

**MINISTÉRIO DA DEFESA  
EXÉRCITO BRASILEIRO  
DEPARTAMENTO DE CIÊNCIA E TECNOLOGIA  
INSTITUTO MILITAR DE ENGENHARIA  
CURSO DE MESTRADO EM ENGENHARIA NUCLEAR**

**PAULO HENRIQUE PEREIRA SILVA**

**PROJETO CONCEITUAL MÍNIMO DE UM REATOR DE ESPECTRO RÁPIDO  
VOLTADO PARA O PARQUE NUCLEAR BRASILEIRO**

**Rio de Janeiro**

**2013**

**INSTITUTO MILITAR DE ENGENHARIA**

**PAULO HENRIQUE PEREIRA SILVA**

**PROJETO CONCEITUAL MÍNIMO DE UM REATOR DE ESPECTRO RÁPIDO  
VOLTADO PARA O PARQUE NUCLEAR BRASILEIRO**

Dissertação de Mestrado apresentada ao Curso de Mestrado em Engenharia Nuclear do Instituto Militar de Engenharia, como requisito parcial para a obtenção do título de Mestre em Ciências em Engenharia Nuclear.

Orientador:  
Prof. Sergio de Oliveira Vellozo – D.Sc.

Rio de Janeiro  
2013

c2011

INSTITUTO MILITAR DE ENGENHARIA

Praça General Tibúrcio, 80 – Praia Vermelha

Rio de Janeiro – RJ CEP: 22290-270

Este exemplar é propriedade do Instituto Militar de Engenharia, que poderá incluí-lo em base de dados, armazenar em computador, microfilmар ou adotar qualquer forma de arquivamento.

É permitida a menção, reprodução parcial ou integral e a transmissão entre bibliotecas deste trabalho, sem modificação de seu texto, em qualquer meio que esteja ou venha a ser fixado, para pesquisa acadêmica, comentários e citações, desde que não tenha finalidade comercial e que seja feita a referência bibliográfica completa.

Os conceitos expressos neste trabalho são de responsabilidade do autor e do orientador.

621.483  
S586p

Silva, Paulo Henrique Pereira  
Projeto conceitual mínimo de um reator de espectro rápido voltado para o parque nuclear brasileiro / Paulo Henrique Pereira Silva. – Rio de Janeiro: Instituto Militar de Engenharia, 2013.

70 p.: il

Dissertação (mestrado) – Instituto Militar de Engenharia – Rio de Janeiro, 2013.

1. Reator de espectro rápido. 2. Parque nuclear brasileiro.  
I. Título. II. Instituto Militar de Engenharia.

CDD 621.483

INSTITUTO MILITAR DE ENGENHARIA

PAULO HENRIQUE PEREIRA SILVA

PROJETO CONCEITUAL MÍNIMO DE UM REATOR DE ESPECTRO  
RÁPIDO VOLTADO PARA O PARQUE NUCLEAR BRASILEIRO

Dissertação de Mestrado apresentada ao Curso de Mestrado em Engenharia Nuclear do Instituto Militar de Engenharia, como requisito parcial para obtenção do título de Mestre em Ciências em Engenharia Nuclear.

Orientador: Prof. Sergio de Oliveira Vellozo – D.C.

Aprovada em 06 de Fevereiro de 2013, pela seguinte Banca Examinadora:

---

Prof. Sergio de Oliveira Vellozo – D.Sc. do IME – Presidente.

---

Prof. T.C. Wilson Freitas Rebello da Silva Junior – D.Sc. do IME.

---

Prof. Hélio de Carvalho Vital – Ph. D. do CTEEx.

---

Prof<sup>a</sup>. Maria da Conceição Michyo Koide – Ph. D. da CNEN.

Rio de Janeiro  
2013

*Ao meu pai, Vicente de Paulo da Silva, que sempre apoiou minhas decisões e acreditou nos meus sonhos, dedico mais essa vitória.*

## AGRADECIMENTOS

Primeiramente gostaria de agradecer À inteligência suprema, causa primeira de todas as coisas. Nada seria possível sem a vontade do Arquiteto do Universo.

Agradeço ao meu orientador Sergio de Oliveira Vellozo, pela disponibilidade em ter aceitado esse desafio, paciência ao repassar seu conhecimento e companheirismo em todos momentos. Foi um privilégio conviver com alguém que o enorme conhecimento não ofuscou a majestosa humildade.

Agradeço ao corpo docente e demais funcionários da Seção de Engenharia Nuclear, aqui representados pela professora e coordenadora Nádyá Maria Prado Damasceno, pelo tratamento diferenciado, quase familiar, que em outras instituições não existe.

Agradeço a todos meus familiares pela força. Apesar da distância durante esse período, sabia todo instante que além de estar amparado, estava apoiado.

Agradeço à Germana Santos pela paciência e compreensão. Renunciou quase dois anos de minha companhia para que eu pudesse me dedicar a minha mais nova paixão, a Engenharia Nuclear. Provou mais uma vez ser uma mulher especial, com valores primorosos e digna de minha admiração.

Agradeço à D. Liduína Almeida e sua filha Eliane Almeida por terem me recebido, sem hesitação, logo ao chegar ao Rio. Jamais esquecerei esse primeiro apoio que foi fundamental.

Agradeço à D. Anna Maria Martins por ter me acolhido como filho em minha segunda morada no Rio e à sua família, aqui representada pelas suas filhas, Luciana, Débora e Samantha pelo voto de confiança. Levarei para sempre a amizade e os bons momentos.

Agradeço a todos meus companheiros de mestrado, aqui representados por Jefferson Neves, Raphael Francisco, Cap. Renato Guedes, Karen Masurk e Rodrigo Benevides. A união reduziu nossos obstáculos, o companheirismo tornou os congressos mais divertidos e a amizade vai deixar saudade. “Quem sai junto chega junto!”

*O que destrói o ser humano?*

*Política sem princípios;  
Prazer sem compromisso;  
Riqueza sem trabalho;  
Sabedoria sem caráter;  
Negócios sem moral;  
Ciência sem humanidade e  
Oração sem caridade.*

**Mahatma Gandhi.**

## SUMÁRIO

LISTA DE ILUSTRAÇÕES.....	9
LISTA DE TABELAS .....	11
LISTA DE ABREVIATURAS E SÍMBOLOS .....	12
LISTA DE SÍGLAS .....	13
<b>1. OBJETIVO E MOTIVAÇÃO .....</b>	<b>16</b>
<b>2. INTRODUÇÃO .....</b>	<b>18</b>
2.1 Importância da energia elétrica .....	19
2.2 Situação atual e projeção energética do Brasil .....	19
2.3 Aquecimento global .....	24
2.4 Importância da energia nuclear .....	24
2.5 Reatores térmicos .....	26
2.6 Reatores de geração IV .....	28
<b>3. REATORES DE ESPECTRO RÁPIDO .....</b>	<b>30</b>
3.1 Panorama atual e global dos RER .....	31
3.2 Estocagem dos rejeitos nucleares .....	35
3.2.1 Estocagem provisória .....	35
3.2.2 Estocagem definitiva .....	36
3.3 Reprocessamento do combustível nuclear .....	38
3.3.1 Ciclo do combustível sem reprocessamento .....	39
3.3.2 Ciclo do combustível com reprocessamento .....	40
3.3.3 Processamento purex .....	43
3.3.4 Piroprocessamento .....	44
3.3.5 Fabricação de óxidos mistos (MOX) .....	45
<b>4. PECULIARIDADES DO PROJETO DO NÚCLEO .....</b>	<b>47</b>
4.1 Definição do Núcleo .....	47
4.2 Barras Absorvedoras .....	54

4.3	Coeficiente de reatividade .....	56
4.2.1	Coeficiente de reatividade de temperatura .....	57
4.2.2	Coeficiente de reatividade de vazio .....	59
4.4	Densidade de potência .....	61
<b>5</b>	<b>CONSIDERAÇÕES FINAIS E CONCLUSÃO.....</b>	<b>68</b>
<b>6</b>	<b>REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS .....</b>	<b>70</b>

## LISTA DE ILUSTRAÇÕES

FIG. 1	Matriz energética brasileira por fonte em porcentagem.....	20
FIG. 2	Projeção da demanda de eletricidade até 2020.....	21
FIG. 3	Consumo de eletricidade <i>per capita</i> versus PIB <i>per capita</i> .....	21
FIG. 4	IDH versus consumo <i>per capita</i> de eletricidade.....	22
FIG. 5	Representação de uma usina que utiliza um reator do tipo PWR.....	27
FIG. 6	Evolução dos reatores ao longo do tempo.....	29
FIG. 7	Exemplos de <i>blanket</i> homogêneo e heterogêneo.....	33
FIG. 8	Reação em cadeia evidenciando a “regeneração” do $^{239}\text{Pu}$ .....	34
FIG. 9	Reações em cadeia.....	38
FIG. 10	Alternativa I - Operação do ciclo do combustível nuclear, sem reciclagem do urânio ou do plutônio.....	40
FIG. 11	Alternativa II - Operação do ciclo do combustível nuclear, com reciclagem do urânio.....	41
FIG. 12	Alternativa III - Operação do ciclo do combustível nuclear, com reciclagem do urânio e do plutônio.....	42
FIG. 13	Passos principais do piroprocessamento para o tratamento do combustível gasto de um PWR.....	44
FIG. 14	Modelo de célula em arranjo triangular.....	47
FIG. 15	Dimensões planares do reator JOYO.....	50
FIG. 16	Elemento Combustível simulado .....	50
FIG. 17	Estruturas principais que compõe o reator em cortes axial e radial respectivamente.....	52

FIG. 18	Evolução do fator de multiplicação com o carregamento.....	53
FIG. 19	Distribuição das barras de controle e segurança no núcleo do reator.....	55
FIG. 20	Coeficiente de reatividade de temperatura .....	58
FIG. 21	Coeficiente de reatividade de vazio.....	60
FIG. 22	Distribuição de temperatura em um elemento combustível cilíndrico....	62
FIG. 23	Distribuição de temperaturas em uma vareta de combustível cilíndrica com vazio entre o combustível e o revestimento.....	64

## LISTA DE TABELAS

TAB. 1	Relação de alguns isótopos usados e produzidos em um RER.....	33
TAB. 2	Comparação entre os valores de $\eta$ para alguns isótopos de urânio e plutônio.....	35
TAB. 3	Composição da célula de combustível.....	49
TAB. 4	Valor do $k_{\infty}$ para diferentes estruturas de grupos de energia.....	51
TAB. 5	Composição e dimensão do reator .....	54
TAB. 6	Variação da reatividade em função da temperatura.....	58
TAB. 7	Valores de reatividade para cada aumento de vazão.....	60
TAB. 8	Valores de densidade de potência de alguns reatores rápidos.....	67
TAB. 09	Resumo do Projeto.....	69

## LISTA DE ABREVIATURAS E SÍMBOLOS

### ABREVIATURAS

$B$	-	Raio de Regeneração.
$r$	-	Raio da vareta.
$r_F$	-	Raio do combustível.
$k_C$	-	Coefficiente de condução de calor do revestimento.
$t_C$	-	Espessura do revestimento.
$T_S$	-	Temperatura externa do revestimento.
$h_S$	-	Coefficiente de transferência de calor convectivo
$T_{fl}$	-	Temperatura do refrigerante.
$T_{LC}$	-	Temperatura da linha central da vareta.
$T_{fl}$	-	Temperatura do refrigerante.
$\Delta T$	-	Variação de temperatura.
$\Delta T_{Comb}$	-	Variação da temperatura no combustível.
$\Delta T_{Rev}$	-	Variação da temperatura no revestimento.
$\Delta T_{Refg}$	-	Variação da temperatura do centro da vareta até o refrigerante.

