

CENTRO UNIVERSITÁRIO DO SUL DE MINAS
ENGENHARIA MECÂNICA
PAMELA LUCINDA DE OLIVEIRA

N. CLASS.	MG21 48
CUTTER	0480
ANO/EDIÇÃO	2013

**ENERGIA NUCLEAR: VIABILIDADE DE IMPLANTAÇÃO DE USINAS
NUCLEARES NA REGIÃO NORDESTE BRASILEIRA**

Varginha
2013

PAMELA LUCINDA DE OLIVEIRA

**ENERGIA NUCLEAR: VIABILIDADE DE IMPLANTAÇÃO DE USINAS
NUCLEARES NA REGIÃO NORDESTE BRASILEIRA**

Trabalho apresentado ao curso de Engenharia Mecânica do Centro Universitário do Sul de Minas como pré-requisito para a obtenção do grau de bacharel, sob a orientação da Prof. Esp. Rullyan Marques Vieira.

**Varginha
2013**

PAMELA LUCINDA DE OLIVEIRA

**ENERGIA NUCLEAR: VIABILIDADE DE IMPLANTAÇÃO DE USINAS
NUCLEARES NA REGIÃO NORDESTE BRASILEIRA**

Trabalho apresentado ao curso de Engenharia Mecânica
do Centro Universitário do Sul de Minas/Unis-MG,
como pré-requisito para obtenção do grau de bacharel
pela Banca Examinadora composta pelos membros:

Aprovado em / /

Prof. Esp. Rullyan Marques Vieira

Prof.

Prof.

OBS.:

Dedico a Deus, por iluminar sempre meus passos e por ter me mostrar o melhor caminho. A minha querida família pelo apoio constante, e a todos que me ajudaram a chegar até aqui e alcançar mais uma etapa.

Grupo Educacional UNIS

AGRADECIMENTOS

Agradeço aos meus pais, professores, amigos e colegas por terem contribuído na concretização deste trabalho.

“Algo só é impossível até que alguém duvide e prove o contrário.”

Albert Einstein

RESUMO

A demanda energética cresce a cada dia, com isso buscamos novas formas de geração de energia que possam suprir regiões sem ter grandes danos ao meio ambiente. A energia nuclear atende aos requisitos para ser uma opção para ser implantada, pois possui grande geração de energia e é considerada uma energia limpa, sem causar impactos ao meio ambiente. Com o projeto de expansão nuclear brasileiro em contínuo avanço, tendo aumento da exploração das jazidas de urânio, avanço tecnológico nas ultracentrífugas, e outros projetos nucleares como a construção de submarinos nucleares. Este trabalho tem como objetivo comprovar a viabilidade da implantação de novas usinas nucleares na região nordeste brasileiro, para isso o trabalho mostra todo o funcionamento de uma usina nuclear, desde a fabricação de seu combustível até a geração de energia, para assim analisar sobre a implantação de novas centrais nucleares, e mostrar os prós e contras dessa decisão. Mostrando também que a energia nuclear possui muitas vantagens, e é muito segura ao contrário do que é vista. Através de pesquisa bibliográfica, chegou-se a conclusão que é a viável a implantação das usinas nucleares no nordeste devido a sua baixa demanda energética e que a energia nuclear é a de maior eficiência energética, por não precisar de meios externos para gerar energia.

Palavras-chave: Energia. Nuclear. Radioatividade.

ABSTRACT

Energy demand is growing every day, it sought new ways of generating energy that can supply regions without major damage to the environment. Nuclear power meets the requirements to be an option to be implemented because it has large power generation and is considered a clean energy, without impacting the environment. With the expansion project of the Brazilian nuclear continuous advancement, and increased exploitation of uranium deposits, technological advances in centrifuges and other nuclear projects as the construction of nuclear submarines. This paper aims to prove the feasibility of deploying new nuclear plants in northeastern Brazil, this work shows for the entire operation of a nuclear power plant, from the manufacture of their fuel to the power generation, thus to analyze on the deployment new nuclear plants, and show the pros and cons of this decision. Also showing that nuclear energy has many advantages and is very safe as opposed to what is seen. Through literature review, we reached the conclusion that it is a viable implementation of nuclear power plants in the northeast due to its low energy demand and that nuclear energy is energy efficient, not needing external means to generate energy.

Keywords: *Energy. Nuclear. Radioactivity.*

LISTA DE ILUSTRAÇÕES

Figura 1 – O ciclo do combustível nuclear.....	19
Figura 2 – Ciclo do combustível nuclear no Brasil.....	20
Figura 3 – Reservas de urânio no mundo.....	20
Figura 4 – Reservas brasileiras de urânio.....	22
Figura 5 – Varetas de combustível com pastilhas de dióxido de urânio.....	24
Figura 6 – Circuitos da usina.....	27
Figura 7 – Esquema de funcionamento de uma usina nuclear.....	28
Figura 8 – Piscina de combustíveis usados.....	31
Figura 9 – Corte longitudinal do reator.....	34
Figura 10 – Núcleo do reator aberto para a troca do combustível.....	35
Figura 11 – Elemento combustível.....	36
Figura 12 – Elemento combustível usado.....	36
Figura 13 – Gerador de vapor.....	39
Figura 14 - Pressurizador.....	40
Figura 15 - Rotor.....	42
Figura 16 – Barreiras contra a liberação de produtos radioativos.....	50
Figura 17 – Escala INES para nível de acidentes nucleares.....	55
Figura 18 – Balanço diário ONS – 4 de novembro de 2013.....	64
Figura 19 – Mapa de possíveis locais para instalação da usina.....	67

LISTA DE QUADROS

Quadro 1 – Reservas mundiais de urânio	19
Quadro 2 – Aplicações do urânio enriquecido	22
Quadro 3 – Características do elemento combustível	23

SUMÁRIO

1 INTRODUÇÃO	13
2 HISTÓRICO E APLICAÇÕES DA ENERGIA NUCLEAR	14
3 COMBUSTÍVEIS NUCLEARES	19
3.1 Reservas de urânio	20
3.2 Enriquecimento do urânio.....	22
3.3 Custos do ciclo do combustível.....	25
4 FUNCIONAMENTO DAS USINAS NUCLEARES COM REATOR PWR	26
5 RESÍDUOS NUCLEARES	30
6 PRINCIPAIS COMPONENTES DAS USINAS E SEU FUNCIONAMENTO	33
6.1 Circuito primário	33
6.1.1 Reator	33
6.1.2 Gerador de vapor e pressurizador.....	38
6.2 Circuito secundário	40
6.2.1 Grupo turbogerador	41
6.2.2 Condensador.....	42
6.3 Circuito terciário	43
7 MANUTENÇÕES	44
7.1 Manutenção preventiva	44
7.2 Manutenção preditiva	44
7.3 Manutenção de parada	45
8 SEGURANÇA	47
8.1 Barreiras passivas.....	49
8.2 Redundâncias.....	51
8.3 Fail-safe	51
8.4 Treinamento.....	52
8.5 Plano de emergência.....	52
8.6 Controle de dosagem	53
8.7 Proteção contra acidentes diversos	54
9 ACIDENTES NUCLEARES	55
9.1 O acidente de Chernobyl	56
9.2 O acidente de Three Mile Island	59
9.3 O acidente com Césio-137 em Goiânia	61
10 IMPLANTAÇÃO DE NOVAS USINAS NUCLEARES NO BRASIL	63
11 CONCLUSÃO	69
REFERÊNCIAS	70

1 INTRODUÇÃO

A geração de energia está em pleno crescimento, e cada dia mais busca-se novas fontes de geração para atender a necessidade energética mundial. Devido ao avanço tecnológico da energia nuclear, este trabalho visa implantar esta forma de energia em regiões com baixa demanda energética.

A região nordeste brasileira gera energia em quantidades menores do que seu consumo próprio, necessitando assim de geração de outras regiões para se suprir. Com isso, a região busca novas formas de geração de energia que possam solucionar seu problema energético, e que não tragam grandes danos ao meio ambiente. A energia nuclear atende os requisitos para a implantação, por ser uma energia que não causa impactos ambientais e sendo considerada uma energia limpa e estável, isto é, ela independe de condições externas para a sua geração, como condições meteorológicas.

Tendo em vista também, o projeto de expansão nuclear brasileiro, que visa o aumento de exploração das jazidas, grande avanço na tecnologia das ultracentrífugas, e outros projetos nucleares. Com este projeto em contínuo avanço, necessita-se também da construção de novas usinas nucleares no país para que elas possam tanto usufruir desta expansão como também avançar tecnologicamente na geração de energia nuclear.

Este trabalho tem como objetivo, através de pesquisa bibliográfica, provar a viabilidade da implantação de usinas nucleares na região nordeste brasileira, mostrando as vantagens tanto para a região que receberá as novas plantas como também para o país.

2 HISTÓRICO E APLICAÇÕES DA ENERGIA NUCLEAR

A energia nuclear é obtida por interações no núcleo de um átomo. Pode ser por fissão, ou seja, a divisão de núcleos pesados como o urânio, tório e plutônio, ou também sendo pela fusão de núcleos leves, como o hidrogênio (ELETRONUCLEAR, 2001).

A energia nuclear é a energia liberada numa reação nuclear, ou seja, em processos de transformação de núcleos atômicos. Alguns isótopos de certos elementos apresentam a capacidade de se transformar em outros elementos através de reações nucleares, emitindo energia durante o processo. Baseia-se no princípio de Albert Einstein sobre a equivalência de massa e energia, onde durante reações nucleares ocorre transformação de massa em energia. (GODOY, 2009, p.23).

No quinto século antes de Cristo, os filósofos Leucipo e Demócrito edificaram a Teoria Atomística, onde Demócrito afirma que o universo é constituído pelo átomo, partícula indivisível, invisível, impenetrável e animada de movimento próprio. E que as vibrações do átomo provocam todas as nossas sensações.

Somente no início do século XIX, que os pesquisadores retornaram com a hipótese atômica, onde John Dalton, em 1803, levantou hipóteses que os átomos não podem ser subdivididos, que todos os átomos de um elemento são idênticos e de mesmo peso e que compostos químicos são formados pela união de átomos de diferentes elementos (CNEN, 2012).

Após diversas hipóteses apresentadas por Gay-Lussac, Michael Faraday e do russo Dmitri Mendeleev, foi que J. J. Thomson mostrou o primeiro modelo de um átomo, que ficou conhecido como “pudim de ameixas”. Onde o pudim é o núcleo positivo do átomo, e onde se acham incrustados os elétrons, que seriam as ameixas.

Em 1895, foi descoberto por Roentgen uma espécie de radiação que atravessava corpos opacos, e parte era absorvido por eles, por serem de origem desconhecida ficaram conhecidos por Raio X. Poincaré apresentou, em 1896, o resultado desses estudos. No mesmo ano, Henri Becquerel, intensificou os estudos de Poincaré e descobriu-se que os sais de urânio emitiam radiações parecidas com as do Raio X e que impressionavam chapas fotográficas.

Os raios de Becquerel foram estudados por diversos físicos e pesquisadores, inclusive pelo casal Curie, onde em 1898, Madame Curie descobriu que o Tório apresentava as características radioativas do urânio. Em 18 de julho de 1898, o casal Curie, com a ajuda de

Bemont, descobriram o Polônio. Já em 1910, depois de um extenso trabalho, Marie Curie descobriu o rádio, tratando 10 toneladas do mineral para extrair 1 grama do elemento (ELETRONUCLEAR, 2001).

Ernest Rutherford estabeleceu o modelo de átomo atual, se tornando parte fundamental da física nuclear. Em 1932, após termos diversos estudos sobre o átomo de Ernest, Chadwick verificou experimentalmente a existência do nêutron.

Enrico Fermi teve participação muito importante para o desenvolvimento da energia nuclear. Quando atuava como professor na Universidade de Roma, não existiam livros de física moderna para estudos universitários, somente em alemão, vendo isso, ele veio a publicar, em 1928 o livro “Introduzione alla Fisica Atômica” que gerou vários alunos entusiastas de seu trabalho. Em um de seus trabalhos, ele faz citações que viriam a se profetizar, como a fissão e fusão nuclear. Porém, seu trabalho foi recusado por algumas revistas por apresentarem hipóteses que estavam longe de uma realidade física (CARDOSO, 2012).

Em 1934, Fermi construiu uma fonte Rádio-Berílio, onde bombardeou diversos elementos em ordem crescente de peso atômico. Nesta época, acreditava-se que a eficiência dos nêutrons para produzir novos núcleos aumentasse com sua energia, mas nesse mesmo ano descobriu que estava errada. Feitas diversas experiências para estudar as seções de choque das reações com nêutrons, os físicos Amaldi, Segre, Fermi, Pontecorvo e Rasetti descobriram, após trocarem o chumbo, usado para evitar a dispersão dos nêutrons, pela parafina, que os nêutrons lentos eram mais eficientes que os mais ágeis na geração de reações nucleares em certos elementos (CNEM, 2012).

Essa descoberta foi utilizada para a construção do primeiro reator nuclear, em 1942, nos Estados Unidos.

Quando Fermi recebeu o prêmio Nobel por sua descoberta, Fritz Strassman juntamente com Otto Hahn conseguiram obter a fissão do núcleo, comprovando que o bário era um dos elementos que resultavam da fissão do urânio.

No dia 16 de janeiro de 1939, Einstein baseando na descoberta de Hahn e Fritz, pensou na possibilidade da utilização da energia liberada pela fissão. Foi em conversas assim, que Fermi considerou a possibilidade da reação em cadeia. Devido a essa hipótese, foram feitas diversas experiências e foi comprovado que era possível uma reação em cadeia utilizando os nêutrons produzidos na fissão. Com isso, Pegan e Fermi chegaram a conclusão que o governo norte americano devia ser informado do trabalho e enviaram-lhe uma carta,

recebendo assim do Ministro da Marinha uma quantia de mil e quinhentos dólares para ajudar nas pesquisas.

Para influenciar o presidente F. D. Roosevelt, conseguiram encaminhar uma carta a ele de Albert Einstein, onde explicava-se a possível construção da bomba atômica, através da reação em cadeia. E pedindo auxílio para que os estudos não caíssem em poder da Alemanha nazista (ELETRONUCLEAR, 2001).

Após a leitura da carta, o Presidente Roosevelt dirigiu-se ao seu Adido Militar, General E. M. Watson, e declarou: “Devemos agir imediatamente”. O presidente criou a NDRC (National Defense Research Committee) e indicou um diretor para a “Comissão do Urânio”, isto com a finalidade de promover pesquisas voltadas a problemas de defesa, devendo mobilizar a ciência para atividades bélicas, sendo Bush nomeado para presidente do NDRC.

Anteriormente a entrada dos Estados Unidos na guerra e do ataque a Pearl Harbor, ainda não havia obtido sucesso na realização da “reação em cadeia”, e era mínima a produção de Urânio-235 para preparar um artefato nuclear e o Plutônio-239 havia sido preparado apenas alguns microgramas. (CNEM, 2012).

No mês de novembro do ano de 1941, foi decidido acelerar o projeto nuclear e ampliar a atuação do NDRC. Então Compton foi visitar Fermi para recolher informações precisas para a construção da bomba atômica, foi então que Fermi iniciou, na Universidade de Chicago, a construção de uma Pilha Nuclear de grandes proporções do que era programado pela NDRC para a Universidade de Colúmbia. O reator foi construído no estádio de atletismo da universidade. O maior problema para a construção do reator foi a posição geométrica do combustível no reator, e a escolha para um bom moderador para nêutrons. Fermi e Szilard resolveram o problema da geometria da colocação dos combustíveis, e utilizaram o grafite para moderador de nêutrons. Fermi Para a absorção dos nêutrons, Fermi sugeriu a utilização de barras de controle de Cádmiio.

Em 2 de dezembro de 1942, entrou em funcionamento o primeiro reator nuclear, com uma reação autossustentável. Assim que obtiveram êxito com a experiência, Wigner deu de presente a Fermi uma garrafa de vinho Chianti, e utilizando copos de papel, os presentes brindaram o início da Era Nuclear (ELETRONUCLEAR, 2001).

Hoje, graças às conquistas da era nuclear, a energia nuclear está em ampla utilização, trazendo diversos benefícios em diversos campos de atividade humana, possibilitando a realização de tarefas antes impossíveis com métodos tradicionais. As radiações podem cruzar

a matéria ou podem ser absorvidas por ela, o que possibilita múltiplas aplicações (CARDOSO, 2012).

A energia nuclear é aplicada na medicina, tanto em diagnósticos como terapias. É usada para diagnóstico de tireóide e para o mapeamento de diversos órgãos, como parte renal, cerebral, óssea, fígado e pulmão. Usado também para diagnóstico de infarto agudo do miocárdio e em estudos circulatórios. Ainda na medicina, temos a radioterapia (tratamento por fontes de radiação), que se deve aos estudos do casal Curie, que destroem as células cancerosas (CERCONI, 2009).

