195,942	45,300
27	195,942	44,795
28	30,868	4,168
28a	30,868	3,923
29a	209,162	38,364
29b	4,120	0,430
30	213,279	38,241
31	51,529	5,355
32	4,239	0,359
33a	95,115	10,080
33b	3,937	0,222
34	103,287	10,353
35	12,515	0,682

Continuação...		
Estados*	Energia Total (MWt)	Exergia Total (MWt)
36	7,793	0,268
37	2768,652	127,131
38	0,093	0,018
39	1,526	0,307
40	1,375	0,277
41	0,083	0,016
42	0,266	0,052
43	0,882	0,018
44	0,882	0,178
45	0,261	0,052
46	1,136	0,229
47	0,697	0,139
48	0,095	0,011
49	7,888	0,241
50	79,573	1,778
51	82,503	4,081
52	83,036	2,877
53	87,830	3,052
54	178,514	9,772
55	371,202	37,250
56	422,833	42,623
57	587,890	77,806
58	1169,601	189,723
59	1192,349	210,331
60	1317,235	247,949
61	1617,147	348,390
62	1656,841	362,589
63	1919,148	462,022
64	1972,306	483,144
65	0,000	0,000
66	2698,080	48,161

*estados enumerados do diagrama esquemático da usina nuclear P1500.