### SÍMBOLOS

$\rho$	-	Reatividade.
$\eta$	-	Número de nêutrons gerados por fissão.
$L$	-	Número de nêutrons perdidos por fuga ou captura radiativa.
$k$	-	Fator de multiplicação de nêutrons.
$k_{ef}$	-	Fator de multiplicação efetiva de nêutrons.
$k_{\infty}$	-	Fator de multiplicação infinito de nêutrons.
$\alpha_T$	-	Coefficiente de temperatura de reatividade do combustível.
$k_f$	-	Coefficiente de condução de calor do combustível.
$q'$	-	Densidade linear de potência.
$q''$	-	Densidade de calor superficial.
$q'''$	-	Densidade volumétrica da taxa de liberação de energia. .

## LISTA DE SÍGLAS

AEC	Atomic Energy Commission
BWR	Boiling Water Reactor
CNEN	Comissão Nacional de Energia Nuclear
Cobra	Cooperação Brasil Rapide
CSAS	Criticality Safety Analysis Sequences
CTS	Circuito Térmico a Sódio
DCTA	Departamento de Ciência e Tecnologia Aeroespacial
EBR	Experimental Breeder Reactor
FBR	Fast Breeder Reator
FEC	Fábrica de Elementos Combustíveis
GE	General Electric
GFR	Gas Cooled Fast Reactor
GHG	Greenhouse gás
INB	IndústriasNucleares do Brasil
IPCC	Intergovernmental Panel on Climate Change
JAERI	Atomic Energy Japan Research Institute
LMFBR	Liquid Metal Fast Breeder Reactor
LWR	Light Water Reactor
MIPLIB	Material Information Processor Library
MOX	Mixed Oxide
NRC	Nuclear Regulatory Commission
OECD	Organisation for Economic Coo-peration and Development
ONU	Organização das Nações Unidas
PCH	Pequenas Centrais Hidroelétricas
PUREX	Plutonium and Uranium Recovery by Extraction
PWR	Pressurized Water Reactor
RER	Reator de Espectro Rápido
RSICC	Radiation Safety Information Computational Center
SCALE	Standartized Computer Analyses for Licensing Evaluation
TEP	Tonelada Equivalente de Petróleo

## RESUMO

A primeira etapa do projeto conceitual de um núcleo para um Reator de Espectro Rápido (RER), refrigerado a sódio, foi elaborado buscando atender à capacidade nuclear instalada no Brasil. Composição e dimensões foram definidas de forma a minimizar o inventário fissil inicial, isto é, volume mínimo e densidade de potência máxima. O carregamento inicial foi estimado em aproximadamente 1,7 toneladas de óxido misto (MOX) na proporção 80%-UO<sub>2</sub>(20% enriquecimento) + 20%-PuO<sub>2</sub> (70% isótopos físséis), distribuídos no volume do núcleo de aproximadamente 600 litros. Os cálculos compreenderam: a) os parâmetros básicos do núcleo; b) a densidade linear de potência c) os coeficientes de reatividade (isotérmico e de vazio); d) a quantidade e a distribuição das barras absorvedoras compostas de B<sub>4</sub>C.

## ABSTRACT

The first step of conceptual design of a Fast Spectrum Reactor (RER) core, sodium-cooled and MOX fueled was developed aiming the Brazilian installed nuclear capacity. Composition and dimensions are defined so as to minimize the initial fissile inventory, i.e., minimum volume and maximum power density. The initial fuel was estimated to be about 1.7 tons of mixed oxide (MOX), in the ratio 80%-UO<sub>2</sub> (20% enrichment) + 20%-PuO<sub>2</sub> (70% fissionable isotopes), distributed in the core volume of approximately 600 liters. Calculations included: a) the basic parameters of the core, b) the linear power density, c) the reactivity coefficients (isothermal and void), d) the amount and distribution of B<sub>4</sub>C absorber rods.

## 1. OBJETIVO E MOTIVAÇÃO

O objetivo deste trabalho é dar início a primeira etapa de um projeto conceitual do núcleo de um Reator de Espectro Rápido (RER), inteiramente nacional, que atenda de forma mínima a atual capacidade nuclear instalada no Brasil. As metas mínimas consistem em:

- 1) Definir o tipo de material combustível e de material fértil;
- 2) Definir o tipo de material refrigerante;
- 3) Estimar as dimensões e a massa do núcleo físsil e do envoltório fértil;
- 4) Estimar a potência máxima possível instalada;
- 5) Calcular o coeficiente global de reatividade;
- 6) Estimar o número mínimo de barras absorvedoras;
- 7) Ganhar experiência em projeto de reator nuclear.

Por hipótese, tomou-se como fonte de material fértil os rejeitos da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto (CNAAA) e o material com baixo nível de enriquecimento de  $^{235}\text{U}$  produzido pelas Indústria Nucleares do Brasil (INB) na Fábrica de Elementos Combustíveis (FEC), em Rezende. Considerando, evidentemente, um futuro domínio da tecnologia de reprocessamento do combustível nuclear e autonomia do combustível irradiado.

A motivação desse trabalho reside no fato de que a energia nuclear convencional, visando a produção de energia elétrica, não possui perspectivas sólidas de existência em longo prazo sem o desenvolvimento da tecnologia dos reatores de Espectro Rápido. A quantidade de urânio natural identificado que pode ser extraído por menos de USD 130/kg é de cerca de 5,5 milhões de toneladas, segundo (OECD, 2008) frente as 4,7 milhões de toneladas reportados em 2005. Embora uma parte desses aumentos esteja relacionada a novas descobertas, a maioria é resultado de uma reavaliação de recursos previamente identificados à luz dos efeitos das altas dos preços do urânio. Baseado na taxa de geração de eletricidade nuclear de 2006 e atual tecnologia, a base de recursos identificados permanecerá suficiente para cerca de 100 anos, como relata (OECD, 2008). Com a criação de isótopos físsis a partir de outros férteis, é estimado em muitas vezes um aumento na disponibilidade do combustível para reatores nucleares de um fator que varia entre 40 e 60 vezes.

Aumentando de 100 para algo em torno de 6000 anos a disponibilidade de combustível nuclear.

A maioria dos países desenvolvidos está em busca de tecnologias avançadas de reatores nucleares para geração de energia em várias formas e em larga escala. Visando assegurar a utilização continuada da energia da fissão de forma segura e sustentável, o desenvolvimento de reatores rápidos se torna uma necessidade real.

O Brasil possui um programa de construção de reatores PWR, porém não possui um programa nacional de pesquisa e desenvolvimento em tecnologias de reatores avançados, tampouco conhecimento ou base tecnológica suficiente para construir um reator deste tipo. É necessário iniciar agora a preparação desta base tecnológica. De outra forma, a falta de tecnologias nacionais para reatores nucleares avançados poderá ser um ônus carregado pelas gerações futuras de brasileiros.

A evolução do projeto que será apresentado nesta dissertação, até uma possível concepção, apresenta um longo caminho com grandes desafios de P&D, porém, se torna o primeiro passo para o desenvolvimento de tecnologias nacionais nessa área. Deste modo, trabalhos na área de desenvolvimento de reatores rápidos se tornam adequado e oportuno.

## 2. INTRODUÇÃO

O Brasil detém um histórico de projetos interrompidos desse tipo de reatores. Este trabalho mencionará apenas os dois mais importantes. São eles, o do Instituto de Engenharia Nuclear (IEN)-RJ e o do Instituto de Estudos Avançados (IEAv)-SP que faz parte do Departamento de Ciência e Tecnologia Aeroespacial (DCTA) da Aeronáutica. Uma breve cronologia, extraída do próprio IEN, resume as diversas etapas, do apogeu até a extinção do programa.

1969 - O IEN é encarregado pela Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) de estruturar um programa nacional de reatores regeneradores rápidos, para estudo da tecnologia desse tipo de reator.

1971 - Montagem do Circuito Térmico a Sódio (CTS-1), para estudo de sistemas de refrigeração a metal líquido utilizados nos reatores rápidos. O CTS-1 foi construído pela empresa nacional CBV.

1975 - A CNEN assina contrato com a França para a construção de um reator de pesquisa térmico-rápido. O chamado Projeto Cobra (Coopéracion Brésil Rapide) é interrompido em 1979, depois que o governo dos Estados Unidos, contrário ao Acordo Brasil-Alemanha, que incluía transferência de tecnologia, recusa-se a liberar o combustível, de origem americana.

1981 - O IEN assina acordo com a Itália para a instalação de três circuitos experimentais de refrigeração a sódio e transferência de tecnologia do sódio para reatores rápidos.

1984 - Construção do Galpão Tecnológico de Sódio, para abrigar os circuitos adquiridos da Itália, mas devido a circunstâncias políticas e econômicas, apenas um circuito auxiliar chegou a ser montado. Em 1987, é assinado acordo com a Argentina para a fabricação do primeiro reator a nêutrons rápidos da América Latina, que não seguiu adiante. O Programa de Reatores Rápidos foi paralisado em 2000.

O segundo, desenvolvido pelo IEAv, diferentemente do primeiro, limitou-se a um estudo profundo que resultou numa proposta de um reator de espectro rápido de 1000 MWt, também refrigerado a sódio.

## 2.1 IMPORTÂNCIA DA ENERGIA ELÉTRICA

A energia elétrica possui fundamental importância no desenvolvimento das atuais sociedades. Pode ser convertida para gerar luz, força para movimentar motores e fazer funcionar diversos produtos elétricos e eletrônicos. O cotidiano do ser humano está totalmente dependente do seu uso, quer seja na higiene, preparação e conservação dos alimentos ou nos transportes e comunicações em geral. O futuro também aponta que as sociedades serão altamente dependentes de eletricidade, vide tecnologias novas que despontam, como é o caso do carro elétrico. Para realizar todas essas atividades corriqueiras diariamente demanda-se grande quantidade de energia. Pelo fato dessa necessidade em quase todas as atividades diárias, sua suspensão repentina traria transtornos de toda natureza. Indústrias, comércio e residências em geral sofreriam prejuízos diretamente com sua falta, sem mencionar os danos não materiais que poderiam ocorrer, por exemplo, em centros de saúde e complexos hospitalares.

Existe atualmente uma clara pressão na busca das várias fontes de energia. Os primeiros anos deste século têm mostrado que o aumento da demanda energética devido ao crescimento populacional, da economia mundial e da melhoria do nível de vida da população de países em desenvolvimento estão levando a uma escassez de fontes não renováveis.