Na agricultura a energia nuclear também está presente, devido à emissão da radiação, usa-se traçadores radioativos para realizar radiografia das plantas para ver a necessidade de suas folhas e raízes. Também pode ser usado os traçadores em insetos, como abelhas e formigas para entender seu comportamento, pois quando eles ingerem a substância, eles passam a emitir radiação, e seu “raio de ação” pode ser acompanhado. Com isso descobrem-se os formigueiros, as colmeias e até as flores de preferência das abelhas, como também é muito eficaz para o controle de pragas em plantações, pois ao invés de usar inseticidas que são nocivos a saúde, pode descobrir quais os predadores de cada praga e utilizá-los no combate das mesmas. Devido a este processo também pode descobrir, se um determinado agrotóxico fica retido nos alimentos, no solo ou na água.

Ainda na área dos alimentos, é usada também a irradiação para a conservação de produtos agrícolas, como cebolas, batatas, alhos e feijões. Alimentos irradiados podem ser guardados por mais de um ano sem murcharem ou brotarem (ELETRONUCLEAR, 2001).

Na indústria, a energia nuclear é utilizada na radiografia de peças metálicas, ou também chamada de gamagrafia industrial, que é a impressão de radiação gama em filme fotográfico. Esta técnica é muito utilizada pelos fabricantes de válvulas, na área de controle de qualidade para verificar se não há defeitos ou rachaduras no corpo das peças. Nas empresas de aviação, é utilizado para verificar se existe fadiga nas partes metálicas e nas soldas importantes sujeitas a um maior esforço. A radiação também é utilizada na indústria para medir o nível de líquidos em tanques (CNEM, 2012).

Na indústria farmacêutica, as fontes radioativas são usadas em grande porte para esterilização de seringas, luvas cirúrgicas, gaze e material farmacêutico descartável, em geral. A esterilização pelos métodos convencionais é considerado impossível, pois para isso precisam de altas temperaturas, e os materiais se deformariam, danificando de tal maneira que não poderiam ser mais utilizados (ELETRONUCLEAR, 2001).

A datação por Carbono-14 é uma das grandes aplicações da energia nuclear, pois por esse processo onde se mede a quantidade de C-14 que há nos materiais analisados é possível saber a “idade” deles. Deste modo que se chegou na idade dos Pergaminhos do Mar Morto, por exemplo. (INB, 2013)

Além de todas essas aplicações em diversas áreas, a geração de energia elétrica, é uma das mais importantes utilizações da energia nuclear, devido ao aumento da necessidade energética mundial. A cada dia, se busca mais energias alternativas para se atender a demanda, e a energia nuclear é uma ótima alternativa, por não ter emissão de poluentes e não agredir nem modificar de forma brusca o meio ambiente.

[...] as alterações climáticas do planeta, devido à emissão de gases causadores do efeito estufa produzidos, entre outros, pela operação de usinas termelétricas; a previsão de escassez de petróleo e a contínua elevação do seus preços; a necessidade de garantia de abastecimento de combustíveis; as instabilidades geopolíticas internacionais, e a necessidade de diversificação da matriz energética e de redução de fontes externas de abastecimento vêm motivando a reconsideração, em vários países, da viabilidade de incremento da utilização da energia nuclear. (PRÄSS, 2007, p.14).

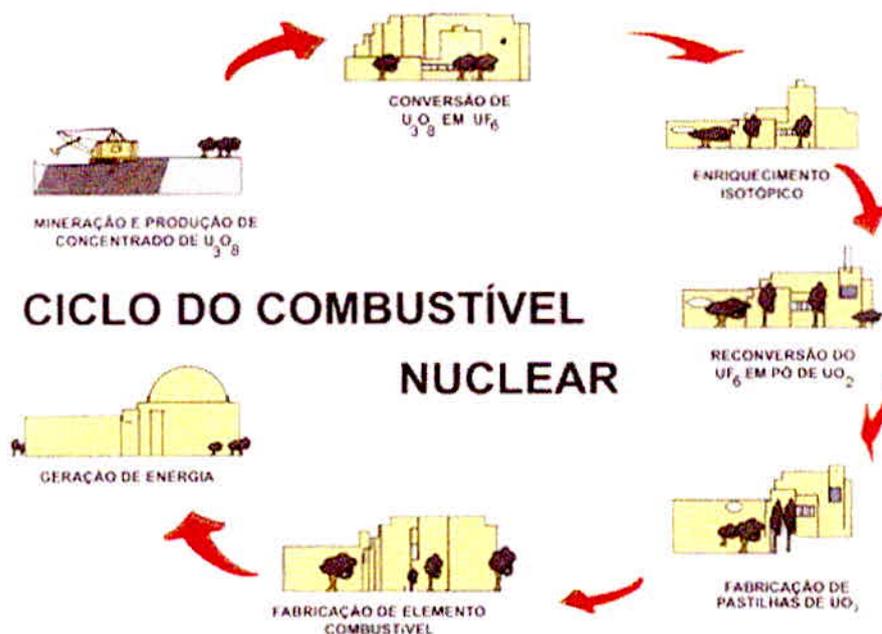
No Brasil, a geração de energia mais usada são as hidroelétricas, devido a grande quantidade de água disponível nos nossos rios. Porém, a quantidade de hidroelétricas construídas não atende todo o território nacional, requerendo assim a busca de outras formas de geração que cheguem às áreas com maior necessidade energética, como a região nordeste do país. Portanto, será aprofundado a seguir todo o ciclo da geração de energia elétrica através de combustível nuclear para analisar se esta alternativa pode se tornar uma boa opção para atender a demanda energética brasileira.

3 COMBUSTÍVEIS NUCLEARES

O ciclo do combustível nuclear constitui desde a produção do combustível, sua utilização no reator e a recuperação de materiais físséis e férteis. O combustível representa parte importante no funcionamento de uma usina nuclear, devido ele ser o que abastece o reator. O combustível utilizado pode ser urânio metálico, óxido de urânio ou também sulfato de urânio. Mas grande parte dos reatores usa urânio enriquecido com o isótopo fissil U-235, ou seja, numa proporção maior do que a encontrada em estado natural. Devido a isso, deve-se incluir na preparação dos materiais combustíveis, um processo de separação isotópica (INB, 2013).

O combustível deve ser substituído quando apenas uma pequena percentagem do total de espécies físséis e férteis fora consumida. Os materiais não usados são reciclados para reutilização. Sendo assim, a separação do urânio, plutônio e produtos de fissão, é um processo bastante complexo, dependendo da forma em que se encontram no reator. Em particular, os reatores térmicos requerem um alto grau de descontaminação, ou seja, de eliminação de produtos de fissão. A eliminação de produtos de fissão radioativos é sempre necessária, para que no final se possa fabricar-se o material usado que foi recuperado até dar a ele seu formato específico, sem que exista um risco biológico (ELETRONUCLEAR, 2001).

Figura 1 – O ciclo do combustível nuclear



Fonte: (PRÄSS, 2007, p. 68)

Figura 2 – Ciclo do combustível nuclear no Brasil

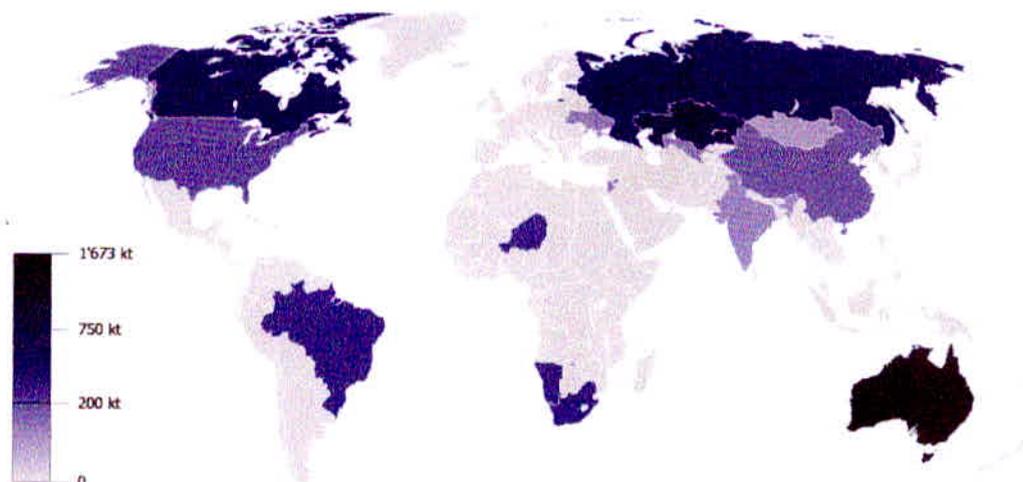


Fonte: CNEN, 2012

3.1 Reservas de Urânio

O urânio é encontrado em quase todas as rochas sedimentares da crosta terrestre, porém, somente vestígios dele, sendo este não muito abundante em depósitos concentrados. O minério mais comum, tendo grande importância, é a uraninita, tendo o maior depósito do mundo na África, nas minas de Leopoldville no Congo. Os minerais que também tem urânio na composição são a euxenita, a carnotita, a branerita, a torbernite e a coffinita. As principais reservas destes minérios se encontram nos EUA, Canadá, Rússia e França (CNEM, 2012).

Figura 3 – Reservas de urânio no mundo



Fonte: CNEN, 2012

O Brasil, segundo dados da INB – Indústria Nucleares do Brasil S.A., ocupa a sexta posição entre as maiores reservas de urânio do mundo, tendo por volta de 309.000 toneladas. Segundo esta empresa somente 25% do território nacional foi determinada o valor de seus minérios. As duas principais reservas são as de Caetité na Bahia (mina Lagoa Real) e Santa Quitéria no Ceará (INB, 2013).

Quadro 1 – Reservas mundiais de urânio

País	Reservas mundiais de urânio	
	Toneladas de urânio	%
Cazaquistão	957.000	21,7
Austrália	910.000	20,6
África do Sul	369.000	8,4
Estados Unidos	355.000	8,0
Canadá	332.000	7,5
Brasil	309.000	7,0
Namíbia	287.000	6,5
Outros	897.000	20,3
Total	4.416.000	100,00

Fonte: INB, 2010

Em 1976 foi descoberta a mina de Caetité tendo as dimensões com aproximadamente 80 km de comprimento e com 30 a 50 km de largura. Localizada a 20 km do município, o a instalação produz um pó mineral, conhecido por yellow cake. A reserva possui um teor médio de 3.000 ppm (partes por milhão), capaz de suprir 10 reatores como o de Angra 2 por toda sua vida útil (CNEM, 2012).

Figura 4 – Reservas brasileiras de urânio



Fonte: INB, 2010

O Tório ($\text{Th} - 232$) é também um elemento que pode ser utilizado como matéria prima para a geração de combustível nuclear, sendo mais abundante que o urânio. Porém ele se fissiona somente se submetido a um intenso fluxo de nêutrons num reator, assim como o urânio e o plutônio, e não entra em reação em cadeia em seu estado puro (INB, 2013).

3.2 O enriquecimento do urânio

Após a retirada do minério de urânio das jazidas, vai um longo trabalho até a obtenção do metal enriquecido. São inúmeros processos para o enriquecimento de urânio que foram desenvolvidos, como a ultracentrifugação, que já está em escala industrial, a difusão gasosa e o do jato centrífugo e um processo a Laser que está em fase de pesquisa. Cada nação desenvolve cada vez mais os processos gerando tecnologia cada vez mais sofisticada, mas oferecem empecilhos para que outras nações tenham acesso a elas. (ELETRONUCLEAR, 2001).

Na coleta do urânio natural, que contém 0,7% de U-235, 99,3% de U-238 e traços de U-234, e extrair uma quantia de U-238 para ampliar a concentração de U-235, é conhecido como enriquecimento. A melhor maneira é aquela que tem o menor custo de produção. Para produzir 1 kg de U-235 enriquecido entre 3 e 3,5 % é necessário o consumo de cerca de 2.300 kWh. Para a separação do isótopo de U-235 do U-238, o procedimento mecânico foi o mais

eficiente, usando uma máquina centrífuga para separação. A taxa de conversão é de 500 partes de minério para obter 1 parte de metal. Nisto, mais de 99% é de U-238, sem fins para a indústria nuclear. (INB, 2013).

Quadro 2 – Aplicações do urânio enriquecido

Aplicações do urânio enriquecido	
Nível de pureza	Aplicação
0,72%	Urânio natural
3-4%	Usinas nucleares
40%	Barcos e submarinos russos
80%	Barcos e submarinos americanos
90%	Bombas nucleares

Fonte: INB, 2013

As ultracentrífugas tem princípio de funcionamento parecido com as centrífugas domésticas, que se preparam os alimentos, onde se propicia a separação do material de maior peso se concentra na para a parede do recipiente onde é jogado, e o de menor peso fica no centro concentrado.

No processo de enriquecimento, o U-235 é apenas ligeiramente mais leve que o U-238, acrescenta-se flúor ao metal, desenvolvendo assim o gás hexafluoreto de urânio. Somente interessa para o combustível nuclear o isótopo U-235 que é fissil. É preciso a separação, devido o urânio natural conter uma quantidade muito pequena de U-235 (ELETRONUCLEAR, 2001).

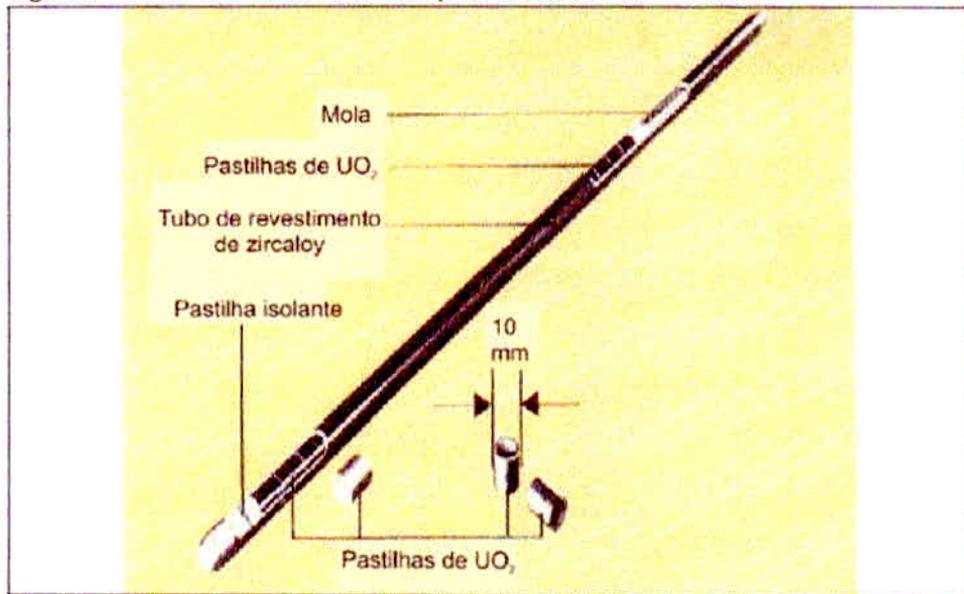
No interior da centrífuga o urânio U-235 concentra-se no centro e o U-238 fica mais próximo à parede do cilindro. Tendo duas tubulações de saída que recolhem o urânio enriquecido em um e chamado subproduto na outra tubulação.

Após esta etapa, o urânio é passado para outra centrífuga e assim por diante, num processo de cascata. Ao fim do processo este é recolhido e já possui separado o maior nível de enriquecimento. Em uma tubulação, é aquecido o hexafluoreto de urânio (UF₆) em uma autoclave com uma temperatura de 100°C, sendo adicionadas outras substâncias, dando origem ao tricarbonato de amônia uranila. O gás caminha para um filtro, e fica retira nele o pó de dióxido de urânio (UO₂) sendo prensado e aquecido a 1.750°C. (INB, 2013).

É necessário uma bateria de máquinas para se obter maior quantidade do urânio enriquecido, pois o aproveitamento unitário do equipamento é muito reduzido.

O hexafluoreto de urânio é usado para a fabricação de pastilhas de dióxido de urânio, fabricadas nas Indústrias Nucleares do Brasil, em Resende – RJ. O elemento combustível é composto pelas pastilhas cerâmicas de dióxido de urânio, de formato cilíndrico, que são bem pequenas, tendo cada pastilha 9,11mm de diâmetro e 11mm de altura, e com grande potência energética, e são empilhadas, assim montadas no interior de tubos de uma liga metálica especial de zircônio e estanho – o zircaloy 4 – que forma um conjugado de varetas onde sua estrutura, que possui aproximadamente 5 metros de altura, é sustentada por grades espaçadoras. Cada combustível pronto possui a capacidade de gerar energia elétrica para 42.000 residências de porte médio durante um mês (ELETRONUCLEAR, 2001).

Figura 5 – Varetas de combustível com pastilhas de dióxido de urânio



Fonte: (Natrontec, 1999, p. 45)

Quadro 3 – Características do elemento combustível

Elemento Combustível	Angra 1	Angra 2
Quantidade	121	193
Varetas	28.435	45.548
Pastilhas	10,5 milhões	17,5 milhões
Comprimento	4,00m	5,00m
Peso - urânio	411 kg	543 kg
Peso - total	600 kg	840 kg

Fonte: INB, 2010

Os combustíveis para todas as centrais do mundo são hoje fabricados em 21 países. Vários países consideram a construção e expansão de fábricas de elementos combustíveis. A Ucrânia, China, República da Coreia, México e Romênia já tem um programa de fabricação

de seus combustíveis nucleares. A Indonésia, Egito e Turquia estão em fase inicial de implantação de própria produção de combustíveis nucleares, o que não acontece com Finlândia e Suíça (NATRONTEC, 1999).