## 2.2 SITUAÇÃO ATUAL E PROJEÇÃO ENERGÉTICA DO BRASIL

A questão energética preocupa indistintamente a todos os países, desde os caracterizados pelo setor produtivo primário predominante, aos chamados países industrializados. O que diverge uns dos outros é a capacidade de investimento. Este é o diferencial que torna vulnerável as economias em desenvolvimento que para crescer, necessitam de energia e para gerá-la necessitam de recursos financeiros. Para chegar ao consumidor final, o fornecimento de eletricidade depende de uma eficiente rede elétrica, composta por fios e torres de transmissão. No Brasil, ela é gerada principalmente nas usinas hidrelétricas, usando o potencial energético da água. Porém ela pode ser produzida também através da queima de combustíveis fósseis, fissão dos átomos, correntes de vento, raios solares, biomassa, marés entre outros

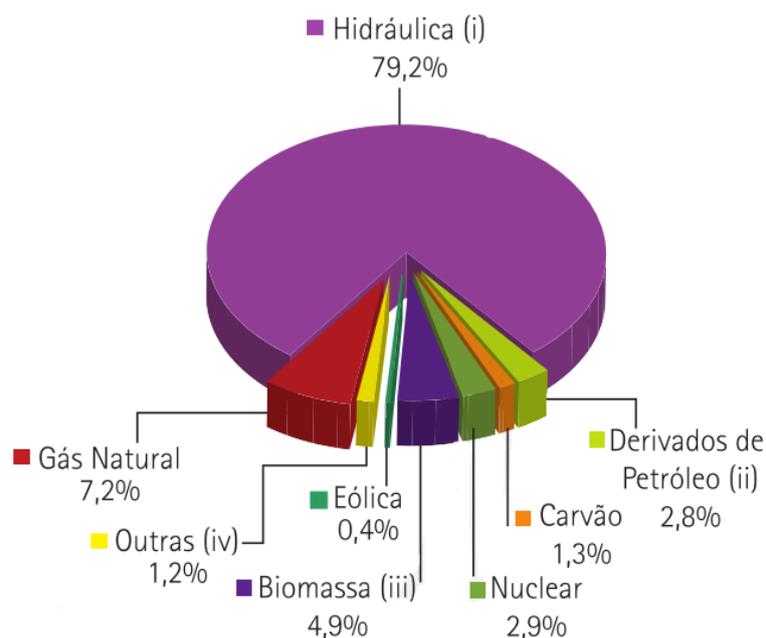


FIG. 01: Matriz energética brasileira por fonte em porcentagem. Retirada de (EPE,2011).

O Brasil, com vastos recursos naturais, não tem diversificado a sua matriz energética de forma a garantir a continuidade no seu fornecimento, devido à falta de recursos financeiros e a inexistência de uma política energética de longo prazo. O consumo de energia tem aumentado de maneira vertiginosa nas últimas décadas. Os fatores que contribuíram para este aumento foram o desenvolvimento do parque industrial, a modernização da agricultura, o aumento da capacidade de consumo da população e a elevação dos níveis de conforto individual e familiar. As crises energéticas, nas décadas de setenta e oitenta, fizeram aflorar diversos problemas a ser enfrentado para o Brasil continuar crescendo. A FIG. 02 apresenta a projeção da demanda de energia elétrica até 2020. Esse gráfico mostra que em poucos anos o consumo de eletricidade crescerá de tal modo que, se não se investir no setor elétrico agora, existirá sérios problemas no futuro energético do Brasil.

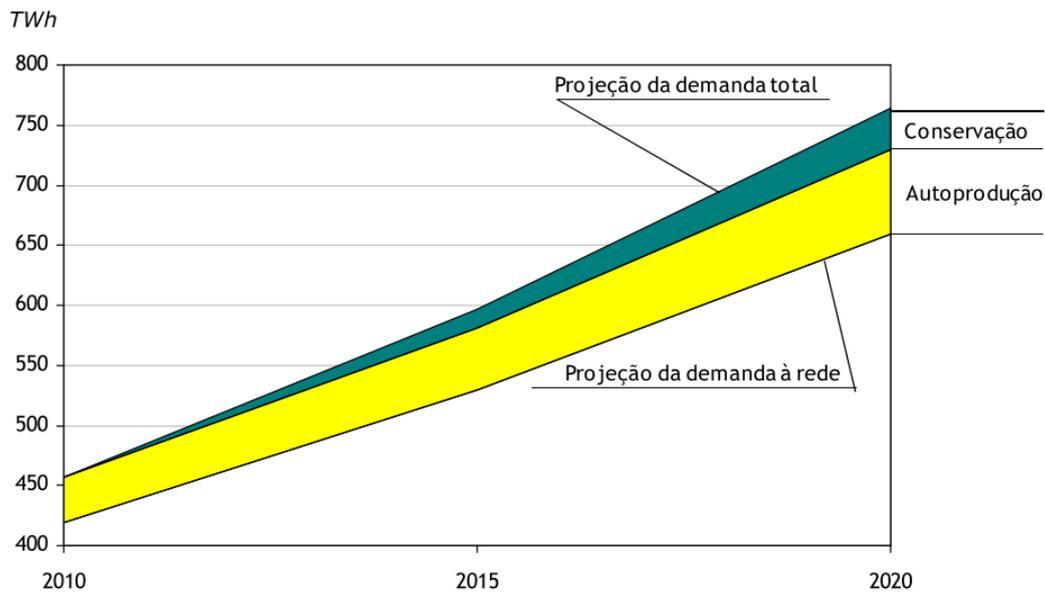


FIG. 02: Projeção da demanda de eletricidade até 2020. Retirada de (EPE,2011).

O crescimento sadio das sociedades está intimamente atrelado ao consumo de energia, que é uma das aspirações fundamentais da população dos países em desenvolvimento em regiões como América Latina, Ásia e África. O consumo de energia *per capita* pode ser usado como um indicador da importância dos problemas que afetam estes países em desenvolvimento onde se encontra a maioria da população mundial.

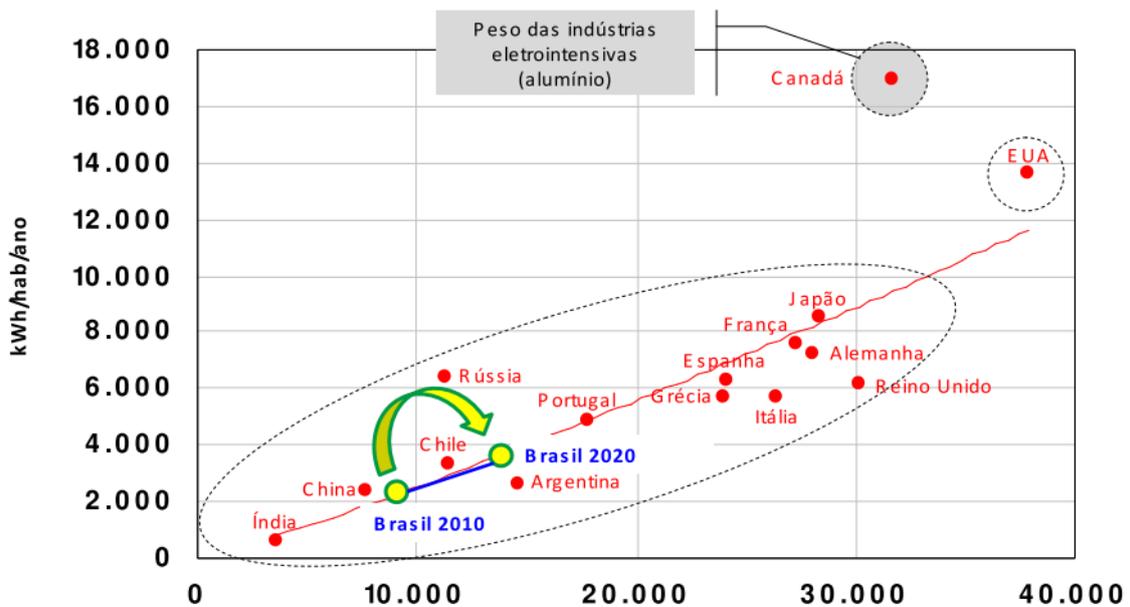


FIG. 03: Consumo de eletricidade *per capita* versus PIB *per capita*. Retirada de (EPE,2011).

Na maioria dos países, nos quais o consumo de energia comercial *per capita* está abaixo de uma tonelada equivalente de petróleo (TEP) por ano, as taxas de analfabetismo, mortalidade infantil e fertilidade total são altas, enquanto a expectativa de vida é baixa. Ultrapassar a barreira 1 TEP/*capita* parece ser, portanto, essencial para o desenvolvimento. Na medida em que o consumo de energia comercial *per capita* aumenta para valores acima de 2 TEP (ou mais), como é o caso dos países desenvolvidos, as condições sociais melhoram consideravelmente.

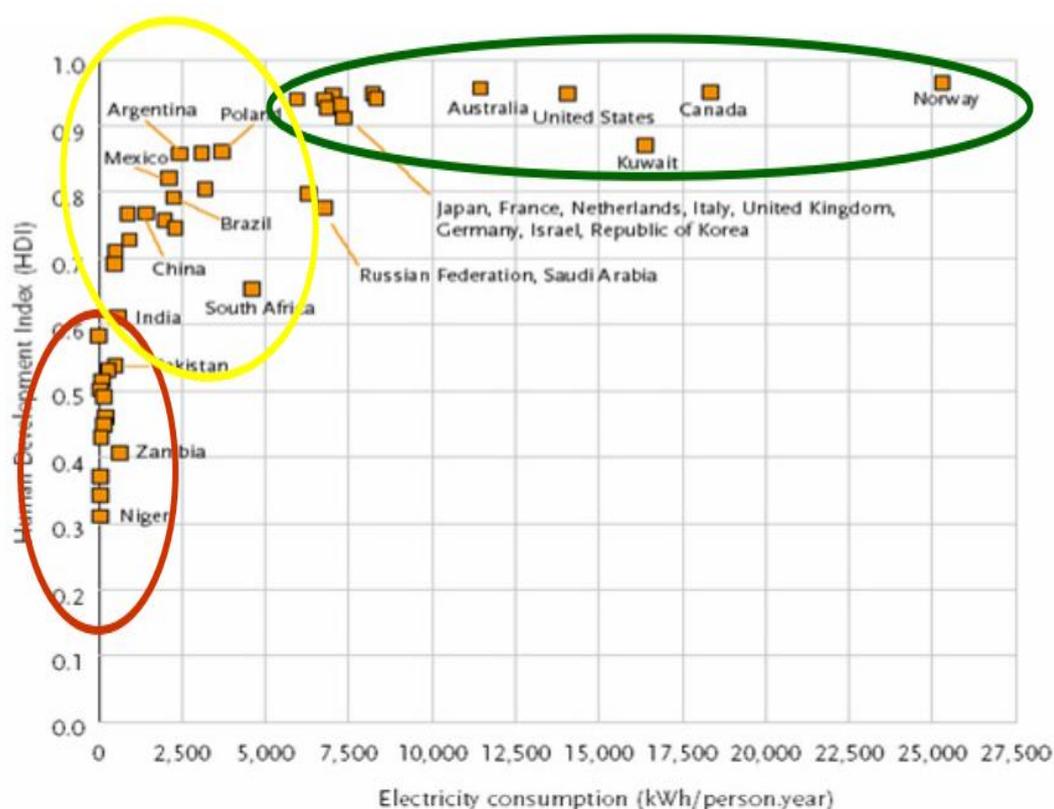


FIG. 04: IDH versus consumo *per capita* de eletricidade. Retirada de (EPE,2011).

Para sustentar tal crescimento nas próximas décadas, é necessária uma reestruturação no setor energético, atentando para a disponibilidade de recursos naturais. As hidroelétricas estão com seu potencial de exploração quase esgotado, restando apenas áreas na Amazônia. No entanto, a construção de usinas de grande porte nessa área é complexa, gerando forte impacto negativo na população, vide Belo Monte. A maior usina hidrelétrica do Brasil é a Usina de Itaipu, porém ela é binacional, pertencendo também ao Paraguai. A alternativa parece estar na construção de Pequenas Centrais Hidroelétricas (PCH). Além disso, as grandes

hidroelétricas já construídas tem a limitação principal de depender da chuva para alimentar seus reservatórios. Na virada de 2006 para 2007, cresceu a preocupação com um novo apagão. Mas a situação foi diferente daquela de 2001. As chuvas no fim de 2006 e início de 2007 foram favoráveis. Nos reservatórios de hidrelétricas, o nível médio de água esteve acima do que determina a curva de aversão ao risco, definida como limite a ser evitado. Se as chuvas diminuíssem e/ou a economia crescesse e o consumo subisse, para evitar no curto prazo um alto risco de racionamento, ligam-se termelétricas.

Resta então calcular se a contribuição da produção interna de petróleo e gás natural crescerá de modo a atender uma demanda crescente. A alta do preço internacional do petróleo repercute no gás natural e, portanto, na geração elétrica – embora, hoje, a participação do petróleo na economia mundial seja menor do que nos tempos dos choques da década de 70. Em âmbito mundial, essa participação nos custos dos produtos em geral é a metade do que era naquele tempo. Com a descoberta do pré-sal, as reservas brasileiras de combustíveis fósseis se tornaram grandes, mas não são infinitas, as mesmas deverão ser capazes de suprir as necessidades nacionais durante mais algumas décadas, período no qual o país deverá se preparar para enfrentar os desafios do futuro.

As termelétricas poluem muito a atmosfera e geram energia cara em razão do preço do combustível. Na implantação do novo modelo de venda de energia, as termelétricas foram introduzidas sem considerar o sistema hidrelétrico brasileiro, e os leilões de energia levaram a implementação das termelétricas a carvão e a diesel, caras e poluentes, emitindo mais gases do efeito estufa. O critério adotado nos leilões energéticos é selecionar termelétricas com melhor índice de custo benefício, o qual leva em conta o custo de investimento e o custo adicional quando a usina opera, gastando combustível. Este último custo depende do período de operação da usina ao longo de vinte anos. Isso dependerá da disponibilidade de hidroeletricidade no sistema, pois as térmicas operam em complementação, já que não faz sentido queimar combustíveis, fósseis e caros, se houver água para turbinar nas barragens.

Outras possibilidades referem-se ao uso das tecnologias de vanguarda, como energia eólica, solar, entre outras formas de captação direta da energia do sol, das marés entre outras. Entretanto, estão ainda em estágio incipiente, não impedindo, porém, que passem a ser consideradas importantes no futuro. Elas têm sido

consideradas caras e pouco confiáveis, mas a experiência internacional demonstra que a situação está mudando e que seus custos estão próximos de valores considerados competitivos em muitas situações, sobretudo em sistemas isolados.

### 2.3 AQUECIMENTO GLOBAL

Mudanças climáticas acentuadas, em várias partes do mundo, têm sido associadas ao agravamento do efeito estufa, que possui causa maior na emissão de gases provenientes da queima de combustíveis fósseis.

No ano de 1992, a Conferência das Nações Unidas sobre Meio Ambiente e Desenvolvimento (ECO 92), realizada no Rio de Janeiro, debateu intensamente a questão das mudanças climáticas, e a Assembléia Geral da Organização das Nações Unidas (ONU) apresentou para adesão e assinatura dos países membros as bases da Convenção Quadro Sobre Mudança do Clima. A Convenção, cuja meta é reduzir, ou ao menos, estabilizar a concentração de gases de efeito estufa (GHG), buscou fortalecer o trabalho do Painel Intergovernamental sobre Mudança do Clima (IPCC), dando início a um processo regular de reuniões entre os países signatários da Convenção, visando à implementação dessas medidas. Tais reuniões são conhecidas como Conferência das Partes (COP).

A terceira Conferência das Partes, realizada em 1997, celebrou, com o compromisso de 39 países desenvolvidos, o Protocolo de Kyoto. Por intermédio dele, os países desenvolvidos comprometeram-se a reduzir, no período entre 2008 e 2012, suas emissões de *GHG* para que elas se tornem, em média, 5,2% inferiores aos níveis de emissão observados em 1990. Para que se transforme em lei e comece a produzir seus efeitos, o protocolo deve ser aceito por 55 países que representem pelo menos 55% das emissões de *GHG*. Em anos recentes, tem-se observado que o Brasil vem apresentando taxas de crescimento de emissões bastante significativas, as quais parecem estar ligadas, ao aumento do uso de combustíveis fósseis e às queimadas florestais.

### 2.4 IMPORTÂNCIA DA ENERGIA NUCLEAR

No final do século XX, a questão energética é inserida no sistema econômico como questão preocupante, pois a partir deste momento o sistema se volta para o desenvolvimento sustentável. Essa situação conduz as autoridades governamentais a buscar novos recursos para atender à demanda energética de maneira sustentável. Em consequência dessa necessidade, a energia nuclear entra no território nacional com a finalidade de ser uma alternativa para suprir a escassez de matéria prima no abastecimento energético e para ser uma opção para o desenvolvimento econômico, que gera aprimoramentos tecnológicos. O sistema busca gerar energia elétrica em grande escala com custos reduzidos, garantindo a preservação do meio ambiente e melhor qualidade de vida para a humanidade.

No decorrer do século passado, inúmeras transformações marcaram o sistema energético brasileiro, como a crise de 1929, o processo de estatização e mudanças nas políticas governamentais em relação à questão ambiental, que criaram uma nova perspectiva sobre a utilização dos recursos naturais sob a ótica do sustentável e economicamente viável.

O uso da energia nuclear como alternativa energética para o Brasil está em consonância com a busca por uma energia limpa e economicamente viável. As autoridades governamentais repensaram o sistema energético brasileiro, adotando novas políticas de sustentabilidade, com ideias conservacionistas que garantiriam a sobrevivência da humanidade em harmonia com o meio ambiente. Essa nova modalidade de geração de energia é incorporada ao território nacional com a intenção de sanar problemas energéticos. Na esfera econômica, proporciona desenvolvimento tecnológico e redução nos custos para o abastecimento de energia elétrica, enquanto na questão ambiental é uma alternativa para garantir a preservação dos recursos naturais.

O britânico James Lovelock, um dos fundadores do movimento ambiental Greenpeace e uma espécie de guru dos ecologistas, no seu livro *A vingança de Gaia*, afirma que precisamos interromper imediatamente a queima de combustíveis fósseis e que a única energia imediatamente acessível que não causa aumento de temperatura é a nuclear, pois não temos tempo para experimentar. Em uma entrevista concedida à revista *Superinteressante* em 2004, ao ser questionado sobre o uso da energia nuclear ao invés das outras fontes tidas como ecologicamente corretas, afirma:

**”[...] Seria ótimo se pudéssemos contar somente com essas fontes de energia, mas elas não satisfazem nossas necessidades. Se houvesse 1 bilhão de pessoas no mundo, bastaria usar as energias solar, eólica, hidrelétrica e uma quantidade modesta vinda da queima de madeira. Mas já somos mais de 6 bilhões e a população continua aumentando. A energia nuclear é limpa e não provoca aquecimento. Uma estação pode ser construída em três anos. É também uma fonte de energia altamente disponível, não está acabando nem ficando mais cara, como o petróleo. [...]” (LOVELOCK, J. 2004)**

## 2.5 REATORES TÉRMICOS

Uma usina nuclear difere de uma térmica basicamente quanto à fonte de calor. Enquanto em uma térmica convencional queima-se óleo, carvão ou gás na caldeira, em uma usina nuclear usa-se o potencial energético da fissão do urânio para aquecer a água que circula no interior do reator. O princípio de funcionamento dessas usinas se baseia no resfriamento do núcleo do reator. O material refrigerante aquecido, que na maioria dos reatores é água, ao sair do primeiro circuito onde se encontra o núcleo quente, passa por um trocador de calor (gerador de vapor) onde aquece e transforma em vapor a água do circuito secundário. Esse vapor movimenta uma turbina que aciona um gerador elétrico. A condensação do vapor que trabalha na turbina se faz num trocador de calor (condensador) que é resfriado por outro circuito de refrigeração. A energia gerada chega aos consumidores finais através de redes de distribuição.

As usinas mais comuns são as que utilizam o reator do tipo *Pressurized Water Reactor* - PWR e *Boiling Water Reactor* - BWR, apesar de existir uma série de tipos de reatores que se diferenciam pelos seus combustíveis, moderadores, refrigerantes e modo de operação.

Os reatores nucleares comerciais no mundo usam a fissão produzida por nêutrons térmicos ou lentos. Como o nêutron produzido pela fissão é rápido, deve-se moderá-lo, diminuindo sua velocidade antes de atingir novo núcleo. Para isso, faz-se necessário que ele colida várias vezes com núcleos atômicos de um moderador. O moderador mais simples é a água, porque suas moléculas contêm hidrogênio. A

melhor maneira de fazer uma partícula perder energia em um choque elástico é fazê-la colidir com outra de mesma massa, tal como ocorre com as bolas em um jogo de bilhar, em que, às vezes, uma delas perde toda sua velocidade e fica parada após o choque, transferindo sua energia cinética para a outra. Como a massa do nêutron é igual à do próton, o hidrogênio, desse ponto de vista, é o melhor moderador, pois seu núcleo tem apenas um próton.

Perdem-se tantos nêutrons que, em um reator moderado com água, não há como formar a massa crítica de urânio natural para as fissões se sustentarem – ou seja, a massa mínima para haver uma reação em cadeia equilibrada, na qual para cada nêutron que é absorvido se produz um outro nêutron. Para se entender isso, basta considerar que no urânio natural há majoritariamente dois isótopos de urânio, o  $^{235}\text{U}$  e o  $^{238}\text{U}$ . A probabilidade de ocorrer a fissão no  $^{235}\text{U}$  quando atingido por um nêutron térmico é muito alta – por isso ele é dito ser físsil. Mas o percentual de  $^{235}\text{U}$  no urânio natural é apenas 0,7%, os restantes 99,3% são núcleos do isótopo  $^{238}\text{U}$ .

Para se usar a água como moderador, é preciso enriquecer o urânio, aumentando o percentual de  $^{235}\text{U}$  para no mínimo 3%. Essa combinação define uma tecnologia – a dos reatores a urânio enriquecido e água leve *Light Water Reactors* - LWR, que se subdividiu em duas: BWR e PWR. A tecnologia dos reatores de água fervente BWR foi desenvolvida pela General Electric - GE. Os reatores de água pressurizada PWR dominam hoje o mercado mundial e foram desenvolvidos pela Westinghouse (Angra I) e adotados pela Siemens na Alemanha (Angra II) e pela Areva (antiga Framatome) francesa, que hoje é proprietária da Siemens-Nuclear.

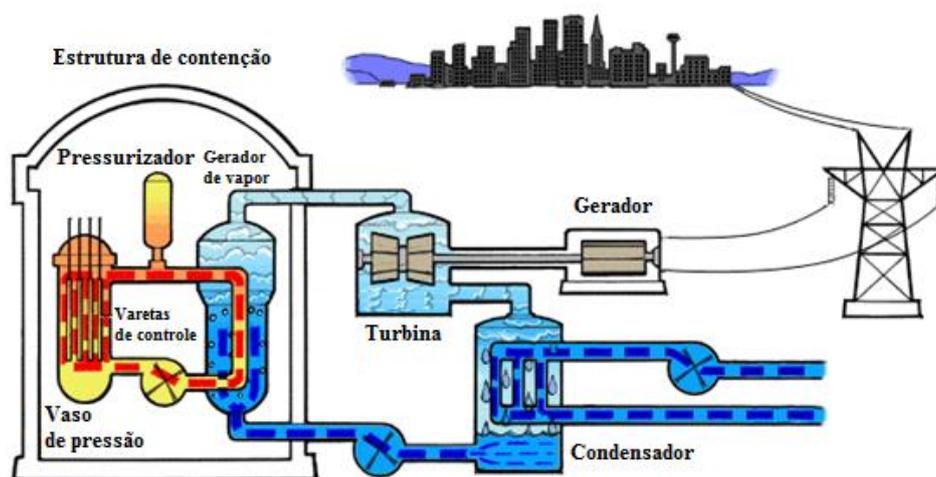


FIG. 05: Representação de uma usina que utiliza um reator do tipo PWR.