O combustível usado pode ser reciclado e passar por um processo de separação do material fértil e fissil, para eventual uso posterior como combustível (INB, 2013).

3.3 Custos do ciclo do combustível

A geração de energia nuclear tem o custo do combustível incidindo sobre o custo final de geração em cerca de 20-25%. Considerando-se as condições atuais de mercado para os diferentes materiais usados e serviços prestados do ciclo do combustível, um fator de capacidade de 70% da usina nuclear, o custo do combustível, incluindo a primeira carga, varia de US\$ 4 para 12/MWh em seu ciclo fechado e de US\$ 3,5 para 11/MWh para um ciclo aberto com previsão para estocagem definitiva do combustível irradiado. No Brasil a INB fornece combustível para a ELETRONUCLEAR que leva a um custo do ciclo aberto de cerca de US\$ 8,5/MWh, isso indica que seus custos estão dentro da gama dos custos internacionais (CNEN, 2012).

4 FUNCIONAMENTO DAS USINAS NUCLEARES COM REATOR PWR

Estudaremos a partir daqui, somente o funcionamento das usinas PWR (reator com água pressurizada), devido ser o projeto escolhido para as usinas brasileiras, que são o enfoque deste trabalho.

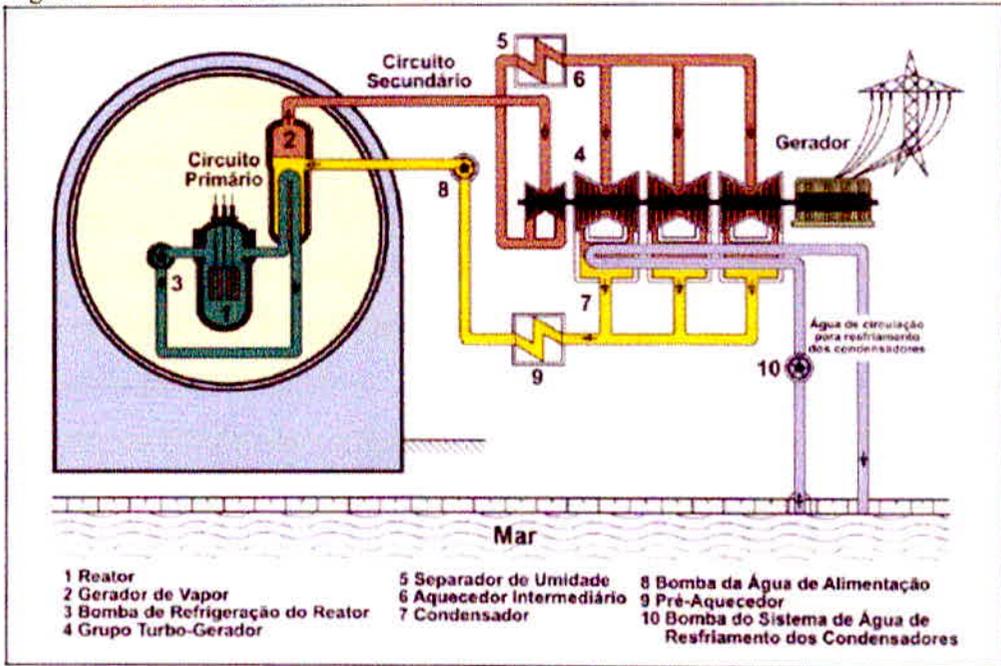
As usinas nucleares utilizam o princípio da fissão nuclear para gerar calor. A fissão nuclear acontece devido a uma propriedade contida no átomo do urânio, que consiste em seu núcleo de despedaçar quando atingido por um nêutron livre.

Quando ele se divide, ele difunde mais nêutrons livres, que batem e divide mais núcleos, e estes liberam mais nêutrons, e assim por diante, numa reação em cadeia, gerando assim energia térmica. A fissão de 1kg de urânio libera a mesma quantidade de energia calorífica que a combustão de 12.000 barris de petróleo ou de 2.000 toneladas de carvão mineral de boa qualidade. Uma vez por ano, um terço do combustível contido no núcleo do reator é substituído (ATALA, 2012).

Dentro do reator nuclear, os elementos combustíveis são fissionados, liberando calor, este podendo chegar a 1500°C a uma pressão de 157atm. A taxa de calor liberada pelo reator, é controlada pela variação de taxa de fissões que ocorrem no núcleo e que depende do número de nêutrons térmicos disponíveis para causá-las. A diminuição e o aumento de nêutrons são promovidos pela colocação e a retirada das barras de controle da parte interna dos elementos combustíveis mergulhados em água e também pela elevação e a redução da concentração de boro na água de refrigeração do reator (ELETRONUCLEAR, 2001).

O processo de geração de energia elétrica nas usinas brasileiras é dividido em três sistemas básicos: O primário, o secundário e o terciário. Que são as linhas de fluxo de água, que nunca se misturam.

Figura 6 – Circuitos da usina



Fonte: (Natrontec, 1999, p. 33)

O sistema primário, que contém a água comum desmineralizada em seu interior em ciclo fechado, onde esta água passa pelo reator onde está ocorrendo a fissão, se aquecendo e aquecendo a água do secundário. Devido a alta temperatura, ela é ligada a um pressurizador, é colocada à grande pressão para não virar vapor, e assim manter a quantidade efetiva necessária de transferência de calor, sendo elevada a uma pressão de 7atm, deixando que a água se mantenha líquida a mais de 300°C. O setor primário tem como função, além do aquecimento da água, resfriar o reator (NATRONTEC, 1999).

No sistema secundário a água, que também se encontra em um circuito fechado, passa dentro de quatro trocadores de calor, denominado gerador de vapor, juntamente com a tubulação do sistema primário. Quando a água do sistema primário passa dentro do GV, ela vem tão quente a ponto de evaporar rapidamente a água do secundário, através do contato pelas paredes da tubulação, transformando água em vapor saturado seco. Juntamente na troca de calor, a água do secundário resfria a água do primário para que ela volte ao reator para fazer sua refrigeração (ELETRONUCLEAR, 2001).

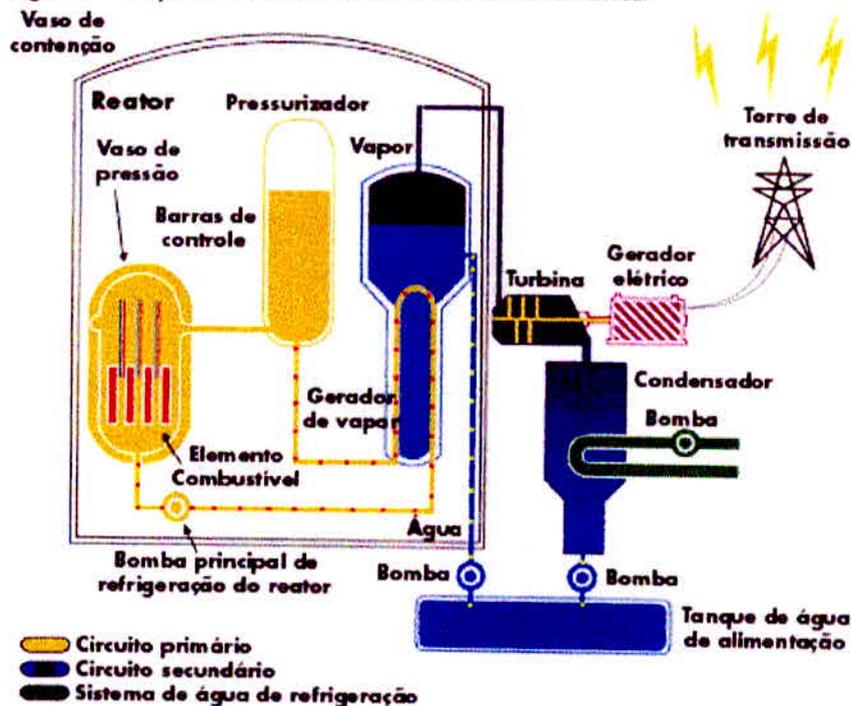
Após a evaporação da água do secundário, esta é direcionada para os bocais expansores e palhetas, girando-as. A turbina a vapor – conjunto uniaxial de turbinas de baixa e alta pressão é acoplado ao gerador elétrico, acionando-o, assim gerando a energia elétrica. Na usina de Angra I contém uma turbina de alta pressão e duas turbinas de baixa pressão, enquanto na usina de Angra II tem três turbinas de baixa pressão e uma turbina de alta pressão. O vapor entra pela turbina de alta pressão, fazendo esta girar. Este vapor que sai da

HP é superaquecido para retirar as partículas de água que se formam que podem danificar as e paletas das turbinas, e segue para as LP fazendo estas também girarem (NATRONTEC, 1999).

Quando o vapor se retira das turbinas ele segue para o condensador, onde se encontra as tubulações de água do sistema terciário, fazendo o vapor se condensar e voltar ao estado líquido, onde é enviado para um tanque de alimentação que irá enviá-lo de volta para o GV, retornando assim ao início do ciclo termodinâmico, cujo rendimento térmico é da ordem de 33%.

A água do sistema terciário não é de circuito fechado, ela é captada pela tomada d'água através de bombas que succionam água de uma fonte fria externa, seja do mar, lago ou rio, passando por dentro das usinas, e sendo liberada novamente para o meio ambiente. Esta região onde a água é retornada é monitorada constantemente para garantir que não apresente emissões radiológicas acima do normal de qualquer outra água. (ELETRONUCLEAR, 2001)

Figura 7 – Esquema de funcionamento de uma usina nuclear



Fonte: Eletronuclear, 2001

Um dos benefícios deste tipo de planta nuclear é que no circuito primário, onde tem o material radioativo, este se mantém independente do circuito secundário através de duas barreiras, que são os tubos dos geradores de vapor e os tubos dos condensadores. Sendo que a água succionada do mar passa nos condensadores sem contato com a água do circuito secundário, que também não possui contato com a água do circuito primário de refrigeração

do reator. Isso evita que a água do mar se contamine com água radioativa do circuito primário em casos de possíveis vazamentos em tubulações dos geradores de vapor (NATRONTEC, 1999).

5 RESÍDUOS NUCLEARES

Uma das principais barreiras à opção nuclear diz respeito aos rejeitos radioativos.

Rejeito radioativo é qualquer material resultante de atividades humanas que contenha radionuclídeos em quantidades superiores aos limites de isenção, especificados na Norma CNEN-NE-6.02 - Licenciamento de Instalações Radioativas e para o qual a reutilização é imprópria ou não prevista". (CNEN, 2012, p.347).

Normalmente, todos os processos que usam materiais radioativos como na indústria, na agricultura, na medicina e nas atividades de pesquisa em laboratórios, geram rejeitos radioativos, mas é no processo de produção de energia nucleoe elétrica que é gerado o maior volume de resíduos, e muitos destes resíduos possuem contaminantes em quantidades que podem ter impacto potencial negativo na saúde humana e no meio ambiente e por isso devem ser bem gerenciados, não devendo ser liberados sem um tratamento prévio. Todavia, o volume de resíduos nucleares produzidos pela indústria nuclear é muito pequeno comparado com outros resíduos gerados. A cada ano, as instalações de geração de energia nuclear em todo o mundo produzem cerca de 200.000 m³ de baixo e médio nível de resíduos radioativos, e cerca de 10.000 m³ de resíduos de alto nível, incluindo o combustível usado. (GODOY, 2009).

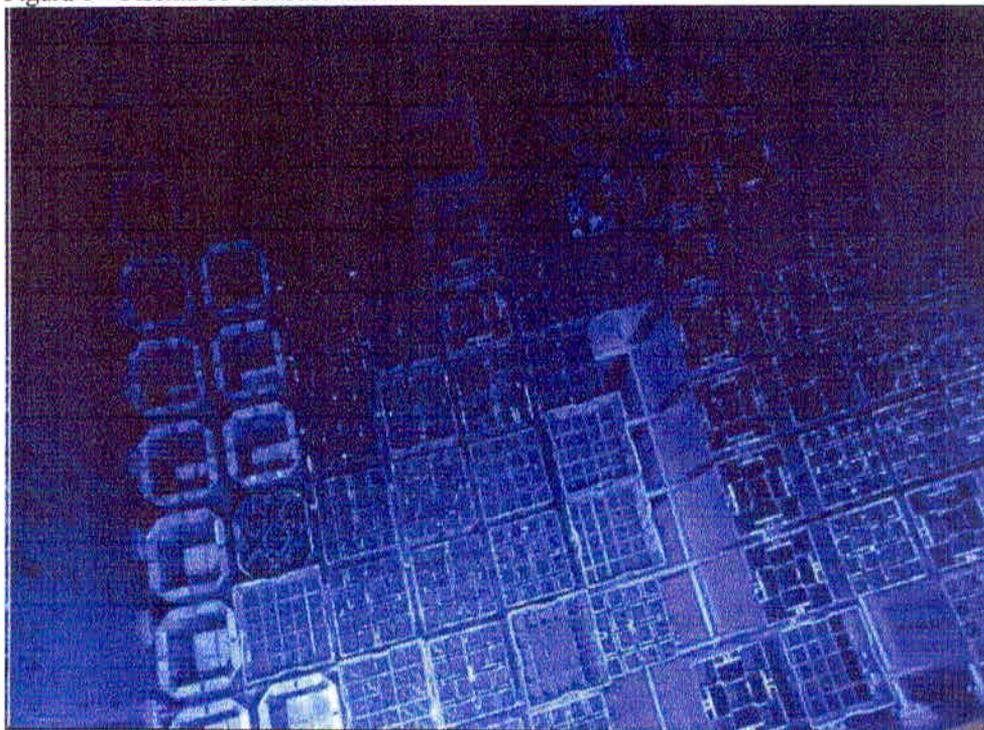
As etapas necessárias ao processo de produção de energia de fissão nuclear são conhecidas como ciclo do combustível nuclear, que compreende as etapas de mineração e beneficiamento do urânio; passando pelas etapas de conversão e enriquecimento isotópico; irradiação no reator e reprocessamento ou armazenamento do combustível queimado. Na realização dessas atividades são gerados rejeitos radioativos, que podem ser classificados como rejeitos de alta, média ou baixa atividade (CNEN, 2012).

No Brasil, a maior parte dos rejeitos gerados no ciclo do combustível é de baixo nível de radiação, nas formas sólida e líquida. Como rejeitos sólidos citam-se papéis, vestuários, pós, ferramentas e demais utensílios contaminados. Os rejeitos líquidos são normalmente soluções orgânicas aquosas que contêm radionuclídeos. Os rejeitos de médio nível de radiação são gerados principalmente nas usinas nucleares, como os concentrados do evaporador e resinas de troca iônicas saturadas.

O Brasil não possui rejeitos radioativos de atividade alta, visto que elementos combustíveis queimados não são classificados como tal até que se defina uma política nacional de processamento, reprocessamento ou simples descarte destes combustíveis.

Atualmente eles são mantidos encapsulados dentro de piscinas de 15 metros de profundidade, dentro do prédio do reator nas usinas nucleares (ELETRONUCLEAR, 2001).

Figura 8 – Piscina de combustíveis usados



Fonte: Eletronuclear, 2001

O cenário de crescimento global da energia nuclear, baseado no ciclo aberto, ou seja, o combustível irradiado é tratado como lixo após ser retirado do reator, irá requerer múltiplas instalações para disposição do combustível usado. Esse requisito, associado à redução da toxicidade dos rejeitos radioativos, tem ampliado o interesse nos ciclos fechados, ou seja, com reaproveitamento do combustível nuclear (GODOY, 2009).

O gerenciamento do combustível nuclear usado e o armazenamento de rejeitos com grande nível de radiação se mantem sendo um enorme desafio para a indústria nuclear e para a humanidade. Nenhum país ainda implementou com absoluto sucesso um sistema para a disposição desses rejeitos. Um grande progresso no armazenamento geológico profundo está sendo feito na Finlândia e nos Estados Unidos, onde os locais de armazenamento foram escolhidos e os trabalhos de pré-construção estão em andamento. Entretanto, mais de uma década será necessária para que o primeiro desses repositórios esteja concluído. Nesse meio tempo, a tendência no mundo tem sido utilizar instalações de armazenamento temporárias (intermediárias) acima do solo e muitos países estão explorando a exequibilidade da armazenagem temporária por cem anos ou mais, com possibilidade de recuperação do

combustível usado, caso novas soluções sejam apresentadas no futuro (ELETRONUCLEAR, 2001).

Avanços tecnológicos na disposição dos rejeitos podem ampliar o apoio à utilização da energia nuclear.