Os reatores térmicos predominam e com eles está inserida a principal limitação dessa área. O aumento e conseqüentemente comprometimento de armazenamento dos rejeitos produzidos aliado à evidente redução de matéria-prima dos combustíveis nucleares provocada por anos de prospecção e consumo se torna o principal entrave. Os reatores de espectro rápido surgem então para resolver essa questão.

## 2.6 REATORES DE GERAÇÃO IV

No ano de 2000 o departamento de Energia Americano coordenou um fórum internacional para avaliar e propor conceitos de reatores de geração IV e estabelecer um programa de desenvolvimento, com utilização prevista em longo prazo. Dentre os vários projetos propostos os reatores rápidos ganharam grande destaque. Desde então existe um crescente aumento de status desses reatores inovadores baseados na fissão provocada pelo espectro rápido de nêutrons.

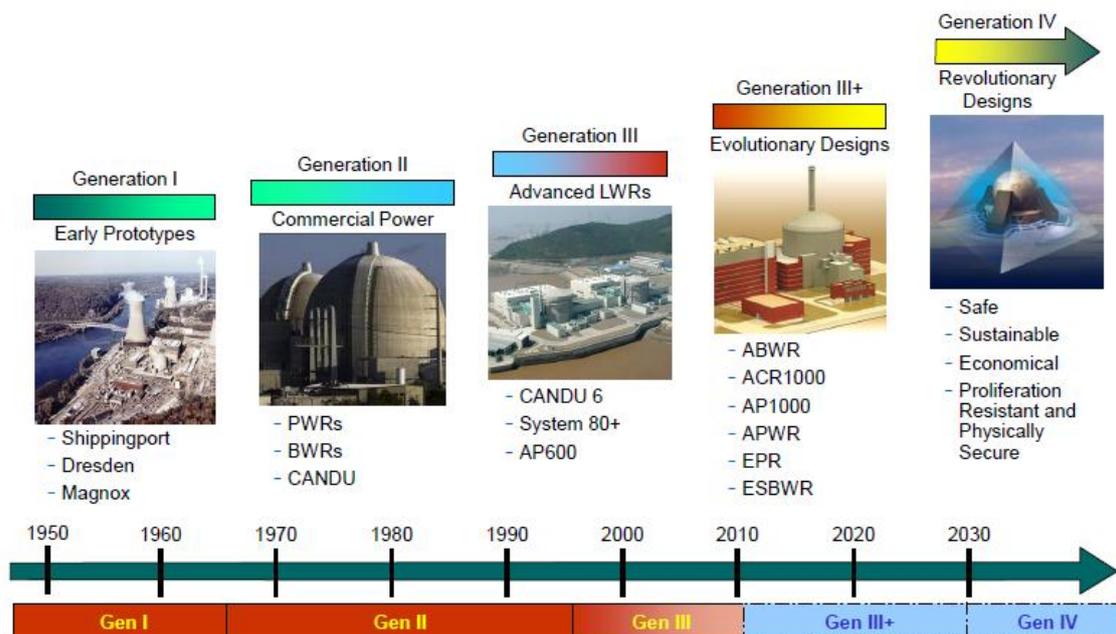


FIG. 06: Evolução dos reatores ao longo do tempo.

Pelo fato de utilizar nêutrons na faixa rápida de energia, é possível atingir uma taxa de conversão maior que um e, conseqüentemente, regenerar o combustível que fora gasto anteriormente. Isto significa que ele poderá gerar mais combustível do que consome. Essa regeneração implica em um sistema sustentável por um longo

tempo, conseqüentemente, as reservas uraníferas poderão ser gerenciadas mais adequadamente. Considerando uma dada necessidade de potência instalada, este tipo de reator requererá uma menor mineração de urânio, por outro lado, a mesma reserva possibilitará um parque gerador maior, por longo tempo.

Os reatores rápidos também possuem potencialidade para ser um sistema radiologicamente limpo, resultado do esquema de reprocessamento, que recupera os elementos transurânicos com alta eficiência e estes, por sua vez, retornam ao núcleo para serem “queimados”. No espectro rápido estes elementos transurânicos são utilizados como combustíveis. Por consequência, o gerenciamento do rejeito de alta atividade seria facilitado visto que a necessidade de armazenamento seria diminuída de milhões para algumas centenas de anos. Então, o risco de contaminação do meio ambiente por rejeito radioativo além do risco de proliferação de material para a fabricação de artefatos nucleares seria menor.

### 3. REATORES DE ESPECTRO RÁPIDO

A possibilidade de possuir um reator nuclear abastecido com plutônio que pudesse produzir mais combustível do que consome, ou seja, um reator regenerador foi levantada pela primeira vez segundo (COCHRAN, 2010) durante a Segunda Guerra Mundial nos Estados Unidos por cientistas do Projeto Manhattan. Nas duas décadas seguintes, a União Soviética, Reino Unido, França, Alemanha, Japão e Índia, seguiram os Estados Unidos no estabelecimento nacional de programas de reatores regeneradores a base de plutônio, enquanto Bélgica, Itália e Holanda se juntaram como parceiros aos programas franceses e alemães. Em todos esses programas, o principal impulsionador foi a esperança de resolver o grande problema de abastecimento de energia em longo prazo, implementando a energia nuclear em larga escala. Reatores nucleares abastecidos com plutônio pareciam oferecer uma maneira de evitar uma potencial escassez do urânio com baixo custo necessário usando outros tipos de reatores.

O urânio provou ser muito mais abundante do que inicialmente imaginado e depois de rápida ascensão, a contribuição relativa da energia nuclear diminuiu drasticamente no final de 1980, reduzindo-se segundo (COCHRAN, 2010), a um décimo da capacidade nuclear global de hoje frente ao nível que tinha sido previsto no início de 1970. A urgência da implantação desse tipo de reator, visando à regeneração do plutônio, diminuiu ao menos na Organização Ocidental para Cooperação Econômica e Desenvolvimento (OCDE). Na Índia e na Rússia, no entanto, as preocupações com a possível escassez de urânio em curto prazo ainda persistem. Segundo (COCHRAN, 2010) novos reatores regeneradores de demonstração estão sendo construídos nestes locais. A China, que atualmente aumenta sua capacidade nuclear a uma enorme velocidade, está considerando a possibilidade da construção de dois reatores de modelo russo. Devido aos custos elevados, viabilidade e segurança, no entanto, reatores comerciais ainda não foram implantados.

O interesse em reatores rápidos persiste nos países da OCDE por uma nova razão, dificuldades políticas com o armazenamento ou eliminação do combustível irradiado. O problema de isolamento do rejeito nuclear tem início na década de 1940, quando grandes quantidades de resíduos altamente radioativos foram

produzidos pelos Estados Unidos. Discussões sérias foram realizadas sobre a melhor forma de gerir os resíduos altamente radioativos e uma grande variedade de opções foram consideradas. Além da eliminação geológica, que envolve a colocação dos resíduos em camadas subterrâneas profundas, outras alternativas que foram consideradas envolviam colocar os resíduos em fossas oceânicas profundas, liquefazendo-os e injetando-os profundamente na terra ou carregar os resíduos em foguetes e enviá-lo para o espaço. Hoje algumas outras nações começaram a executar o plano de descarte geológico, enquanto os Estados Unidos iniciaram seus trabalhos em seu primeiro repositório geológico. A diferença principal se encontra no fato de o material poder ser aproveitado mais tarde, caso seja necessário.

O reprocessamento do combustível irradiado foi lançado, de acordo com (COCHRAN, 2010), originalmente em países que planejavam implantar reatores regeneradores. Eles queriam plutônio para a fabricação do combustível inicial de seus primeiros reatores regeneradores. O combustível irradiado por um reator a água leve típico contém cerca de um por cento de plutônio. Na ausência de reatores regeneradores, o plutônio separado tornou-se um problema de eliminação e alguns países decidiram reciclá-lo em combustível para os mesmos reatores que o produziram.

O reprocessamento do combustível irradiado não elimina o problema da implantação dos repositórios geológicos. Se o plutônio e outros elementos transurânicos de meia vida longa presentes no combustível gasto pudessem ser fissionados quase totalmente, o problema político de encontrar um local geológico para a eliminação de resíduos radioativos de meia vida mais curta se tornaria muito mais fácil, pois os reatores que funcionam a partir dos nêutrons rápidos são mais eficazes na “queima” de todos os isótopos transurânicos.

### 3.1 PANORAMA ATUAL E GLOBAL DO RER

Reatores rápidos diferem dos reatores térmicos em vários aspectos e exigem um tratamento especial. O Reator de Espectro Rápido está inserido em uma categoria de reator nuclear na qual a cadeia de fissão é sustentada por nêutrons que se encontram na faixa rápida do espectro de energia. Por não exigir materiais moderadores de nêutrons, esse tipo de reator possui um núcleo mais compacto

quando comparado aos reatores térmicos. Isto conduz a uma maior densidade de potência e uma necessidade da utilização de materiais refrigerantes eficazes. Normalmente é utilizado gás ou metais na fase líquida na refrigeração. Os gases utilizados podem ser o dióxido de carbono ou hélio (*Gas Cooled Fast Reactor*). Vários metais líquidos podem ser utilizados para este fim como o chumbo, sódio e mercúrio (*Liquid Metal Fast Breeder Reactors*), embora exista também a possibilidade de se utilizar sais fundidos como KCl, LiF, BeF<sub>2</sub>, ZrCl<sub>4</sub> (*Molten Salt Reactors*) entre outros. A água não pode ser usada como refrigerante nem o grafite como refletor, pois ambos possuem propriedades moderadoras, reduzindo assim a quantidade de nêutrons na faixa rápida de energia.

Assim como os reatores térmicos, o controle é realizado pelos nêutrons atrasados e por lâminas ou varetas de controle contendo material absorvedor de nêutrons, além de outros fatores como coeficiente de reatividade global negativo, tornando-o inerentemente seguro.

As absorções parasíticas são menores para um espectro de energia elevada (absorção  $\propto v^{-1}$ ). Produtos de fissão como <sup>135</sup>Xe e <sup>147</sup>Sm são, portanto, relativamente insignificante para o equilíbrio e economia de nêutrons. Não há nenhum efeito de envenenamento e conseqüente diminuição da reatividade por estes motivos. Além disso, o acúmulo de produtos de fissão é muito mais lento do que em reatores térmicos.

Pelo fato de possuírem um pequeno núcleo, a fuga de nêutrons é relativamente grande na superfície. Isso faz com que haja um excesso de nêutrons que podem ser utilizados para transmutar elementos férteis e físséis, como o caso da transmutação do <sup>238</sup>U em <sup>239</sup>Pu. Estes elementos são alocados em um envoltório posto estrategicamente ao redor do núcleo, com a função principal de interceptar os nêutrons, que antes seriam dados como perdidos, e regenerar os materiais que o compõe, configurando assim o chamado *blanket*. A seguir são mostrados alguns arranjos típicos de núcleo com o *blanket* e uma relação com alguns isótopos férteis e físséis que podem ser usados e que são produzidos nos RER.