6 PRINCIPAIS COMPONENTES DAS USINAS E SEU FUNCIONAMENTO

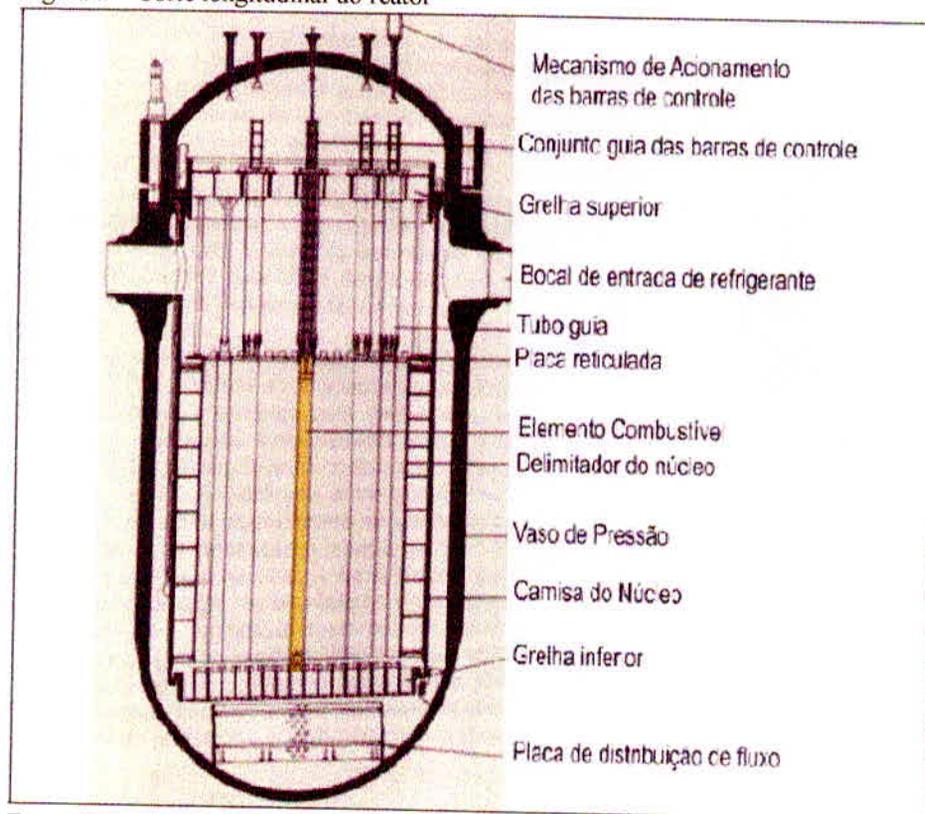
Logo abaixo, segue os equipamentos fundamentais que compõem as usinas nucleares com reator tipo PWR, usado pelas usinas brasileiras, e seu funcionamento, assim entendendo todo o complexo da geração de energia através dos combustíveis nucleares.

6.1 Circuito primário

6.1.1 Reator

O reator usado em Angra I, II e III, e futuramente nas próximas instalações nucleares brasileiras, é do tipo PWR, ou seja, reator de água pressurizada. Ele é resfriado e moderado à água leve pressurizada a 157 bar, com potência térmica de 3.765 MWt e potência elétrica de 1.350 MWe. É composto basicamente de um vaso de pressão e um núcleo. O vaso de pressão tem formato cilíndrico possuindo 5 m de diâmetro interno e tendo 9,8 m de altura, 25,6 cm de espessura de parede e 506 toneladas de peso, produzido em aço forjado de granulação fina e de baixa liga, tendo seu revestimento interno de aço inoxidável, feito pela empresa da Alemanha Gütehoffnungshütte (NATRONTEC, 1999).

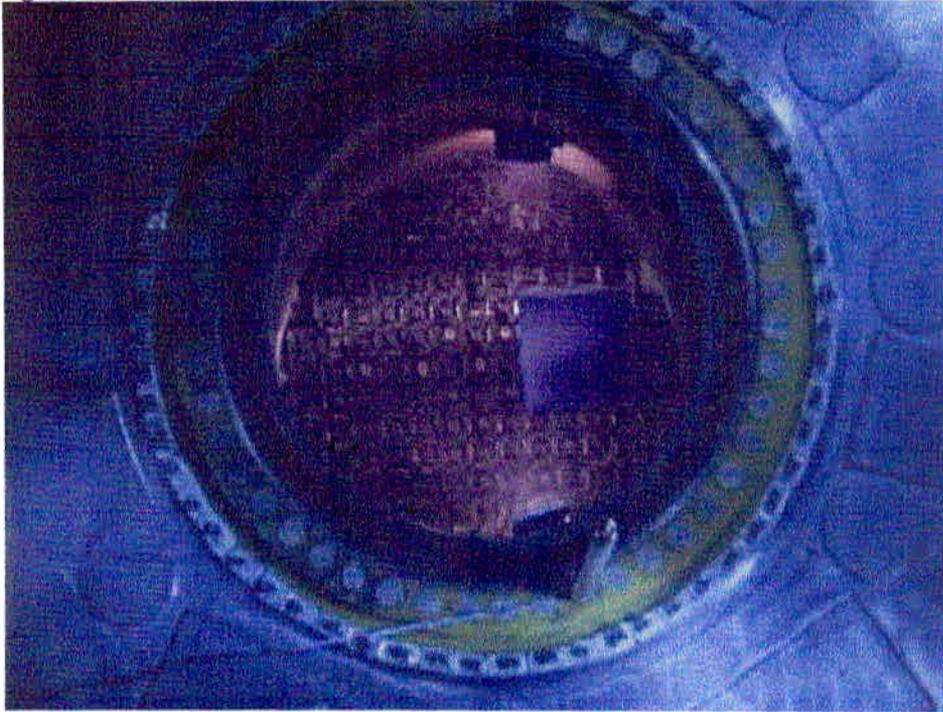
Figura 9 – Corte longitudinal do reator



Fonte: (Natrontec, 1999, p. 20)

O núcleo é composto por estruturas de suporte dos 193 elementos combustíveis, pelos elementos combustíveis, que são colocados de forma octogonal, e também pelas barras de controle. A parte superior da fixação do núcleo como a tampa do vaso são removíveis, para possibilitar a recarga dos combustíveis. O calor derivado do procedimento de fissão dos átomos é originado no núcleo do reator (ATALA, 2012).

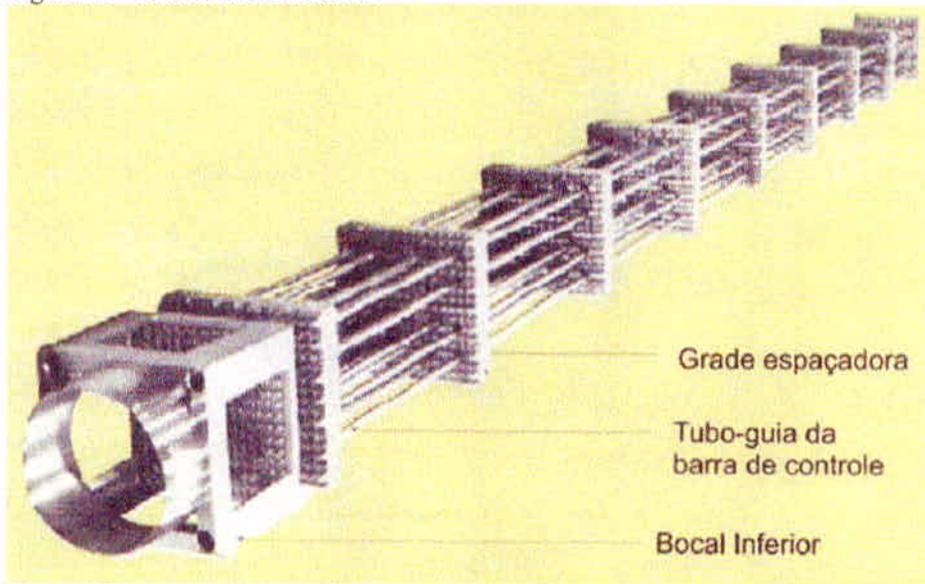
Figura 10 – Núcleo do reator aberto para a troca do combustível



Fonte: o autor

O combustível nuclear usado no reator é o urânio enriquecido. Os tubos de zircaloy, que contêm as pastilhas de dióxido de urânio, denominados “varetas de combustível”, são hermeticamente fechados e internamente pressurizados com gás hélio, que reduz as tensões e deformações durante a operação nuclear, bem como aumenta a resistência à fadiga do material. São montadas em elementos combustíveis, sendo o núcleo completo de combustível nuclear constituído de 193 elementos combustíveis, cada um com 236 varetas de combustível (ELETROBRÁS, 2013).

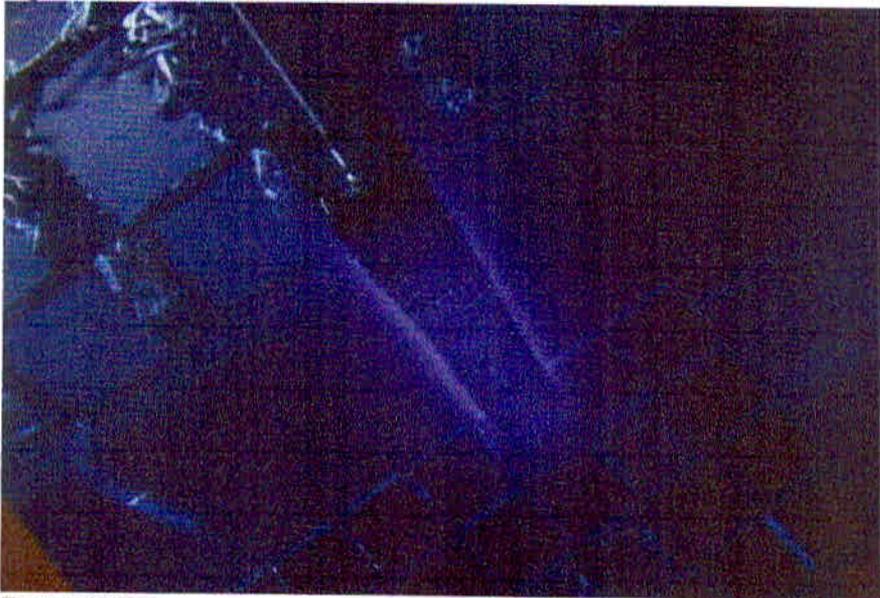
Figura 11 – Elemento combustível



Fonte: (Natrontec, 1999, p. 45)

Na parte interna do vaso de pressão do reator são colocadas quase 105 toneladas de dióxido de urânio, sendo que as pastilhas de urânio se sobressaem por sua extraordinária capacidade de retenção dos chamados "produtos de fissão" resultados das reações nucleares, e também por sua resistência ao ataque químico do meio refrigerante (ELETRONUCLEAR, 2001).

Figura 12 – Elemento combustível usado



Fonte: o autor

Para uma maior economia dos nêutrons gerados no reator e bom emprego da energia potencialidade do combustível, que procede em ciclos de vida maiores, de 18 a 24 meses, bem como para a proteção do vaso de pressão contra a fragilidade colocada pelo grande fluxo

neutrônico. Já o núcleo inicial é carregado com um sistema de baixa fuga de nêutrons (*in-out*) com cada combustível com três valores de enriquecimento do urânio 235: 1,9%, 2,5% e 3,2%. Na localização central de seu núcleo são implantados os combustíveis com 2,5% de enriquecimento, acordados com elementos com 1,9%; na região intermediária mais próxima do centro, elementos com 2,5% combinados com elementos com 3,2%; na região intermediária próxima à beirada, elementos com 3,2% e, na beirada, elementos com 1,9% (NATRONTEC, 1999).

Em cada recarga do reator, cerca de um terço dos elementos combustíveis presentes no núcleo é substituído por quantidade equivalente de elementos combustíveis novos, de acordo com o esquema conhecido como *in-out*, em que os novos elementos combustíveis, com enriquecimento maior ou igual a 3,2%, são espalhados nas regiões intermediária próxima à borda e a central, associada aos elementos com mais reatividade do ciclo antecedente, que podem ser redistribuídos para possibilitar uma geração de potência mais uniforme no núcleo. Dos outros, aproximadamente 2/3 dos elementos combustíveis inferiormente reativos do ciclo antecedente, quase 1/3 é passado para a piscina de combustíveis usados e um terço é colocado na fronteira do núcleo. Os novos combustíveis enriquecidos são aumentados progressivamente de 3,6 a 4,3% nas recargas posteriores. (ELETRONUCLEAR, 2001).

Visando o estabelecimento da reatividade inicial desejada e o "achatamento" da repartição axial de potência do reator para diminuir as causas dos picos de potência, são usadas no núcleo dos elementos combustíveis um produto conhecido como "veneno queimável", que contém gadolínio, que é um extraordinário absorvente de nêutrons. O núcleo do reator contém 193 elementos combustíveis, tendo 3,9 m de altura e 832 kg de peso, contendo 542 kg de urânio. A composição do combustível é de 20 tubos-guia e 236 varetas, espalhados em acomodações de 16 x 16 unidades e se mantém no local por grades espaçadoras. Para diminuir os picos de potência, será obtido a troca das varetas de urânio por varetas com gadolínio junto ao urânio (NATRONTEC, 1999).

As barras de controle contêm 61 unidades e controlam a potência e permitem o desligamento acelerado do reator, sendo disseminadas em grupos de 20 varetas absorventes fixados pelo extremo superior por uma peça onde, pelo seu formato, é conhecida por "aranha". As varetas absorventes movem-se verticalmente, dentro dos tubos-guia colocados no interior de 61 dos 193 combustíveis existentes, e são produzidas com uma liga de grande absorção de nêutrons, contendo 80% de prata, 15% de índio e 5% de cádmio. As barras de controle são acionadas uma a uma por um processo eletromagnético, disposto acima da tampa do vaso do reator. O rápido desligamento do reator, onde se interrompe imediatamente a

reação em cadeia, é feito por gravidade, a queda de todas as barras de controle, após tendo a suspensão da corrente elétrica nas bobinas de atracamento destes equipamentos. Os combustíveis e suas barras de controle podem ser tirados e colocados como uma unidade unificada, durante o descarregamento do núcleo do reator (ATALA, 2012).

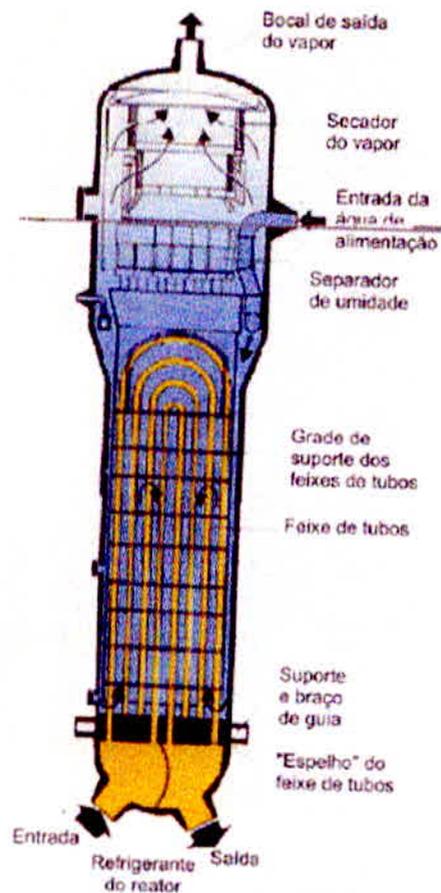
O sistema de refrigeração do núcleo do reator remove o calor liberado pelo combustível nuclear (3.765 MWt) e é derivada da diminuição da potência das 4 bombas de refrigeração do reator (17 MWt) e os conduz até os 4 geradores de vapor. A refrigeração é feita pela água que contém no sistema, que convém também para diminuir a velocidade dos nêutrons, dando condições apropriadas para a fissão nuclear; para a absorção dos nêutrons, devido a concentração de boro na água, que tende a diminuir o número de nêutrons e para o controle e a suspensão da reação em cadeia. (ELETRONUCLEAR, 2001)

6.1.2 Gerador de vapor e Pressurizador

A água de refrigeração do núcleo do reator circula com uma vazão de 18.800 kg/s, por quatro circuitos fechados, cada um contendo uma bomba de refrigeração e um gerador de vapor. As 4 bombas usadas para refrigerar são do tipo centrífugo, vertical, sendo cada uma delas ligada por um motor elétrico com agilidade constante de grande potência (7,5 MW atuando a temperatura ambiente e 5,6 MW operando com a água na temperatura nominal de funcionamento). Os quatro geradores de vapor proporcionam a mudança de energia termal da água que refrigera o reator (circuito primário) para a água do circuito auxiliar do reator, em caminho às turbinas e ao gerador elétrico ativado as mesmas (ELETRONUCLEAR, 2001).

O gerador de vapor é um trocador de calor de superfície armado na vertical, com 21,5 m de altura e 480 toneladas de peso, composto de um montante de tubos em forma de U fabricados com uma liga especial chamada de Incoloy 800. A água de refrigeração do reator passa no interior dos tubos de cada gerador de vapor a uma saída de 4.400 Kg/s, transferindo calor para a água de alimentação, que é enviada para dentro das estruturas dos GV's (NATRONTEC, 1999).