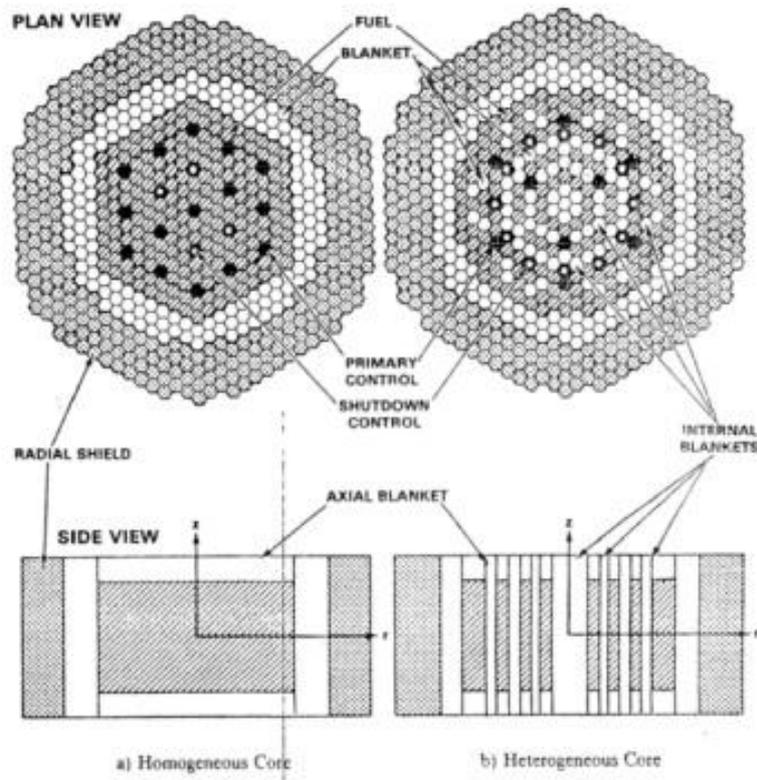


FIG. 07: Exemplos de *blanket* homogêneo e heterogêneo.

Nos reatores rápidos, um grande número de nêutrons está prontamente disponível, excedendo o limite necessário para a criticalidade. Estes nêutrons que sobram são utilizados para transmutar elementos férteis em físséis.

TAB. 01: Relação de alguns isótopos usados e produzidos em um RER.

FÍSSIL	FÉRTIL
$^{233}\text{U}$ (gerado a partir do $^{232}\text{Th}$ )	$^{240}\text{Pu}$ (gerado a partir do $^{239}\text{Pu}$ )
$^{239}\text{Pu}$ ( gerado a partir do $^{238}\text{U}$ )	$^{238}\text{U}$ (natural)
$^{235}\text{U}$ (natural)	$^{242}\text{Pu}$
$^{241}\text{Pu}$ ( gerado a partir do $^{240}\text{Pu}$ )	$^{232}\text{Th}$

Isto significa que ele poderá gerar combustível algumas vezes mais do que consome, além de reduzir a meia-vida e a intensidade da radioatividade dos rejeitos nucleares produzido pelos reatores convencionais. Embora reatores convencionais também possam produzir nêutrons em excesso, os mesmos não são suficientes para regenerar o combustível como nos reatores rápidos.

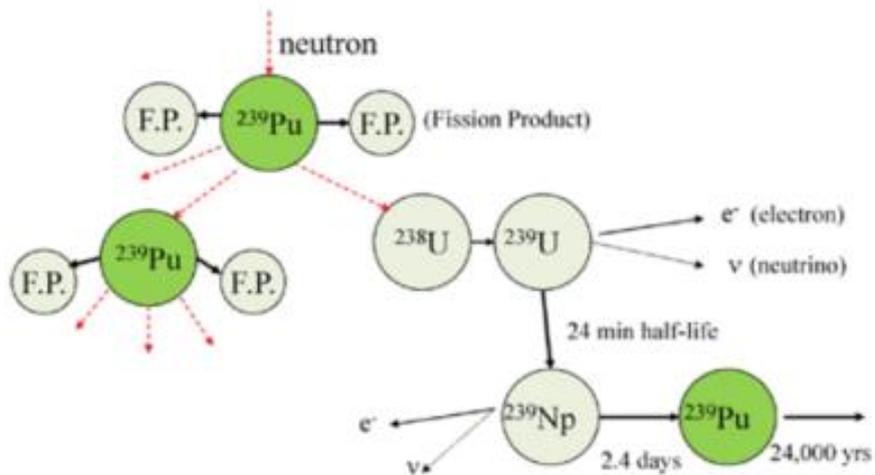


FIG. 08: Reação em cadeia evidenciando a “regeneração” do  $^{239}\text{Pu}$

Na reação de fissão rápida representada pela FIG. 08, são gerados  $\eta$  nêutrons para cada nêutron absorvido em um dado isótopo físsil. Destes nêutrons produzidos após a fissão, um é necessário para manter a reação em cadeia. Alguns nêutrons são perdidos por captura radiativa ou por fuga. O número de nêutrons perdidos por absorção em um isótopo físsil é representado por  $L$ .

$$B = \eta - 1 - L \quad (01)$$

O valor de  $L$  dificilmente será menor que 0,2 de modo que para se ter regeneração  $\eta$  deve ser maior que 2,2. Os reatores térmicos possuem  $\eta$  menores que 2,2. Conseqüentemente, eles convertem material fértil em físsil, mas não regeneram. A comparação entre os valores típicos de  $\eta$  para  $^{235}\text{U}$  e o  $^{239}\text{Pu}$  em reatores térmicos e rápidos é dada na TAB. 02, retirada de (DUDERSTADT, 1975).

TAB. 02: Comparação entre os valores de  $\eta$  para alguns isótopos de urânio e plutônio.

	Reator térmico (LWR)		Reator rápido (LMFBR)		
	<sup>235</sup> U	<sup>239</sup> Pu	<sup>235</sup> U	<sup>239</sup> Pu	<sup>238</sup> U
$\bar{\nu}$	2.4	2.9	2.6	3.1	2.6
$\bar{\eta}$	2.0	1.9	2.1	2.6	0.3
$\sigma_f(b)$	280	790	1.9	1.8	0.06

Então o número de nêutrons capturados num material fértil (que representa a produção de um isótopo físsil) dividido pelo número de nêutrons absorvido num isótopo físsil (que representa a fissão) é dado por:

$$B = \frac{\text{Taxa média de átomos físseis produzidos}}{\text{Taxa média de átomos físseis consumidos}} \quad (02)$$

Em outras palavras,  $B$  representa o número de núcleos físseis produzidos divididos pelo número de núcleos físseis destruídos. Se o resultado da divisão for menor que um, o reator simplesmente "converte" isótopos e  $B$  é chamado de razão de conversão. Por outro lado, se esse valor for maior que um, o reator "regenera" e  $B$  é chamado de razão de regeneração.

## 3.2 ESTOCAGEM DOS REJEITOS NUCLEARES

### 3.2.1 ESTOCAGEM PROVISÓRIA

As operações, executadas nas instalações, de estocagem dos elementos combustíveis são de acordo com (SANTOS, 1979): a armazenagem, a refrigeração, a inspeção e o controle dos materiais radioativos liberados dos elementos combustíveis danificados. Nos tanques de armazenamento é gerada uma série de resíduos radioativos que carecem de operações especiais de tratamento. O rejeito é composto por materiais empregados na remoção da radioatividade introduzida, na água dos tanques, pelos elementos combustíveis irradiados. Os tanques de armazenamento são construídos normalmente no próprio local do reator, ou nas usinas de reprocessamento.

Ao chegarem à usina de reprocessamento, os recipientes contendo os combustíveis irradiados são inspecionados e monitorados. Caso não haja contaminação, a embalagem é lavada fora da usina e, caso contrário, no interior da mesma. Os efluentes usados na lavagem são enviados ao sistema de tratamento de líquidos. As embalagens, em seguida, são descontaminadas e secadas. O ar usado no processo é enviado ao sistema de tratamento do rejeito gasoso. O refrigerante dos elementos combustíveis é retirado e transferido ao sistema de tratamento do rejeito líquido. As embalagens são abertas, os elementos combustíveis retirados, colocados em recipientes especiais e armazenados. Os recipientes usados no transporte são descontaminados, colocados nos veículos de carga e enviados novamente as usinas nucleares. As maiores fontes de contaminação da água dos tanques de armazenagem, nas usinas de reprocessamento, são os materiais radioativos que se aderem à superfície dos encamisamentos. Esses depósitos consistem de produtos de corrosão ativados e de pequenos pedaços dos elementos combustíveis danificados. A circulação do ar nas instalações dos tanques é feita por meio de circuladores e aparelhos de ar condicionado. O ar usado na secagem das embalagens empregadas no transporte, antes de ser liberado no ambiente, passa por um sistema de exaustão dotado de filtros com alta eficiência para partículas e por meios absorvedores de iodo. Os resíduos provenientes da operação dos tanques de armazenamento são os materiais retidos nos diversos meios absorvedores. Os filtros, as resinas de troca iônica e os leitos absorvedores de iodo, quando danificados, tornam-se também parte do rejeito.

### 3.2.2 ESTOCAGEM DEFINITIVA

O problema de isolamento do lixo nuclear tem início na década de 1940, quando grandes quantidades de resíduos altamente radioativos foram produzidos pelos Estados Unidos. Discussões sérias foram realizadas sobre a melhor forma de gerir os resíduos altamente radioativos e uma grande variedade de opções foram consideradas.

Yucca Mountain, Nevada, é um complexo montanhoso localizado em terras do governo próximo de onde os Estados Unidos realizaram testes de armas nucleares subterrâneas e de superfície durante a Guerra Fria. Esse local foi escolhido para avaliação e eventual desenvolvimento. Yucca Mountain tem algumas

características que a tornam particularmente propícia para o depósito de resíduos nucleares. Em primeiro lugar, a região em torno é pouco povoada. Em segundo lugar, há pouca água na área. Isso evitaria contato com o lençol freático em um possível vazamento. Todas as evidências disponíveis, de acordo com (TABAK, 2009) indicam que, geologicamente falando, Yucca Mountain tem sido uma área estável durante um tempo muito longo, desde sua formação há 12.800.000 anos por cinzas vulcânicas expelidas por vulcões localizados ao norte, além de não possuir falhas geológicas graves.

O objetivo é construir um local em que seu conteúdo radioativo dure pelo menos 10.000 anos. Por uma questão científica, é impossível testar materiais de construção para saber como eles vão se comportar ao longo de tantos anos. Para fazer previsões a longo prazo sobre o desempenho dos materiais, deve-se confiar pesadamente em modelos matemáticos e sobre o que pode ser extrapolado a partir de dados existentes. Tais métodos são úteis, mas são passíveis de correção. Modelos matemáticos podem ser sempre melhorados e, posteriormente, a pesquisa pode revelar informações novas e importantes. Se as gerações futuras decidirem recuperar o conteúdo por motivos de segurança pública, proteção do ambiente, ou usar os materiais no repositório visando sua reutilização, eles serão capazes de fazê-lo. Um grande complexo de túneis subterrâneos, estará localizada a pelo menos 200 m abaixo do superfície (TABAK, 2009).

O repositório foi, inicialmente projetado para isolar o seu conteúdo do meio ambiente tanto quanto possível, por um período não inferior a 10 mil anos. Por tanto, salvo decisão das gerações futuras o repositório deverá permanecer fechado. Os edifícios que houverem sido construídos para receber e processar os resíduos serão desmontados, e a área deverá ser devolvida o mais próximo possível ao seu estado natural.

### 3.3 REPROCESSAMENTO DO COMBUSTÍVEL NUCLEAR

Todos os isótopos férteis e físséis mostrados na FIG. 09 são de vida longa (maior que 1E4 anos) emissores alfa. Com exceção do  $^{241}\text{Pu}$ , eles podem ser considerados estáveis em relação ao balanço de massa no ciclo do reator.

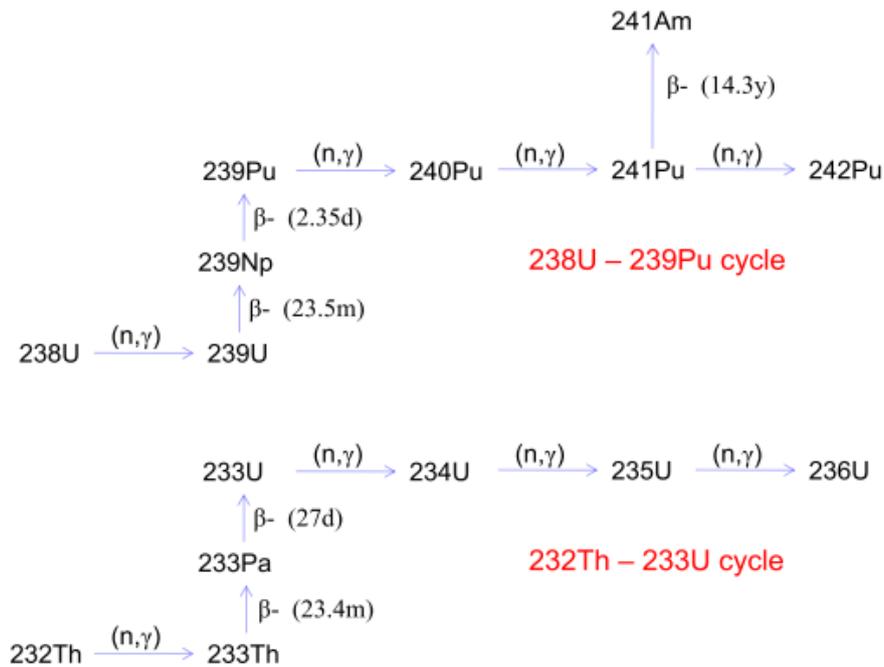


FIG. 09: Reações em cadeia.

O  $^{241}\text{Pu}$  é um emissor beta, que tem uma meia-vida (14 anos) relativamente curta e exige consideração específica no cálculo do ciclo do combustível. O combustível irradiado fica estocado, aguardando o reprocessamento. O decaimento do  $^{241}\text{Pu}$  para o  $^{241}\text{Am}$ , que um é um emissor alfa com uma meia-vida de 432 anos, é um dos principais contribuintes, segundo (ROCCHI, 2009) para a radioatividade do resíduo nuclear em uma escala de centenas ou milhares de anos. Em geral, para nêutrons de alta energia a razão seção de choque de fissão *versus* seção de choque de captura radioativa, aumenta, favorecendo a fissão. Portanto, o  $^{241}\text{Am}$  que possui uma significativa seção de choque de fissão para nêutrons rápidos, pode ser “queimado” em um reator de espectro rápido, transmutando-o em outros elementos mais leves e com meia-vida menor.

O  $^{238}\text{U}$  no reator pode ser obtido a partir de uma usina de enriquecimento de combustível, ou seja, o subproduto rejeitado no processo de enriquecimento, o qual é capaz de remover quase todo o  $^{235}\text{U}$  do urânio natural, é utilizado no reator de espectro rápido. Por reações de captura radioativa,  $^{236}\text{U}$  pode ser formado, o qual tem número de massa par e é fértil.

Os isótopos mais massivos que podem ser formados por captura radioativa, são  $^{242}\text{Cm}$  e  $^{244}\text{Cm}$  que sofrem a fissão espontânea, decaindo em períodos da

ordem de  $10^6$  -  $10^7$  anos. Os nêutrons gerados são insignificantes em operação normal, mas não durante o desligamento. Como a quantidade de  $^{241}\text{Pu}$  depende da queima, as quantidades de  $^{242}\text{Cm}$  e  $^{244}\text{Cm}$  também dependem da queima de tal forma que ocorre uma relação entre a reatividade durante o desligamento e nível de potência subcrítica, que depende do próprio nível de queima. Isto deve ser levado em conta em cálculos cinéticos.

As características e as quantidades dos resíduos radioativos dependem fundamentalmente do modo de operação do ciclo e da tecnologia empregada no tratamento do rejeito. Existem basicamente três alternativas possíveis para o ciclo do combustível nuclear:

Alternativa I - Operação do ciclo do combustível sem reciclagem do urânio e do plutônio.

Alternativa II - Operação do ciclo do combustível com reciclagem do urânio.

Alternativa III - Operação do ciclo do combustível com reciclagem do urânio e do plutônio.

As principais diferenças entre as alternativas I, II e III ocorrem após a irradiação. O material irradiado contém concentrações modestas de isótopos físséis ( $\text{U}^{235}$ ,  $\text{Pu}^{239}$  e  $\text{Pu}^{241}$ ) e concentrações significantes de isótopos férteis. Ao sair do reator, o combustível que fora irradiado pode ser transferido para a usina de reprocessamento (alternativas II e III) ou ser armazenado (alternativa I). O plutônio separado no reprocessamento pode ser tratado como rejeito (alternativa II) ou transformado em óxido misto de urânio e plutônio para ser usado como combustível em reatores de espectro rápido (alternativa III).

### 3.3.1 CICLO DO COMBUSTÍVEL SEM REPROCESSAMENTO

A alternativa I representa a maneira mais simples de operação do ciclo e aquela na qual são geradas as menores quantidades de resíduos radioativos. A CNAEA, que abriga os reatores de Angra, são desse tipo. As principais fontes do rejeito radioativo da alternativa I são a usina nuclear e as instalações de armazenagem do combustível irradiado.

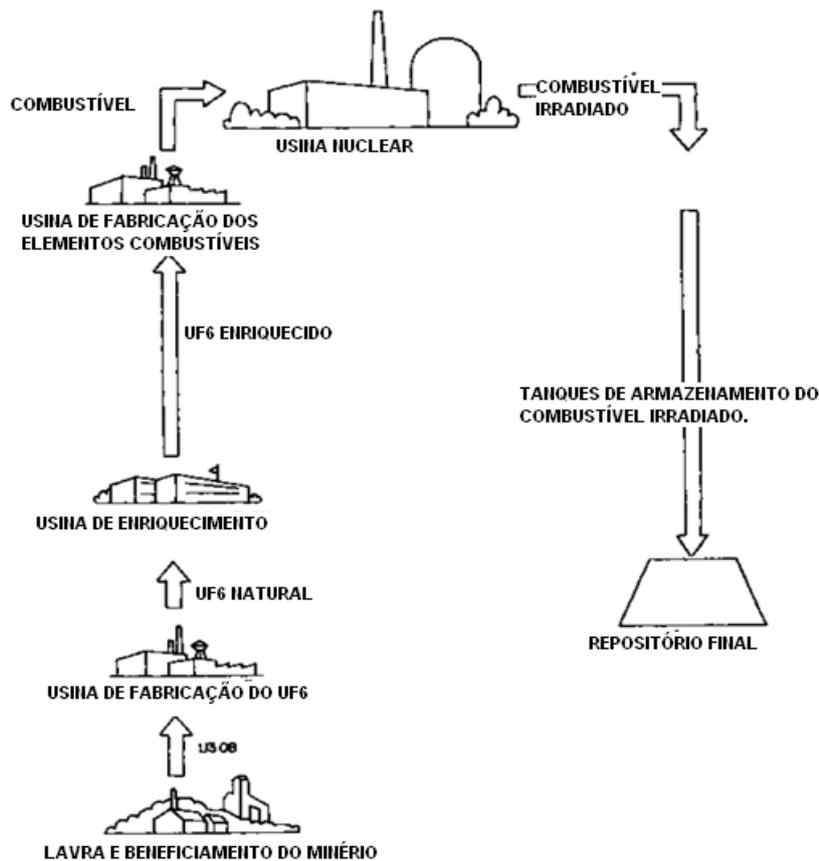


FIG. 10: Alternativa I - Operação do ciclo do combustível nuclear, sem reciclagem do urânio ou do plutônio.

### 3.3.2 CICLO DO COMBUSTÍVEL COM REPROCESSAMENTO

Na alternativa II, a mineração, o beneficiamento e a conversão do concentrado em hexafluoreto de urânio são executados da mesma maneira que na alternativa I. Ocorrem apenas pequenas variações nas quantidades do material processado. A primeira grande diferença entre essas duas alternativas encontra-se no processo de enriquecimento, onde o hexafluoreto de urânio natural é acrescido de certa quantidade de hexafluoreto de urânio levemente enriquecido, que foi recuperado na usina de reprocessamento. Ambos são submetidos ao enriquecimento e enviados à usina de fabricação de dióxido de urânio e dos elementos combustíveis. Como na alternativa I, após a irradiação, o combustível é estocado durante certo tempo para permitir o decaimento dos nuclídeos de meia vida curta e a diminuição da quantidade de calor gerado. A seguir, os combustíveis são transferidos a usina de reprocessamento, onde o urânio não fissionado é

recuperado. O plutônio é tratado como rejeito e armazenado. Os resíduos radioativos mais importantes na alternativa II são os de alta atividade, gerados na usina de reprocessamento.

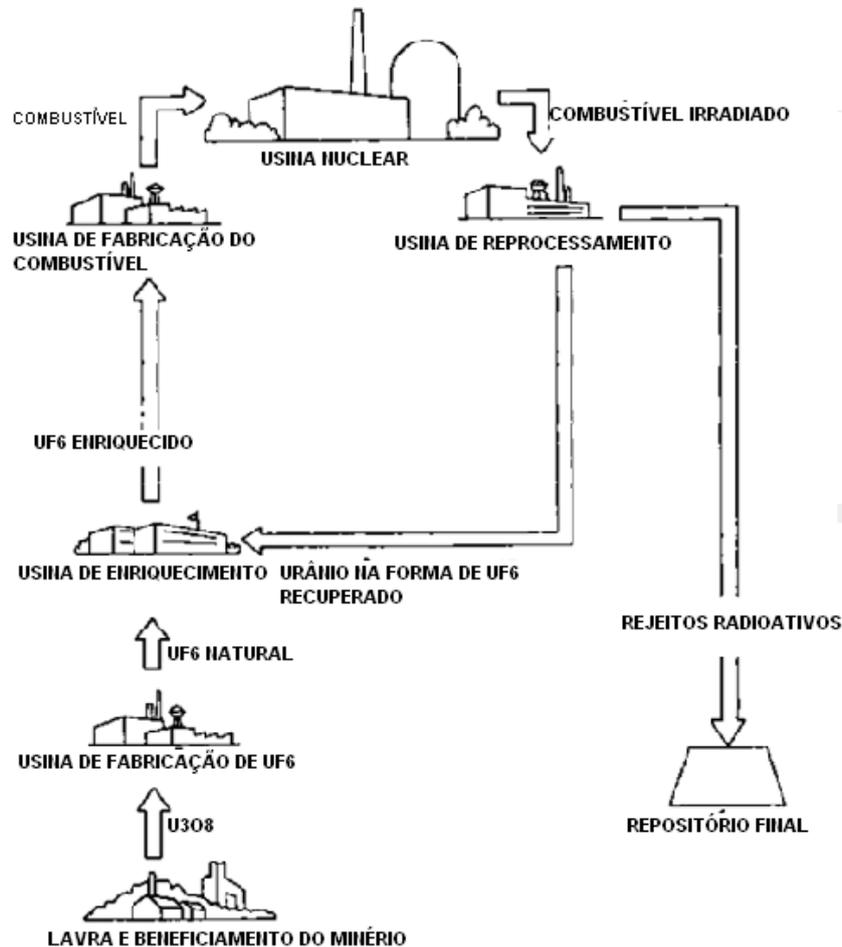


FIG. 11: Alternativa II - Operação do ciclo do combustível nuclear, com reciclagem do urânio.