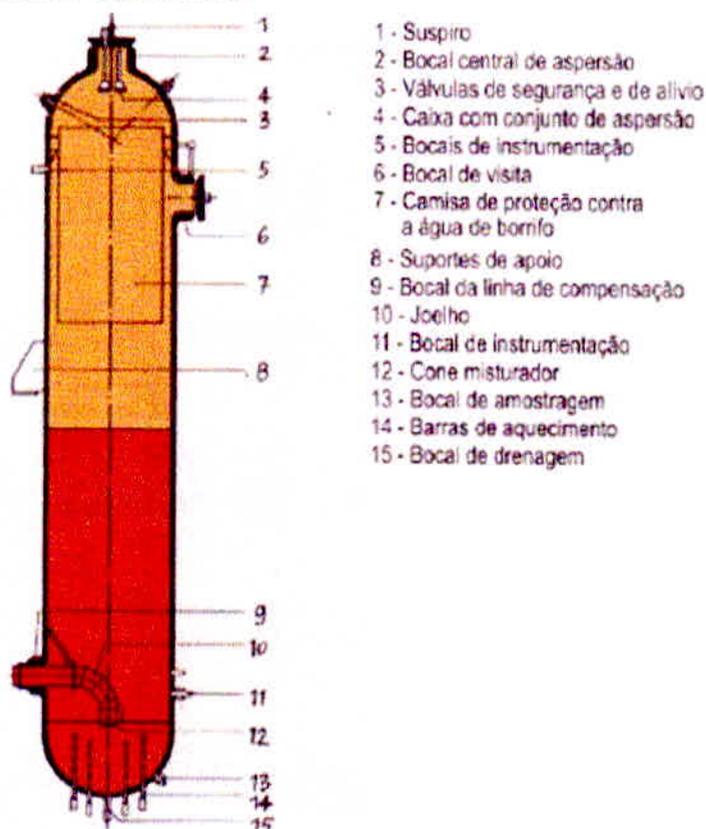
Figura 13 – Gerador de vapor



Fonte: (Natrontec, 1999, p. 31)

A água de refrigeração penetra pela parte baixa do centro do reator à temperatura de $291,3^{\circ}\text{C}$ e sai pela parte superior a $326,1^{\circ}\text{C}$, com o reator a plena potência, sendo mantida na condição de líquido subresfriado a uma pressão constante de 157 barman por meio do pressurizador localizado em um dos circuitos de refrigeração do reator. No pressurizador está localizada a única região do circuito primário que contém vapor e líquido saturado. Mediante a vaporização do líquido, da condensação do vapor e com aquecedores elétricos, ela se sustenta de modo automático constantemente a pressão do sistema de refrigeração do reator. O sistema deste equipamento absorve os casuais encolhimentos ou dilatações da água de refrigeração causadas por desequilíbrios entre a carga do grupo das turbinas e gerador e a potência do reator. (ELETROBRÁS, 2013).

Figura 14 - Pressurizador



Fonte: (Natrontec, 1999, p. 15)

Os quatro trocadores de calor são instalados uma cota acima à do reator, assim promovendo o resfriamento natural do seu núcleo em casos extremos de falha nas 4 bombas. O sistema de refrigeração é isolado e afastado dos circuitos secundários de água e vapor, formando assim, uma dos empecilhos contra a liberação de radioisótopos para o meio externo, tornando assim dispensável a blindagem radiológica da turbina. Isto permite melhorar a qualidade das condições químicas da água e também dos materiais aplicados nos circuitos primário e secundário, diminuindo a corrosão dos equipamentos e a contaminação dos sistemas do circuito primário.

Os feixes tubulares dos GV's também possuem barreiras que impedem a passagem de impurezas radiotivas, eventualmente existentes no circuito primário, para o circuito secundário de água-vapor. (ELETRONUCLEAR, 2001)

6.2 Circuito secundário

O circuito secundário é constituído pelo espaço entre os feixes tubulares e a carcaça dos geradores de vapor, por um grupo uniaxial turbogerador com 1.800 rpm de velocidade,

1.350 MWe de potência nominal e 1.275 MWe de potência líquida, tendo um turbina de alta pressão e mais 3 de baixa pressão conectadas a um gerador elétrico, possuindo também 3 bombas de condensado e água de alimentação, juntamente com 3 condensadores, e 3 sistemas de aquecedores de baixa pressão e 2 de alta pressão. O vapor saturado seco que é gerado no gerador de vapor a 63,5 barman e 280,3°C, é conduzido com uma vazão de 2.056 kg/s para ativar as turbinas e após isso é enviado aos condensadores para assim ser condensado quando encontra a água do mar que circula dentro dos tubos do circuito terciário, assim trocando calor (ELETROBRÁS, 2013).

O condensado, que é constituído de água desmineralizada, hidrazina e amônia que previne a corrosão e combate a presença de oxigênio dissolvido, é novamente bombeado para os 4 trocadores de calor do gerador de vapor através das bombas de condensado e também da água de alimentação, com uma vazão de 514 kg/s, com aquecimento gradativo até 218°C no percurso, por meio de trens de trocadores de calor que utilizam o vapor extraído das turbinas. (ELETRONUCLEAR, 2001)

6.2.1 Grupo turbogerador

Sendo o maior grupo gerador da América Latina com uma potência de 1350 MW, é composto por uma turbina de alta pressão e três de baixa pressão, gerador e excitatriz.

O vapor originado no gerador de vapor penetra para dentro da turbina de alta pressão, e após segue para um reaquecedor, para retirar possíveis partículas de água que tenham se formado devido a perda de calor gerada pela passagem na turbina de alta pressão, prosseguindo para as turbinas de baixa pressão que garantem o restante da geração e o aproveitamento do vapor. O vapor é injetado no centro das palhetas e tem sentido do centro para fora, em ambos os lados do rotor (ELETRONUCLEAR, 2001).

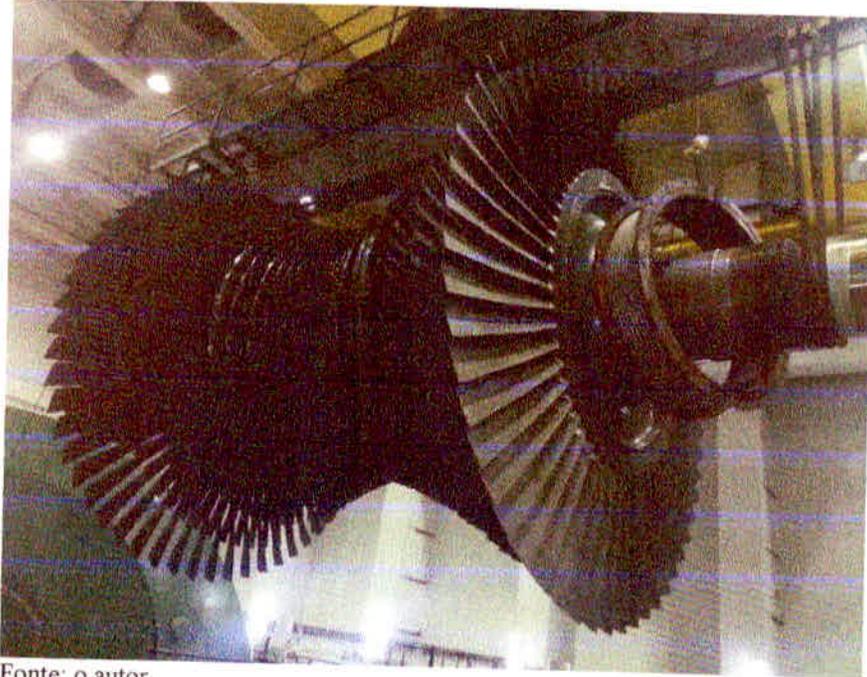
A turbina de alta pressão fornece 60% da potência no eixo do rotor, e as três de baixa pressão são responsáveis pelos 40% restantes da potência, à uma rotação de 1800 RPM.

As turbinas contêm 3 carcaças e um rotor apoiado em mancais de escora, este sendo responsável em transformar a energia térmica em energia mecânica, pesando 100 toneladas nas de baixa pressão.

Todo o conjunto de turbinas e gerador estão dispostos em linha, onde toda a potência gerada é transmitida a um eixo só, que forma quando parado uma catenária, para quando entrar em operação ele dilata e a gravidade deixa-o em linha reta. Cada turbina tem o seu rotor, que é acoplado ao rotor da próxima turbina e acoplado ao rotor do gerador, formando um

conjunto giratório apoiado em 11 mancais de escora. Cada rotor é unido através de um acoplamento com 28 parafusos, torquados com uma ferramenta hidráulica. É aplicado um torque alto nos parafusos, para que as duas faces sejam pressionadas gerando um grande atrito e evitando que esforços cisalhantes atuam nos parafusos, apenas gerando tensões normais nos parafusos (NATRONTEC, 1999).

Figura 15 - Rotor



Fonte: o autor

O gerador capaz de produzir uma alta potência elétrica é refrigerado a água desmineralizada e Hidrogênio.

No início do eixo, antes da turbina de alta pressão, é inserido um dispositivo de sobrevelocidade, para que no caso da rotação ultrapassar 1.800 rpm, um pino aciona o dispositivo, de acordo com o aumento da inércia, dando trip e desligando a máquina (ELETRONUCLEAR, 2001).

6.2.2 Condensador

O condensador condensa a água que sai das turbinas de baixa pressão, que alimenta as bombas. O vapor entra em tubulações em contracorrente com a água de resfriamento do setor terciário que desce, com isso resfria-se o vapor, transformando em líquido e remetendo as bombas e de volta ao início do ciclo. Devido à queda de temperatura causada pelo condensador, gera vácuo dentro da turbina (NATRONTEC, 1999).

6.3 Circuito terciário

A água de resfriamento, utilizada na torre de resfriamento para condensar o vapor de que sai do interior das turbinas de baixa pressão, é captada do mar, rio ou lago. É succionada por bombas na tomada d'água e enviada para atravessar os condensadores. Ao atravessar, a elevação de temperatura da água de resfriamento é de 8°C com a usina operando em potência total. As temperaturas mínima e máxima de água do mar a 8m de profundidade na em Angra II, por exemplo, são de $17,5^{\circ}\text{C}$ a $30,7^{\circ}\text{C}$ na captação e de $25,5^{\circ}\text{C}$ a $38,7^{\circ}\text{C}$ na descarga.

Para evitar incrustação biológica marinha, dos equipamentos e tubulações onde a água tem contato, é aplicado hipoclorito de sódio como biocida. Como também há na tomada d'água telas de proteção para evitar a entrada de animais, e também grades rotativas por onde a água passa e faz a limpeza para não entrar nas tubulações nenhum tipo de sujeira ou materiais orgânicos que possam estar na água (ATALA, 2012).

7 MANUTENÇÕES

7.1 Manutenção preventiva

A preventiva ou também conhecida por Gestão de Ativos utilizada nas usinas nucleares brasileiras agrega as estratégias da Manutenção Centrada em Confiabilidade, Manutenção Baseada na Condição, Regra de Manutenção, Análise RAM (Reliability, Availability, Maintainability) e Análise Probabilística de Segurança (APS) para definir os parâmetros de confiabilidade, disponibilidade e manutenibilidade que serão utilizados como indicadores para monitorar e avaliar a eficácia do Programa de Manutenção e para estabelecer as diretrizes necessárias à organização, administração, gerenciamento do ciclo de vida e priorização das atividades de manutenção de forma eficaz, a fim de assegurar que os sistemas e componentes sejam capazes de cumprir as suas funções previstas por projeto, de maneira a garantir a confiabilidade e a disponibilidade da Usina, bem como a sua operação segura.

As estratégias também permitem estabelecer os indicadores apropriados para orientar as tomadas de ações corretivas, quando o comportamento dos sistemas ou componentes não forem adequados e monitorar as efetividades das ações, mediante o cumprimento dos objetivos pré-fixados, tendo como objetivo a exclusão de manutenções corretivas (ABDALAD, 2000).

7.2 Manutenção preditiva

A manutenção preditiva é um setor de confiabilidade, que diferente da preventiva onde se desliga o equipamento para manutenção, ela faz testes com o maquinário em funcionamento para prevenir problemas antes de ocorrerem.

É área da manutenção que acompanha parâmetros físicos dos equipamentos, avaliando o estado dos mesmos e fazendo assim, predição de falhas. O setor não indica somente o problema, mas também a causa e a necessidade de correção da mesma (CARDOSO, 2012).

O setor nas unidades nucleares é dividido em quatro partes: Análise de lubrificantes, vibrações, termografia e MOV – válvulas moto operadas.

Cada setor acima faz sua análise dos equipamentos e se houver algum indício de que haverá uma provável falha, com isso se junta os resultados dos testes e busca-se soluções.

A MOV ou também conhecida como medição de corrente elétrica, é uma técnica preditiva que através da forma de onda e do espectro da corrente prediz uma falha em motor elétrico (ABDALAD, 2000).

A análise de vibrações mede através dos níveis globais de vibração e análise espectral prediz uma falha no equipamento.

Já a análise de óleo é uma técnica que permite avaliar o equipamento através do lubrificante, estas análises podem ser feitas por diversos métodos, como a espectrometria que avalia o desgaste do equipamento através da quantificação de partículas presente no óleo, utilizando o espectrofotômetro. Também temos como método o físico-químico que avalia a condição do lubrificante. Já a ferrometria avalia o desgaste do equipamento através da contagem de partículas do equipamento presentes no lubrificante. E o método de insujidade que controla os contaminantes no lubrificante. (CARDOSO, 2012).

A termografia é uma técnica preditiva que através da medição de temperatura e a avaliação da imagem térmica. Esta prediz uma falha em um sistema elétrico ou em refratário.

Também conta-se com a inspeção visual, que detecta defeitos no equipamento. Pode ser por olho nu ou por meio de instrumentos (boroscópio, endoscópio), que servem para a inspeção de difícil acesso (ABDALAD, 2000).

7.3 Manutenção de parada

O combustível nuclear tem sua durabilidade, sendo que anualmente toda usina nuclear necessita desligar o reator para troca de cerca de 1/3 de seu combustível, para que mantenha sempre sua potência energética em alta. Dura-se aproximadamente um mês para efetuar a troca dos elementos combustíveis, neste período aproveita-se para realizar todo o tipo de manutenção necessária dos equipamentos, desde válvulas, bombas até o grupo turbo-gerador.

É realizada anteriormente, pela manutenção preventiva, planilhas com o cronograma dos equipamentos que deve ser realizados reparos e trocas de materiais durante a parada. Sendo necessária, para este período, a contratação de mão de obra temporária para cumprir as manutenções dentro do prazo, com cerca de 1.000 contratações de pessoal especializado. (ELETROBRÁS, 2013).

Também é necessário para este período de manutenção, o acompanhamento de empresas responsáveis pelos equipamentos instalados. No caso de Angra II, a fabricante é a Siemens Westinghouse alemã, e em cada parada da unidade, são enviados até a planta alguns de seus funcionários, que estarão presentes para acompanhar os serviços e manutenções

feitos, para poder dar garantia nos equipamentos. Em serviços terceirizados, estão presentes empresas licitantes, como empresas japonesas para manutenções no reator, como empresas espanholas nas turbinas, sendo esta a empresa Iberdrola responsável pelo teste de ultrassom no rotor (ELETRONUCLEAR, 2001).

Baseado no planejamento realizado pela manutenção preventiva é inserido pelo setor de planejamento metas e tempo para cada setor realizar suas devidas manutenções, para que possa ser cumprida a data estipulada para o religamento da unidade.

São realizadas manutenções de todo o tipo, como reparos em bombas, troca de válvulas e reparos nas mesmas, mas as principais manutenções se encontram no grupo turbo-gerador, onde a cada parada abre-se um dos seus componentes, podendo ser o gerador, a turbina de alta pressão, a excitatriz ou uma das turbinas de baixa pressão. Sendo uma das turbinas, é realizado o teste de ultrassom no rotor, a troca dos anéis de selagem, a verificação por Líquido Penetrante nos mancais e carcaças, e a limpeza dos mesmos, e as medições de folga nos mancais. Sendo necessária, toda a parada, o envio do dispositivo de sobrevelocidade para a Alemanha, para passar por testes de verificação de seu funcionamento (CERCONI, 2009).

8 SEGURANÇA

A finalidade da segurança nuclear é a proteção do pessoal da usina, das pessoas envolvidas e do ambiente contra as possíveis riscos que possam provir da usina, seja por meio de manutenções e sistemas de proteção contra os riscos da radioatividade. (ELETRONUCLEAR, 2001).

As usinas nucleares possuem grande complexidade, porém não apresentam riscos se tiver em sua operação a segurança necessária, tendo a Eletronuclear como principal lei e princípio na sua Política de Gestão Integrada da Segurança ponderam que "A Segurança Nuclear é prioritária estando acima da produtividade e lucros, não devendo portanto nunca ser afetada por qualquer razão." Um dos conceitos básicos do projeto de segurança das plantas nucleares é o do bom emprego dos rígidos preceitos de controle da qualidade e garantias, já aplicados integralmente, na realização do projeto, nas escolhas dos materiais, na produção dos equipamentos, na construção e montagem, no comissionamento, na operação e manutenção, e no descomissionamento da usina. Assegura-se assim, com alto grau de confiabilidade, que os componentes e tarefas realizadas acatem a todos as condições especificadas, em conformidade com as Normas CNEN-NN-1.16 - "Garantia da Qualidade para Segurança de Usinas Nucleoelétricas e outras Instalações" e CNEN-NE-1.26 - "Segurança na Operação de Usinas Nucleoelétricas". (CNEN, 2013).

Sendo também de grande importância é a contribuição para a segurança, de todos os envolvidos nas atividades, tanto os trabalhadores, fornecedores, consultores, entre outros setores envolvidos tanto no projeto como na fabricação, construção e operação da usina nuclear.

A eficiência das barreiras de proteção da radiatividade, criadas para garantir isolamento apropriado para os elementos radioativos dentro da usina, são asseguradas não só durante a operação normal como também em situações anormais, como possíveis acidentes, de maneira que se garanta a segurança em relação a possíveis exposições radiológicas. Se puder, sempre possibilitar o desligamento da planta com segurança, manter o reator em uma condição subcrítica segura, de modo a extinguir a reação em cadeia do processo de fissões, e retirar o calor que reside no núcleo derivado do decaimento radioativo dos produtos de fissão. (PRÄSS, 2007).

Condições de acidente são evitadas mediante a observação rigorosa das condições de fabricação, manutenções, operação, como também os projetos apontados para acrescentar a

segurança nuclear, como a seleção dos materiais e controle de qualidade, e treinamento e capacitação de pessoal.

Tendo como necessidade proteger a vida humana e o meio ambiente de diversas decorrências com a radiação, isso necessita de avançados mecanismos ativos de segurança e proteção, como também várias barreiras contra radiação, implantados nas usinas. Mesmo tomando as devidas precauções para evitar falhas, elas podem ocorrer em componentes e sistemas capazes de levar a fatores de operação fora do cotidiano por toda a vida útil da planta nuclear. Para controlar possíveis contratempos, os mecanismos são criados para serem totalmente seguros e com todas as garantias referentes a monitoração e controle dos sistemas, assim sendo impedidos acidentes que possam derivar a certas condições de operação anormais. Por essa razão, a segurança inerente é um critério central no projeto do núcleo do reator. (NATRONTEC, 1999)

A segurança inerente do núcleo do reator PWR baseia-se na sua propriedade de autoregulação, devendo aos coeficientes negativos de temperatura como aos mecanismos autônomos de limitação de parâmetros de operação críticos, assim impedindo a fusão do núcleo ainda que houvesse a perda de funcionamento dos mecanismos de controle. Na suposição hipotética de falha no controle do reator em funcionamento normal, estes mecanismos autônomos de limitação, que possuem 4 canais redundantes, entram em ação para impedir condições de operação inaceitáveis onde de outra forma, originariam o começo de ações de desligamento rápido do reator (ELETRONUCLEAR, 2001).

A indicação e registro de falhas diretamente na sala de controle da usina possibilitam que as funções de controle de processo sejam acompanhadas e atuadas pelo pessoal de operação. Com intuito de diminuir as maneiras para os atos manuais, existem mecanismos de limitação sem contar os mecanismos de controle, que começam a realizar medidas de solução para situações fora do comum, antecedendo o alcance dos valores máximos do sistema de proteção do reator. Estes mecanismos abrangem, como a limitação da potência do reator e da pressão do refrigerante (NATRONTEC, 1999).

Apesar de todas as medidas e das precauções tomadas para se evitar acidentes, pode haver a ocorrência de eventos anormais improváveis durante a vida útil da usina. Os acidentes que servem como base para o dimensionar o projeto da planta, de forma que a usina seja capaz de suportá-los e controlá-los, são:

- a) acidentes originados no interior da usina, tais como o rompimentos de tubos principais contendo o refrigerante, tubos de vapor principal ou tubos de água de alimentação, ou defeitos no sistema de controle do reator; e

b) acidentes originados de colisões externas, como terremotos e ondas de pressão de explosão.

Como solução para estes acidentes, existem dois tipos de dispositivos de segurança disponíveis. Em primeiro lugar, existem os sistemas passivos; estes dispositivos não necessitam de auxílio de energia elétrica para realizar a sua função de proteger, agindo pela sua mera presença. As inúmeras barreiras de proteção feitas de concreto e aço são, por exemplo, dispositivos de segurança passivos. Em segundo lugar, estão os dispositivos de segurança ativos para entrar em operação, quando necessário, sob o controle do sistema de proteção do reator (CNEN, 2013).

8.1 Barreiras passivas

A contenção de segurança de radiação feita pela na fissão nuclear é adquirida diante várias barreiras que atuam para proporcionar "defesa em profundidade".

Nas usinas existem três barreiras para a contenção. A primeira barreira é a mais interna dos produtos de fissão é próprio combustível, sendo este o dióxido de urânio. Como 95% das substâncias radioativas de uma usina nuclear são provenientes de fissão, sendo que os produtos de fissão ocupam arranjos desocupados na estrutura cristalina da pastilha onde ficam detidos (ELETRONUCLEAR, 2001).

Somente uma pouca fração dos elementos de fissão voláteis e gasosos é capaz de escapar da estrutura do combustível. Para evitar que esta quantidade chegue ao meio refrigerante, as pastilhas de urânio são depositadas no interior de tubos revestidos com estanqueidade, que são fabricados com uma liga especial de estanho e zircônio e selados com solda estanque a gás. Mesmo com todo o cuidado com a fabricação dos tubos e dos testes não-destrutivos e exames que são submetidos, pode haver a possibilidade de microfissuras em algumas varetas defeituosas (CARDOSO, 2012).

Com isso, a segunda barreira é o sistema de refrigeração do reator se mostra como barreira estanque, evitando a liberação de radiação adentro da esfera de contenção. Os sistemas de purificação de purificação e degaseificação do meio refrigerante são projetados para permitir que o reator prossiga atuando com segurança mesmo com algumas poucas varetas defeituosas (ATALA, 2012).

Como modo de evitar a liberação sem controle de radiação ao meio externo na suposição de vazamentos no mecanismo de refrigeração do reator, este está isolado no interior de uma esfera de contenção estanque de aço. A esfera de aço deve permanecer íntegra por completo, no caso das outras barreiras falharem, sendo que ela resiste ao mais sério acidente

8.2 Redundâncias

Nas usinas nucleares, a segurança é sempre prioridade, portanto todos os equipamentos que são responsáveis pela segurança e funcionamento da usina possuem redundâncias.

A palavra redundância diz sobre a habilidade de um mecanismo em ultrapassar a falha de um de seus equipamentos usando meios redundantes, quer dizer, esse sistema tem um ou mais dispositivos que estão prontamente disponíveis para ser usado quando houver falha do dispositivo primário do sistema. No caso das usinas brasileiras, alguns equipamentos podem ter até quatro redundâncias, sendo que dois equipamentos em funcionamento, um em espera e outro em manutenção (CNEN, 2013).

O mecanismo de remoção de calor que reside no interior do reator é do tipo de redundância “2 entre 4”, ou seja, se funcionarem pelo menos 2 de seus 4 trens disponíveis, esse sistema, que propicia o resfriamento de emergência do núcleo do reator onde este possa cumprir seu desempenho de segurança (ELETRONUCLEAR, 2001).

As usinas também possuem grupos geradores diesel de partida rápida para emergência, que iniciam sua partida a partir de ar comprimido, garantem pronta alimentação dos sistemas de segurança da usina em caso de blecaute, ou seja, na falha de falha de alimentação elétrica da usina pela subestação e suprem a energia necessária para manter a usina funcionando com segurança. Como também possuem uma sala de controle de emergência, no caso da sala de controle principal não puder ser operada. Por esta outra sala, pode-se realizar o desligamento da usina com total segurança (CNEN, 2013).

Para a proteção contra falhas e acidentes, os equipamentos redundantes são separados fisicamente entre si Assim, a ocorrência de danos como incêndios, inundações decorrentes, por exemplo, de rupturas de tubulações, ficarão sempre restritos a uma redundância não comprometendo a função do sistema. É proporcionada uma proteção estrutural adequada onde componentes não redundantes devam ser protegidos, ou onde não seja possível a instalação fisicamente separada dos redundantes (NATRONTEC, 1999).

8.3 Fail-Safe

Em alguns equipamentos, a aplicação do princípio de fail-safe disponibiliza uma maior proteção, resultando em um ato com intenção de aumentar a segurança. Na medida do possível, os mecanismos de segurança são planejados para que defeitos nos próprios

mecanismos ou pela falta de energia elétrica comecem ações voltadas para o modo seguro. Como exemplo, as barras de controle do reator se mantem do lado de fora do reator devido a eletroímãs. Se caso venha a faltar energia elétrica, será cortado a energia das bobinas de acionamento o que levará a sua queda e assim as inserindo no interior do núcleo devido a ação da gravidade, provocando o desligamento rápido do reator (ELETRONUCLEAR, 2001).

8.4 Treinamento

Os invejáveis indicadores de desempenho das usinas têm relação direta com a capacitação técnica dos empregados e colaboradores. Sabendo que o fator humano provoca mais ou menos erros conforme o tipo de sistema operador e que podem conduzir a vários tipos de acidente, o treinamento dos funcionários é prioridade para o bom funcionamento e segurança das plantas nucleares (ATALA, 2012).

Modernos centros de treinamento instalados contam com locais apropriados para a instrução na prática de trabalhos na área da manutenção e também com um simulador que reproduz o interior da sala de controle das usinas, assim reportando o mesmo procedimento energético notado na operação diária, anormal e emergencial da mesma, onde são treinados, além dos operadores das usinas brasileiras como também operadores de usinas estrangeiras. Tendo cursos com duração de 2 a 3 anos, sendo um treinamento altamente especializado. O treinamento em simulador é considerado a ferramenta mais eficaz e econômica para o desenvolvimento e manutenção da competência da equipe de operação da usina, sendo introduzidos diversos tipos de eventos durante o treinamento, sem que os operadores tomem conhecimento prévio dos operadores.

Todos os novos funcionários têm que passar pelo treinamento básico, que inclui o planejamento de emergência e todo o processo das usinas. Os funcionários já efetivos também têm que fazer de tempos em tempos o treinamento novamente. (ELETROBRÁS, 2013).

8.5 Plano de emergência

As usinas nucleares têm vários sistemas redundantes de segurança, mesmo com isso, existe um plano de emergência exterior que envolve um campo ao redor da usina com um raio de 15km. Isso abrange várias coordenações, instruindo até no caso de ser necessária a evacuação ordenada, devido a essa medida constantemente são realizadas atividades possibilitando o teste da eficácia de seu funcionamento (CNEM, 2013).

O plano de emergência da Central Nuclear é um modo de prevenção adicional para a segurança, sendo que as prevenções tomadas serão praticadas antes que aconteça qualquer dano ao meio ambiente (ELETRONUCLEAR, 2001).

Esta medida foi passado para à Comissão Nacional de Energia Nuclear (Cnen), que é responsável pela autorização e licenciamento das construções nucleares no Brasil, e é coordenada pelos órgãos de Defesa Civil.

Os órgãos que fazem parate do plano de ação agem em grupo para aperfeiçoar os métodos e para isso fazem constantemente treinamentos que simulam circunstâncias de emergências para com isso ver pontos para melhora (CNEN, 2013).

O planejamento garante a proteção das pessoas residentes ao redor da usina nuclear de até 5 km. Esta área contém um sistema sonoro adequado para comunicar informações e alertas, sendo este testado sempre no mesmo dia e horário, uma vez ao mês, para não confundir os moradores.

As estações de rádio e TV locais estão inseridas também no plano de emergência e estão treinadas para anunciar instruções no caso de necessidade.

Campanhas para instrução da população são realizadas, contando com a distribuição em cada ano de 50 mil calendários, em todas as casas, estes contendo esclarecimentos sobre como a população deve atuar em situações de emergência (ELETRONUCLEAR, 2001).

Em caso de emergência, primeiro tocará um sinal de emergência que é contínuo, então deve-se continuar em suas atividades de trabalho normais, o segundo sinal é intermitente, e indica que a usina deve ser evacuada. Neste caso, quem está com seu próprio transporte sai normalmente, e quem não está direciona-se para um dos pontos de reuniões espalhados pela usina. As famílias que residem na área de 5 km da usina devem deixar suas casas levando somente o necessário para passar alguns dias. Se caso as estradas estiverem interditadas, volta-se para suas casas e ficam abrigadas, lacrando todas as portas e janelas com jornal, fita adesiva ou pano úmido (CERCONI, 2009).

8.6 Controle de dosagem

Em determinadas atividades da usina, é necessário expor os funcionários a emissão de radiação, então para acessar a área controlada da usina, onde se encontra o prédio do reator, é necessário além da vestimenta, ter um dosímetro pessoal e um digital. O dosímetro pessoal marca a taxa de dose que foi recebida em cada dia de trabalho, não podendo ultrapassar o limite máximo estipulado, que um ser humano pode receber. Já o dosímetro digital, marca a

taxa que está recebendo naquele local, se ele apitar, você deve sair imediatamente do local (CNEN, 2013).

8.7 Proteção contra acidentes diversos

Em Angra dos Reis suas usinas nucleares foram planejadas para resistir a vários tipos de acidentes. Considera-se o maior terremoto que poderia ocorrer no sítio, como sendo acidentes exteriores demandados e tendo o efeito da explosão de um caminhão carregado de TNT em estrada próxima (ELETROBRÁS, 2013).

Para resistir a esses tipos de evento onde ficam os reatores os prédios de contenção nucleares têm barreiras de concreto e de aço. Se verificarmos, mesmo não sendo necessária a importância de queda de avião no projeto pela pouca probabilidade de ocorrência desse evento, as usinas são preparadas para resistir até ao impacto de um avião em grande velocidade, sem que as barreiras de segurança fossem completamente rompidas. Um impacto dessa grandeza teria uma possibilidade muito remota de afetar a segurança da Usina, da população e do meio ambiente (CERCONI, 2009).

Mesmos as usinas sendo construídas numa região com probabilidade muito baixa de ocorrência de eventos sísmicos, elas foram projetadas para resistir a terremotos. Vários mecanismos garantem, de maneira segura, o desligamento da usina após qualquer abalo. Para garantir mais segurança, a CNAEA possui uma Estação Sismográfica que contém modernos aparelhos de monitoração, que analisam e identificam abalos sísmicos na região. Com esses equipamentos é possível determinar a magnitude, o epicentro, indicam o nível de aceleração na região da usina e outras propriedades de qualquer evento sísmico, como também além de indicar o nível de aceleração na região da Central Nuclear.

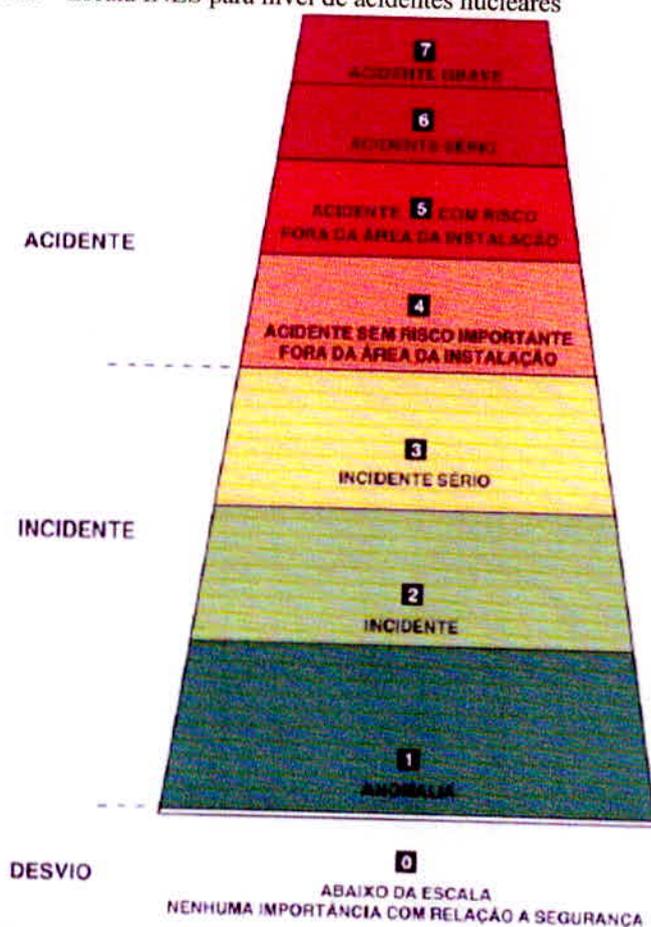
As usinas também possuem contenção contra movimentos do mar, podendo conter ondas de até quatro metros (CNEN, 2013).

9 ACIDENTES NUCLEARES

Durante toda a história nuclear, houve alguns acidentes nucleares que marcaram a história e causaram muitas consequências desastrosas, porém serviram para que hoje a energia nuclear evoluísse e se tornasse mais segura (INB, 2013).

Os acidentes são analisados devido a sua gravidade, conforme a escala abaixo:

Figura 2 – Escala INES para nível de acidentes nucleares



Fonte: INB, 2013

Os acidentes nucleares que ocorreram nos mostram que tem que ser respeitados os níveis de segurança dos reatores projetados, que embora os reatores são seguros, não são infalíveis. A redundância e a gama de sistemas de segurança e o princípio de defesa em profundidade garantem um nível de segurança alto o bastante para evitar possíveis acidentes. Desprezar a questão de segurança podem causar danos significativos, como em Chernobyl (ELETRONUCLEAR, 2001).

Hoje em dia, as usinas nucleares usam meios de redundância, múltiplos sistemas de segurança, defesa em profundidade para garantir um nível de segurança acima da média da indústria convencional (CNEN, 2013).

9.1 O acidente de Chernobyl

As usinas de Chernobyl estão localizadas a cerca de 130 km de Kiev, na Ucrânia. São um conjunto de 4 reatores do tipo BWR (RBMK-1000) moderado a grafite. A área próxima ao complexo era de baixa densidade populacional, e a cidade mais próxima, Pripyat, está distante 3 km, com cerca de 49.000 habitantes (ATALA, 2012).

O reator RBMK-1000 foi idealizado pelos soviéticos, possuindo tubulação de pressão moderado a grafite, usando o combustível de dióxido de urânio pouco enriquecido (2% U-235). É um reator de água leve, que alimenta com vapor diretamente as turbinas, sem a interferência do gerador de vapor (troca de calor). A água circulada no núcleo do reator produz o vapor que alimenta duas turbinas de 500 MWe cada. A água também serve como refrigerante do reator. Uma mistura de nitrogênio e hélio circula entre os blocos de grafite, para prevenir a oxidação e melhorar a troca de calor realizada pela interação dos nêutrons, do moderador para o canal de combustível. O núcleo do reator possui cerca de 7 metros de altura e 12 metros de diâmetro. A potência do reator é de 3.200 MWt, ou 1.000 MWe. A instalação não possui o envoltório da concentração do reator, existente nos reatores ocidentais (INB, 2013).

Um dos aspectos importantes relacionados a este tipo de reator é ter pouca estabilidade quando está a baixa potência, em vista do efeito do coeficiente de reatividade "void" positivo predominar. Isso é que o tempo para permanecer à baixa potência deve ser reduzido, pois nesta situação cai o nível de segurança (ELETRONUCLEAR, 2001).

O fato aconteceu no período realização que foi feito um teste elétrico, que antecede no sistema o desligamento de refrigeração de emergência do núcleo, que a função é abastecer de água para o resfriamento do núcleo em casos de emergência, o que o fato faz uma degeneração da segurança se não devidamente suprida por outros fatores. O reator foi interrompido para reparos no dia 25 de abril de 1986, e ficou decidido para ser realizado o teste junto a parada.

Para concretização do teste, o reator seria estabilizado média de 1.000 MWt antes do desligamento. Contudo, em vista a deficiências de trabalho do sistema, a potência caiu para 30 MWt. Os técnicos quiseram aumentar a potência fechando as regulagens automáticas e as barras de controle forma retiradas manualmente, sendo esta decisão mais uma degradação na segurança. Por volta de 1h de 26 de abril, o reator normalizou em 200 MWt e, doravante, ficou instável. Mesmo tendo um padrão de ação que taxava um índice mínimo de 30 barras de controle como fundamental para estabilizar o reator, e para o evento seriam usadas 6 a 8 barras, pois as demais foram retiradas para que a potencia fosse equilibrada, ficou decidido que os testes iriam adiante (ATALA, 2012).

Havendo um crescimento na corrente de refrigerante, tendo queda na pressão de vapor. Foi decidido pelos técnicos diminuir o fluxo de água de alimentação, presumivelmente para manter a pressão de vapor. Simultaneamente, as bombas que foram energizadas pela parada das turbinas foram fornecendo cada vez menos água de resfriamento para o reator. A perda de água de resfriamento aumentou a instabilidade do reator (INB, 2013).

O rápido aumento na geração de vapor partiu uma fração do combustível, a água reagiu com pequenas partes do combustível, assim explodindo e causando danos irreparáveis ao núcleo do reator. Ocorreu uma explosão seguinte, causando a destruição de todo o prédio do reator. Nuvens de fumaça radioativa envolveram a atmosfera. Os elementos mais pesados ficaram próximos à usina, porém diversos produtos de fissão e gases atingiram grandes distâncias, inclusive outros países (CARDOSO, 2012).

Como a queima do grafite é difícil de controlar, gerou-se um incêndio. Durante 10 dias, liberou-se materiais radioativos em grande volume para o meio.

Conforme análises da IAEA (1992), as causas que levaram ao acidente foram:

- a) Características inseguras do projeto do reator (ausência de contenção);
- b) Análise de segurança inadequada;
- c) Atenção insuficiente na revisão independente da segurança do reator;
- d) Procedimentos inadequados não satisfatoriamente embasados na análise de segurança;
- e) Confusas informações passadas sobre a segurança que eram fundamentais entre os envolvidos com a operação;
- f) Informações inadequadas entre os operadores ao quesito de segurança da usina, denotando falta de treinamento adequado;

- g) Falta de padrão seguido pelos operadores, ao que se diz respeito aos procedimentos básicos de testes;
- h) Deficiência no controle regular, faltando controle na produção de pressão;
- i) Falta de cultura de segurança, tanto local quanto nacional.

Os processos de iniciais de emergência tinham como objetivo principal cessar a liberação de elementos radioativos, e isso incluía controlar o incêndio nos escombros onde houve a explosão do reator e a realização de um confinamento, chamado "sarcófago", que só foi terminada em novembro de 1986 (ELETRONUCLEAR, 2001).

Grande número de operários foram envolvidos em resposta ao acidente, inclusive militares, bombeiros, voluntários e indivíduos da população em geral, denominados liquidators ("liquidantes"). Cerca de 200.000 pessoas realizaram trabalhos na área durante 1986-1987, período em que as exposições à radiação foram mais altas. Entre 600.000 a 800.000 mil indivíduos participaram nas atividades ligadas à mitigação das conseqüências do acidente: limpeza, construção do sarcófago, descontaminação, evacuação, construção de estradas, entre outras (INB, 2013).

O local proibido para acesso das pessoas foi de 4.300 km², incluindo as repúblicas da Bielorrússia e Ucrânia. De 27 de abril até meados de agosto de 1986, cerca de 116.000 pessoas haviam sido evacuadas de suas casas.

As 200.000 pessoas envolvidas no processo durante o período de 1986-1987 registraram doses por volta de 100 mSv (dose máxima estipulada para pessoas sem vínculo a área nuclear é de 1 mSv/ano no Brasil - CNEN, 1988). Cerca de 10% receberam doses da ordem de 250 mSv; um pequeno percentual recebeu doses maiores que 500 mSv; enquanto centenas da população obtiveram doses médias de 1.000 mSv. As 116.000 pessoas evacuadas também foram expostas à radiação. Aproximadamente 10% tiveram doses superiores a 50 mSv e menos de 5% receberam doses acima de 100 mSv. A tireóide se mostrou com doses elevadas por causa do iodo, mais voltadas nas crianças, na comparação com outros órgãos (CARDOSO, 2012).

Foram 237 operários da usina que tiveram sintomas ligados à exposição à radiação e foram internados. Foram constatados 134 casos de Síndrome Aguda da Radiação (SAR) e 28 pessoas morreram (os operários que combateram o incêndio do reator foram os mais atingidos e receberam maiores doses de radiação). Dois outros trabalhadores da Unidade 4 não morreram em consequência da radiação, mas de trombose coronária. Durante os 10 anos seguintes, 14 outros morreram (GODOY, 2009).

O crescente número de câncer da tireóide nos indivíduos no local afetado, principalmente nas crianças, sendo a única prova de dados de impacto à saúde da população resultantes do acidente de Chernobyl. Os dados cadastrados até 1995 é de 800 em crianças até 15 anos, e que 400 casos em até 6 meses depois do acidente. Até 1996, três crianças morreram em função de câncer na tireóide. Mesmo com tumores agressivos as crianças têm recuperando gradativamente ao tratamento realizado (ELETRONUCLEAR, 2001).

Todos os outros estudos sobre a incidência de outras classes de cânceres e outros efeitos à saúde dos moradores nas regiões contaminados e na área restrita não são conclusivos. Pesquisas feitas, a partir de modelos de prevenção, mostram que o aparecimento de câncer fatal na população (7,1 milhões de habitantes) deverá ser da ordem de 6.600 incidência de câncer em 85 anos, contra um número esperado de fatalidades espontâneas de 870.000 fatalidades por câncer. Assim, o aumento de incidência de outros cânceres (menos de tireóide), também os hereditários nas pessoas da região, difícil separar, mesmo com trabalhos epidemiológicos bem elaborados e dirigidos, conforme a Organização Mundial da Saúde (WHO, 1995).

Em vista às percas para a fauna e a flora, as quantidades letais foram atingidas em certos ecossistemas e espécies radiosensíveis, principalmente as coníferas e mamíferos pequenos, na área de 10 km ao redor da usina. Em 1989, o ambiente natural em sua maior parte já havia se recomposto. Nenhum impacto severo em populações ou ecossistemas foi observado. As chances de efeito genéticos aos anos esta sendo estudada.

O acidente de Chernobyl foi considerado um acidente Classe 7 na escala INES, sendo um acidente grave. (ELETRONUCLEAR, 2001)

9.2 O acidente de Three Mile Island

Three Mile Island fica perto de Middletown, Pennsylvania, e tinha dois reatores nucleares de potência, TMI-1 e TMI-2, tipo PWR, geravam os dois 1.700 MW. O acidente ocorreu na unidade 2 (GODOY, 2009).

O acidente iniciou às 4 horas da madrugada em 28/03/1979, causado por falha no sistema secundário da usina. Uma falha mecânica ou talvez elétrica pararam as bombas de alimentação principal vedando a corrente de água que vai ao gerador de vapor. Inicialmente parou a turbina, em seguida o reator, e automaticamente foram desligados. Aumentando assim a pressão no sistema primário, e a válvula do pressurizador - PORV - foi liberada, soltando a água para um reservatório localizado piso do prédio da contenção. A válvula teria que ser

fechada após a pressão voltar a descer, que não ocorreu. Erros no painel de controle referente a válvula aberta e erros de interpretação pelos operadores fizeram o calor do núcleo do reator (criado pelos produtos de decaimento radioativo) não fosse retirado (INB, 2013).

Com tudo, a válvula do sistema de alimentação de emergência, tinha sido testado 42 horas antes do acidente, e estava fechadas, fazendo erro de procedimento e da administração. Mesmo o sistema de alimentação tenha entrado em operação, a água não atingiu o gerador de vapor. Verificou-se posteriormente que estas válvulas estavam fechadas, e em seguida reabertas, com atraso de 8 minutos depois de iniciado o acidente (GODOY, 2009).

Um Conjunto de falhas levou o operador a interpretar que o pressurizador estava cheio de água. O painel que indica o nível de quantidade de água para remover os resíduos de calor para o operador, incorretamente indicou que o sistema estava cheio, e o operador parou de injetar água por meio do sistema de injeção de alta pressão (ELETRONUCLEAR, 2001).

Assim, não houve o resfriamento do núcleo do reator, causando o sobreaquecimento do combustível e do zircônio, que reagiu com a água gerando hidrogênio, liberado para a contenção. Houve a preocupação de que, com a diminuição da pressão do reator, haveria aumento do hidrogênio, possibilitando uma explosão com danos ao prédio da Contenção, o que poderia liberar quantidades de gases radioativos para a atmosfera. Isto não aconteceu, no entanto. Mesmo assim, o Governador da Pensilvânia, em 30 de março, pediu a retirada de mulheres grávidas e crianças num até 8 km da usina, e que a população dentro de um raio de 16 km da usina ficassem em suas residências e com as janelas fechadas. Em 04/04/ 1979, a situação do reator TMI-2 foi considerada sob controle (NATRONTEC, 1999).

O núcleo do reator ficou danificado vazando grande quantidade de material radioativo para a contenção, e pequena para o meio ambiente, expelido pela chaminé. O reservatório onde foi tirada a água do pressurizador transbordou, ficando em contato com a base do núcleo do reator e, por causa do forte calor, evaporando e condensando nas paredes do prédio da contenção, fazendo com que materiais radioativos ficassem permeados nas superfícies porosas. Portanto, o ponto principal de contaminação ficou limitado a esta área da usina (INB, 2013).

Muitas amostras do ar, solo, água, leite, vegetação e alimentos - foram pesquisadas. Os resultados demonstraram baixas doses para a população. No caso do I-131 que também foi emitido. As medidas analisadas no leite foram 300 vezes inferiores ao nível recomendado como sendo necessária para a retirada do gado de pastagens. O maior impacto na saúde das pessoas da região foi o estresse e o medo gerado pelo acidente. Sendo este acidente considerado classe 5 na escala INES. (ELETRONUCLEAR, 2001)

9.3 O acidente com Césio-137 em Goiânia

Em 13 de setembro de 1987 foi encontrado por um vendedor de sucata em Goiânia um aparelho de radioterapia abandonado contendo cloreto de césio do Instituto Goiano de Radioterapia. A cápsula que continha o cloreto de césio foi aberta e comercializada para um ferro-velho. A luz emitida pelo césio despertou a curiosidade em adultos e crianças que manipularam e distribuíram entre parentes e amigos (GODOY, 2009).

Vários fatos levaram a contaminação em 3 depósitos de ferro-velho, um quintal e algumas casas e áreas públicas. A cápsula e seu conteúdo, foram manipulados a céu aberto, onde causou a contaminação do solo (ELETRONUCLEAR, 2001).

Os sintomas iniciais da contaminação que foram vômitos, tonturas, náuseas, diarreias, foi verificada horas depois do contato com o material. Os afetados procuravam farmácias e hospitais e eram medicadas com diagnóstico de doença infectocontagiosa (GODOY, 2009).

No outro dia após o acidente foi montada uma operação para tentar descontaminar Goiânia, Várias pessoas faleceram e outras ficaram com doenças sérias, animais tiveram que ser sacrificados e peças contaminadas foram enterradas com proteção no estado do Pará (ELETRONUCLEAR, 2001).

Foi construído o depósito definitivo para os rejeitos gerados pelo acidente com o Césio-137. Não é simplesmente de um depósito, e sim uma complexa de instalação. Esta localizada em Abadia de Goiás, a 20 km do centro de Goiânia. Abrigam-se no depósito aproximadamente 60% do total de rejeitos produzidos no acidente, aqueles em que o período de queda da radiação para ser considerado como lixo comum é de aproximadamente 300 anos. Neste montante, 16% necessitam de isolamento acima de 150 anos e 41%, isolamento de até 150 anos. Estes elementos está confinado em sarcófagos de metal feitas para este fim específico de armazenamento do material contaminado, como também tambores colocados em container de concreto ou metal (CARDOSO, 2012).

É considerado um sério acidente radiológico, por ter ocorrido em um centro urbano. Foi responsável pelo óbito de 4 pessoas e a produção de 3.430 metros cúbicos de rejeitos radioativos (6 mil toneladas), este acidente não pode ser semelhante a Chernobyl, onde a magnitude é diversas vezes maior (ELETRONUCLEAR, 2001).

Segundo Tranjan Filho (2007, p. 57), o Brasil é um país que dispõe do uso técnicas radiológicas para a cura de doenças, porém devido ao descaso da clinica em abandonar produtos radioativos, sem pensar na falta de conhecimento de outros que são incapazes de reconhecer o símbolo da radioatividade.

As sequelas deixadas pelo césio 137 não são apenas das vítimas da contaminação, que necessitaram ter os seus membros amputados, ou marcas na pele e a saúde comprometida pelo contato com a radiação. Mesmo depois de muitos anos do acidente, grandes quantidades dos moradores da cidade ainda sofrem com medo dos efeitos do césio 137 (CARDOSO, 2012).

10 IMPLANTAÇÃO DE NOVAS USINAS NUCLEARES NO BRASIL

Com o final da obra de Angra III, prosseguisse o projeto de ampliação da energia nuclear no Brasil. Com grandes reservas de urânio em nosso país, sendo considerada a 6ª maior do mundo, com boa parte ainda não explorada, e também com o avanço rápido da tecnologia das ultracentrífugas para o enriquecimento do urânio e fabricação dos combustíveis nucleares, gera-se a necessidade de se obter novas centrais nucleares para garantir a absorção da tecnologia nuclear por completo. Além de que o país tem reservado ainda duas plantas nucleares compradas da Alemanha juntamente com Angra II e III, porém não construídas (ELETRONUCLEAR, 2001).

Aumentando novas usinas nucleares terão mais combustível, o que explicará um aumento da fabricação de elementos combustíveis de Resende – RJ, que terá mais necessidade de urânio enriquecido, e assim, estabelecerá novas ultra centrífugas na unidade de enriquecimento, que determinarão a obrigação de aumentar a produção de “yellow cake” e o aumento da mineração de urânio outras áreas (INB, 2013).

O projeto de expansão nuclear tem a pretensão de ampliar as reservas de urânio de 309.000 t para 459.000 t, desejando atingir a 500.000 t até 2030. Com este objetivo a produção de yellow cake aumentaria de 400 t/ano para 2.100 t/ano. Como também pretende-se aumentar a produção de ultracentrífugas da Marinha, de 100 UTS/ano para mais de 1.400 UTS/ano em 2030, necessitando a construção, novas usinas para produção, montagem e teste das mesmas. Assim investindo também na construção de submarinos nucleares (ATALA, 2012).

Devido a esses fatos, a Eletrobrás iniciou a busca por locais que poderiam receber as novas centrais. Essa decisão influi tanto em demanda energética, como em topografia, condições meteorológicas e outros.

A preferência pelo sítio instalando ali uma Central Nuclear que corresponderá o obediência nas legislações vigente e também todas as normas constituídas pela Comissão Nacional de Energia Nuclear – CNEN.

Os estudos fundamentam em determinações estabelecidas pela Agência Internacional de Energia Atômica – AIEA e pelo Electric Power Research Institute – EPRI (EUA).

Nessas disciplinas são considerados os aspectos, meteorológicos, hidrológicos, demográficos, geográficos, geológicos, sismológicos e geotécnicos dos sítios potenciais candidatos à instalação da central (CNEN, 2013).

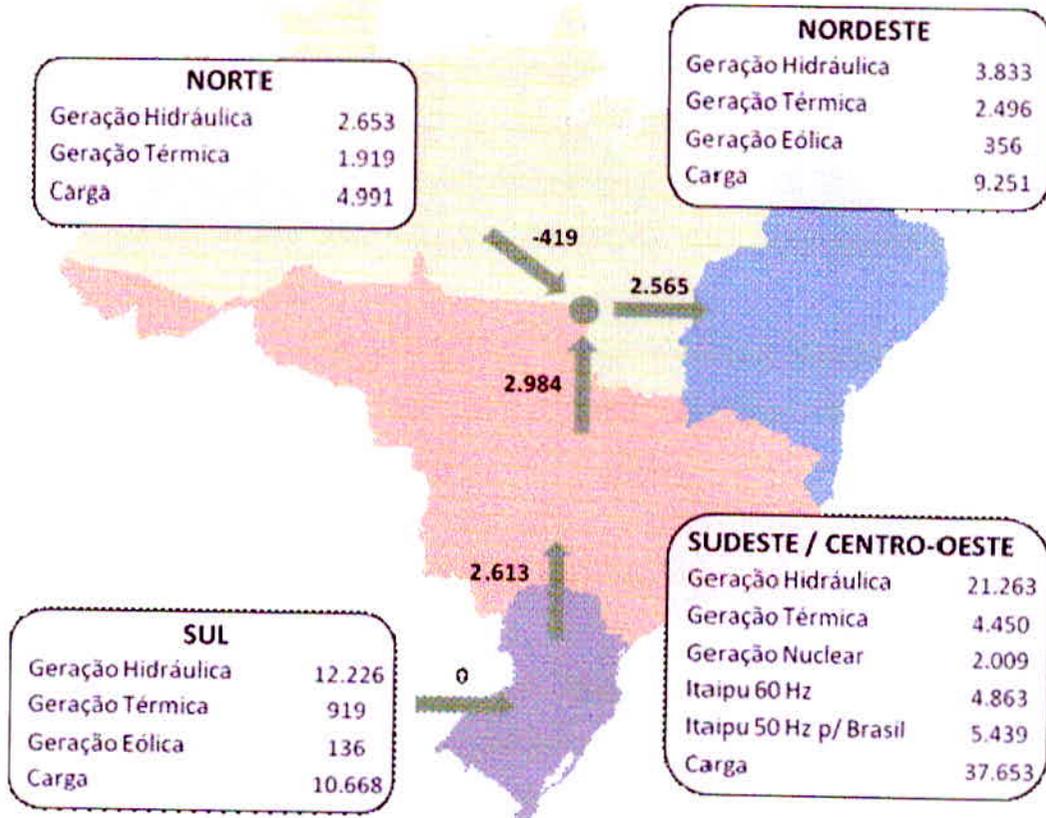
O processo de seleção, além dos aparências acima, considera fundamental a promoção do envolvimento do público em geral (cidadania, autoridades e outros) (ELETRONUCLEAR, 2001).

O estado de São Paulo esteve entre os critérios de escolha, mas devido a grande produção energética, a quantidade de usinas geradoras de energia instaladas, grande população próxima às áreas e pela presença de grande reservatório subterrâneo, o aquífero Guarani, o estado foi descartado. (CNEN, 2012)

De acordo com gráficos e balanços mensais e diários da ONS (operador nacional do sistema) que controla toda a produção e demanda de energia do país, a região com mais necessidade energética é o nordeste. Sendo que o que ele produz não supre o que ele consome, tendo que recorrer a carga excedente das outras regiões para atender a sua demanda.

Conforme o balanço gerado pela ONS do dia 4 de novembro de 2013, o nordeste gerou 6.685 MW, porém consumiu 9.251 MW, recorrendo ao excedente de todas as regiões de 2.565 MW.

Figura 3 – Balanço diário ONS – 4 de novembro de 2013



Fonte: ONS, 2013

Porém, não haveria nenhum problema nesta troca de carga entre as regiões, mas considerando que o nordeste sempre consome acima do que produz, então nas épocas de seca do país, as outras regiões produzem menos na geração hidráulica, gerando assim o risco de racionamento de energia, blecautes ou colapso no sistema energético. Há também as perdas de carga na transferência de energia, e a perda é maior com a distância, desperdiçando assim energia gerada (ONS, 2013).

Depois da entrada em operação, nos anos 1990, Xingó a Usina Hidroelétrica que fica no Rio S. Francisco, Assim denominou o Nordeste como uma região importadora de energia elétrica tendo a necessidade de construir usinas nucleares para atender o aumento do setor de energia elétrica na Região Nordeste (STIFTUNG, 2007).

Tendo então o nordeste como a região escolhida para expandir a energia nuclear e abrigar pelo menos 2 das 4 usinas que são pretendidas, iniciaram pesquisas para escolher o exato local das unidades (CNEN, 2013).

A finalização dos estudos para a escolha do local da Central Nuclear nordestina apontou as margens do Rio São Francisco como a melhor opção quando confrontadas com cerca de 20 critérios de exclusão e evitação no processo de seleção de sítios. O uso da água do rio nas usinas pode se limitar a 0,4% de sua vazão mínima, caso se utilizem torres de refrigeração, o que constitui um reduzido impacto ambiental (ELETROBRÁS, 2013).

O litoral da Bahia até Pernambuco foi descartado para abrigar usinas nucleares devido:

- a) há várias e extensas áreas de proteção ambiental ao longo do litoral, que, apesar de não impedirem a instalação de usinas, aumentam consideravelmente o risco do licenciamento, e, portanto, devem ser evitadas;
- b) metrópoles e cidades de menor porte localizadas no litoral contraindicam a instalação de usinas devido à proximidade de grandes aglomerados de pessoas; aquíferos ao longo de grande parte da faixa litorânea podem vir a ser problema no momento do licenciamento;
- c) grande parte do litoral abriga gasoduto e é necessária uma distância mínima entre essa instalação e usinas nucleares;
- d) solos sedimentares, presentes na região, são contraindicados para suportar as sólidas fundações de usinas nucleares (ATALA, 2012).

Porém o problema que algumas usinas enfrentam com a instalação das unidades na beira de rios, é que no verão eles podem subir muito sua temperatura e não ser suficiente para a refrigeração, tendo assim que desligar as unidades, como acontece no nordeste com altas

taxas de incidência solar. Também há as futuras alterações que sofrerão com o agravamento das mudanças climáticas globais, como redução de volume e assoreamento (CNEN, 2013).

Mas com as usinas nucleares indo para a calha do rio São Francisco certamente compensando aos danos negativos que o projeto da transposição terá na redução da capacidade de produção de energia do sistema hidrelétrico ali edificado (ELETROBRÁS, 2012).

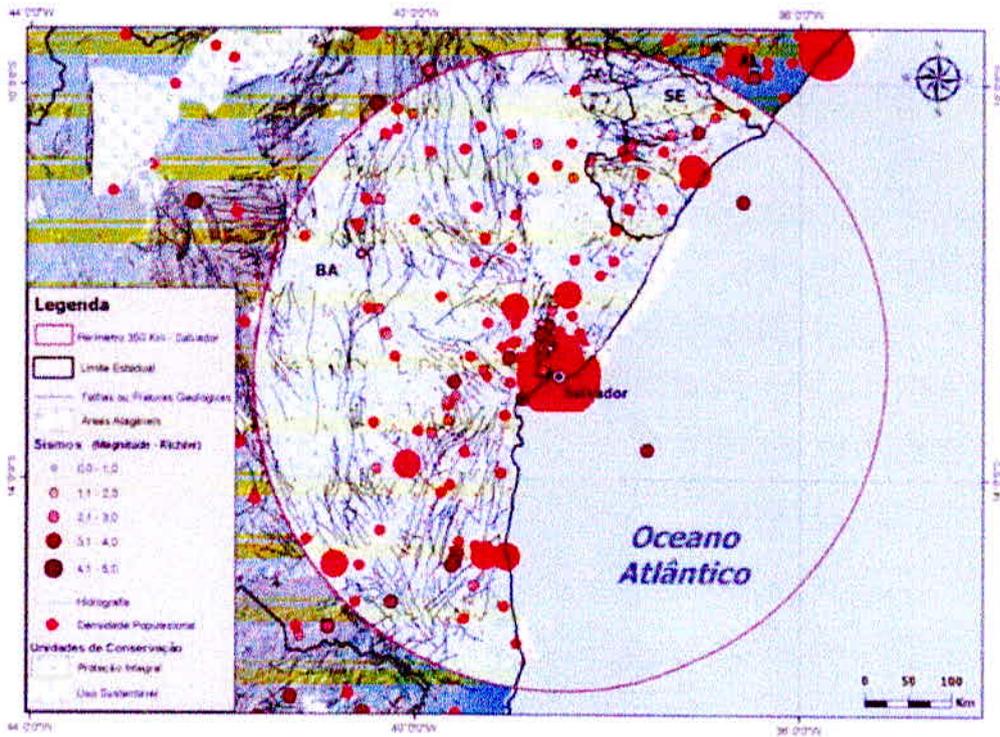
Belém do São Francisco, Cabrobó e Lagoa Grande, em Pernambuco; Poço Redondo, Porto da Folha e Gararu, em Sergipe como também, Belo Monte, Traipú ou Penedo, em Alagoas, são prováveis locais para implante das unidades nucleares, todas elas as margens dos rios. São escolhas tecnológica (chaminés ou circuito fechado) de $3\text{m}^3/\text{s}$ (3 metros cúbicos por segundo) ou sessenta m^3 de água do São Francisco serão utilizados no processo (CNEN, 2013).

Alguns fatores causam preocupações com a instalação das unidades no rio, como a existência de cidades importantes de médio porte à jusante do local escolhido, como Propriá/SE e Penedo/AL, o que tornaria muito sério qualquer incidente com a contaminação das águas; o aquecimento de aproximadamente 3°C na água utilizada para a refrigeração do reator e que seria devolvida mais quente ao rio, podendo causar afastamento de cardumes, mortandade de peixes, etc. (ATALA, 2012)

De início, identificaram-se os maiores centros de carga e suas perspectivas de crescimento num futuro breve, assim Salvador/BA e Recife/PE foram realçadas e centradas nelas foram analisados 350 km ao redor, para encontrar um local (CNEN, 2013).

Como preferência é construir a central nordestina em uma posição que lhe possibilite abastecer Salvador e Recife. Foi analisado em um mapa vários locais sendo feita sobreposição nas falhas geológicas que variam muito, áreas alagáveis, acontecimento de movimentos sísmológicos no passado, densidade populacional, existência de rios e localização das diversas unidades de conservação, inclusive terras indígenas e quilombolas (STIFTUNG, 2009).

Figura 19 – Mapa de possíveis locais para instalação da usina



Fonte: (Stiftung, 2009, p. 18)

Algumas das críticas de eliminação de locais que estão sendo usados são: solo com movimento vibratório, falhas capazes, superficiais e deformação, condições de temperatura ambiente, com possibilidade de inundação, ventos, precipitação pluviométrica, densidade populacional, dispersão atmosférica, potenciais prejuízos ou ameaças a ecossistemas e espécies relevantes, existência de áreas úmidas, topografia e aspectos relativos à construção e operação das usinas (ELETROBRÁS, 2012).

Com estes critérios, exclui-se áreas onde não será possível construir a central nuclear e apontará os locais que vão melhor atender aos requisitos estabelecidos, assim eles poderão disputar e acrescentar aspectos como facilidades oferecidas pelas localidades.

Se instaladas as unidades no nordeste a primeira mudança que ocorrerá será a produção interna de energia elétrica. O nordeste poderá outra vez a produzir a sua própria energia. Com a instalação da usina nuclear, os municípios e a região terão grande desenvolvimento cultural e socioeconômico (ATALA, 2012).

Como outros benefícios para a região nordeste seria também a possibilidade de desenvolvimento de projeto integrado com a usina nuclear para adução de água do rio São Francisco, usando energia da própria usina para irrigação e consumo humano em grande parte do nordeste; com todos recursos da construção, envolvendo operação e manutenção, gerando empregos, fortalecendo o núcleo básico de recursos humanos na área de energia nuclear e

também as especialidades envolvidas nessa tecnologia e a probabilidade de obter royalties para o município que abrigar a usina (ELETROBRÁS, 2012).

A energia nuclear terá um grande acréscimo na participação da matriz energética brasileira com as novas usinas nucleares, de modo aproximado, usando os dados de Angra 1 e Angra 2, quanto à energia, e considerando que a Central de Angra tem 2.007 MW de potência instalada e gera 3% da energia do sistema elétrico nacional, cada 1.000 MW (uma unidade deverá ter 1.000 MW) de usina nuclear corresponde a 1,7% da energia gerada no sistema elétrico nacional. Como estamos selecionando sítios para até seis usinas, a participação desse eventual sítio iria variar desde 1,7% até 10,2% da geração de eletricidade no país, conforme a central assente de uma até seis usinas de 1.000 MW (STIFTUNG, 2009).

11 CONCLUSÃO

Entendendo o funcionamento das usinas nucleares e com todo o avanço tecnológico no quesito da energia nuclear, como na extração do urânio e nas ultracentrífugas, necessitasse de expandir a geração de energia através de combustíveis nucleares e assim aumentar o número de plantas nucleares brasileiras. Com isso, chegaremos mais próximo de atingir os objetivos do Projeto de Expansão Nuclear Brasileiro.

Devido a demanda de energia do nordeste ser maior do que sua produção, se torna a região propícia para a construção das novas usinas nucleares, para assim se tornar independente energeticamente das outras regiões, e assim evitando que no caso de maior consumo das outras regiões, não haja um racionamento de energia.

Com a instalação das unidades geradoras, vai trazer para a região do nordeste mais desenvolvimento, como geração de mais empregos tanto fixos como temporários. E gerar aumento econômico e social para a região.

Levando em conta que outras alternativas energéticas causariam maior impacto ambiental, a energia nuclear é considerada limpa e sustentável, sendo uma opção totalmente viável para ser usada.

- ABDALAD, R. **Perspectivas da geração termelétrica no Brasil e emissões de CO₂**. Rio de Janeiro, 2000.
- ATALA, Dráusio. **Usinas Nucleoelétricas: Escolha do local**. São Paulo, Abdan 2012.
- CARDOSO, Eliézer de Moura. **Aplicações da Energia Nuclear**. São Paulo, CNEM, 2012.
- CENTRAIS ELÉTRICAS BRASILEIRAS (Eletrobrás). **Atuação SIPOT: estágio de desenvolvimento**. Disponível em:
<http://www.eletrobras.gov.br/EM_Atuacao_SIPOT/estagioDesenvolvimento.asp> Acesso em: 20 out. 2013.
- CERCONI, Claudinei. **Energia nuclear, o que é necessário saber?** São Paulo, 2009.
- CNEN – COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. **CNEN-NE-3.01. Diretrizes Básicas de Radioproteção**. 2012. Disponível em:
<<http://www.cnen.gov.br/seguranca/normas/normas.asp?grupo=8>> Acesso em: 2 nov. 2013.
- ELETROBRAS TERMONUCLEAR (Eletronuclear). **CNA Energia nuclear: história e princípios de funcionamento**. Rio de Janeiro, 2001. Disponível em:
<<http://www.eletronuclear.gov.br/funcionamento.htm>> Acesso em: 4 nov. 2013.
- GODOY, José Marcus de Oliveira. **Energia nuclear e Impacto Ambiental**. Rio de Janeiro, 2009.
- INDÚSTRIAS NUCLEARES BRASILEIRAS (INB), 2013. Disponível em:
<<http://www.inb.gov.br>> Acesso em: 31 out. 2013.
- NATRONTEC ESTUDOS E ENGENHARIA DE PROCESSOS LTDA. **Estudo de Impacto Ambiental da Unidade 2 da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto – Angra 2**. Rio de Janeiro, 1999.
- OPERADOR NACIONAL DOS SISTEMAS ELÉTRICOS (ONS). **Mapas do Sistema Interligado Nacional**. Disponível em:
<<http://www.ons.org.br>> Acesso em: 6 nov. 2013.
- PRÄSS, Alberto Ricardo. **A Energia Nuclear Hoje: Uma Análise Exploratória**. 2 ed. Porto Alegre, Escola de Engenharia 2007.
- STIFTUNG, Heinrich Böll. **Usinas Nucleares no Nordeste**. Recife, 2007. Disponível em:
<http://www.boell-latinoamerica.org/downloads/Usinas_nucleares_no_Nordeste.pdf> Acesso em: 3 nov. 2013.
- TRANJAN FILHO, Alberto. **Ministério de Minas e Energia. Balanço Energético Nacional**. Brasília: MME, 1982.