Tais detritos contêm a maioria dos produtos de fissão formados durante a irradiação. Em muitos casos, no tratamento de um determinado rejeito, formam-se resíduos secundários. Estima-se de acordo que cerca de 70% dos detritos da usina de reprocessamento sejam contaminados com elementos transurânicos (SANTOS, 1979).

As operações de mineração, beneficiamento, conversão e enriquecimento da alternativa III são semelhantes aos casos das alternativas anteriores. Nessa alternativa, parte do urânio natural da usina de conversão em hexafluoreto é enviado, na forma de  $UO_2$  a usina de fabricação de óxidos mistos de urânio e de

plutônio, os quais serão usados posteriormente em outros reatores. Como na opção anterior, o urânio levemente enriquecido, recuperado no reprocessamento, é convertido em  $UF_6$  e enviado a usina de enriquecimento. Em seguida, o material enriquecido é transformado em  $UO_2$  e finalmente em elementos combustíveis, os quais são levados ao reator. Após a irradiação, é feito o reprocessamento do combustível e a recuperação do urânio  $U^{235}$  e do plutônio recém-formado. Os resíduos gerados no reprocessamento são essencialmente os mesmos da alternativa II, com exceção do  $PuO_2$ , o qual, ao invés de ser considerado rejeito, é enviado à usina de fabricação de óxidos mistos de urânio plutônio. Nessa alternativa, forma-se uma quantidade maior de resíduos do que no caso anterior, devido à introdução da usina de fabricação de óxidos mistos de urânio e plutônio. Em princípio, todo o rejeito dessa usina é considerado contaminado com elementos transurânicos. Os demais resíduos gerados antes da irradiação são semelhantes àqueles produzidos nas alternativas anteriores.

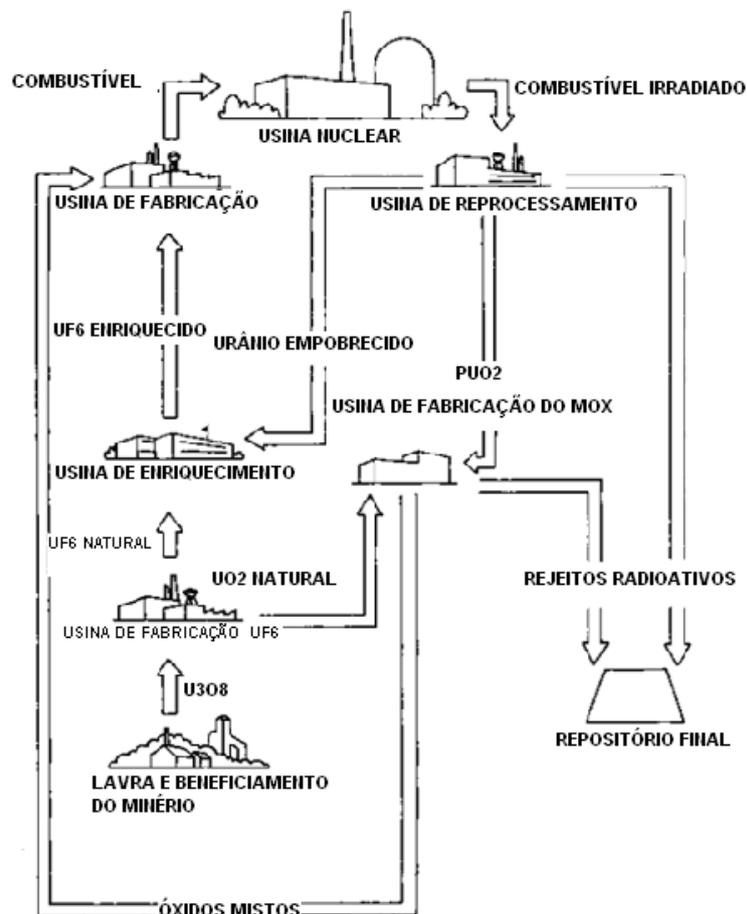


FIG. 12: Alternativa III - Operação do ciclo do combustível nuclear, com reciclagem do urânio e do plutônio.

### 3.3.3 PROCESSAMENTO PUREX

As etapas mais importantes do Processo Purex (Plutonium and Uranium Recovery by EXtraction) são:

1. Separação do urânio e de plutônio, dos produtos de fissão, por extração com solvente;
2. Purificação do urânio e do plutônio;
3. Fabricação do  $UF_6$  e do  $PuO_2$ .

Durante o reprocessamento, ainda são feitos o tratamento do rejeito radioativo, a manutenção, a descontaminação da usina, os serviços analíticos, além de outras atividades de menor importância.

As primeiras operações executadas na usina de reprocessamento consistem na lavagem das embalagens dos elementos combustíveis e na colocação das mesmas nos tanques de armazenamento. Após um determinado tempo de decaimento, normalmente de 120 a 180 dias, os conjuntos combustíveis são introduzidos na parte principal da usina de reprocessamento e desmontados. Segundo (SANTOS, 1979), a desmontagem e a remoção do material metálico de grande porte produzem a redução de 10 a 15% na massa metálica do rejeito. Alternativamente, os conjuntos podem não ser desmontados. Esse procedimento reduz o número de operações a serem executadas e o número de tipos diferentes de rejeito. Os elementos combustíveis são retalhados em pequenos pedaços de um a oito centímetros, por cortadores mecânicos e introduzidos no vaso de dissolução, onde são tratados com ácido nítrico concentrado. O material irradiado dissolve-se e passa a solução. O Zircaloy, o aço inoxidável e o Inconel não são atacados no processo. Durante a dissolução, os gases nobres, os isótopos de iodo e o trítio são liberados, recolhidos e tratados pelo sistema de tratamento de resíduos gasosos. Em seguida, a solução é centrifugada e os sólidos em suspensão são removidos. Esses sólidos, na forma de uma pasta de materiais insolúveis, constituem o rejeito dessa etapa.

Outras operações como a manutenção geral, limpeza das áreas contaminadas, a preparação e o reaproveitamento de reagentes são feitas na usina de reprocessamento. Em tais operações produzem-se resíduos radioativos como filtros, materiais não combustíveis, líquidos provenientes dos laboratórios, vidros,

equipamentos danificados, os quais são acondicionados e armazenados em tambores especiais.

### 3.3.4 PIROPROCESSAMENTO

Piroprocessamento é um termo genérico para métodos que empregam altas temperaturas. As etapas mais importantes desse processo compreendem:

1. Pré-tratamento mecânico;
2. Oxidação;
3. Eletroredução;
4. Tratamento eletrolítico.

O tratamento mecânico é idêntico ao processo PUREX. Segundo (YOO Et al, 2008), primeiro, os elementos combustíveis são desmontados e as varetas são extraídas e cortadas em comprimentos pequenos. O revestimento é então separado do combustível antes de ser transportado para o próximo processo. O revestimento é enviado para o tratamento de rejeito metálico.

O material combustível, no qual é composto principalmente de  $UO_2$ , é transformado em  $U_3O_8$  na forma de pó, com grande área de superficial, através de oxidação.

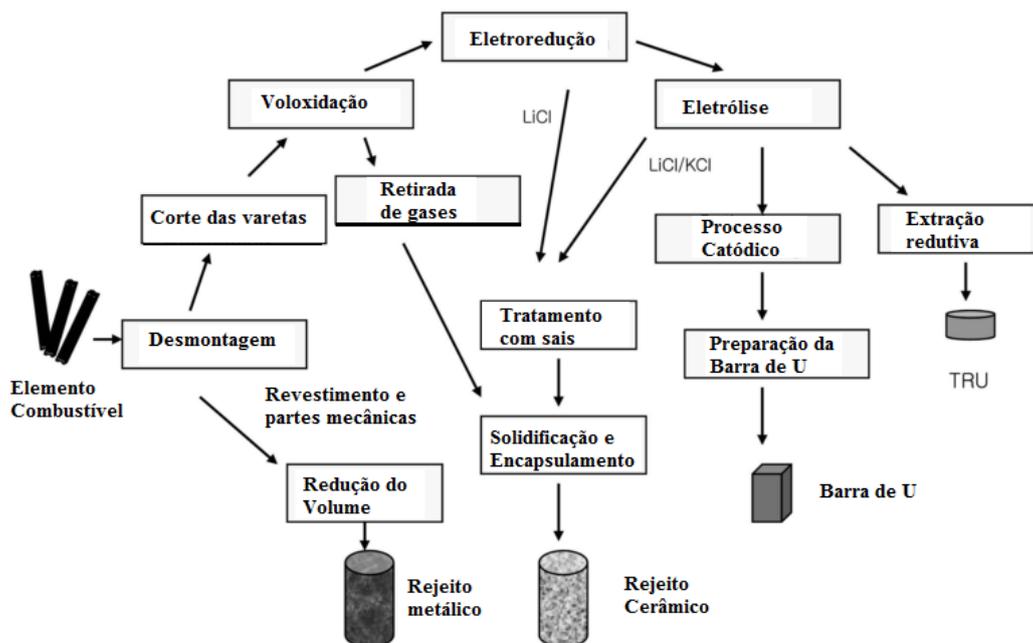


FIG. 13: Principais passos do piroprocessamento para o tratamento do combustível queimado de um PWR.

O fator dominante nesse processo é a temperatura. Junto com o urânio, outros materiais metálicos são oxidados nesse processo. Altas temperaturas são fornecidas ao sistema e chegam a variar desde 500° C a 1500° C. Esse procedimento torna possível a separação de alguns elementos que a certas temperaturas se encontram no estado gasoso. A partir de então o combustível é, de acordo com (YOO Et al, 2008), reduzido quimicamente na forma de metal pelo processo de redução química ou eletrolítica. O urânio é então recuperado no processo eletrolítico pela deposição seletiva na superfície do cátodo.

### 3.3.5 FABRICAÇÃO DE ÓXIDOS MISTOS (MOX)

A produção de óxidos mistos de urânio e plutônio é realizada combinando-se o urânio natural com o plutônio recuperado na usina de reprocessamento. Ao chegar à usina, o plutônio e o urânio, na forma de  $\text{PuO}_2$  e  $\text{UO}_2$ , respectivamente, são colocados em compartimentos isolados das demais dependências da usina, onde são executadas as seguintes operações:

1. Mistura dos pós de  $\text{UO}_2$  e  $\text{PuO}_2$ ;
2. Compressão;
3. Fabricação das pastilhas;
4. Sinterização das pastilhas em alta temperatura;
5. Retificação das pastilhas sinterizadas;
6. Limpeza e inspeção;
7. Colocação das pastilhas nos encamisamentos;
8. Soldagem das tampas e descontaminação dos elementos combustíveis.

Em seguida, o combustível é retirado das celas isoladas e submetido às seguintes operações:

1. Limpeza e remoção dos materiais graxos, eventualmente aderidos à superfície;
2. Lavagem;
3. Inspeção com raios X;
4. Testes de vedação;
5. Verificação das dimensões;
6. Acondicionamento, armazenagem e transporte.

Na usina de fabricação dos óxidos mistos, os materiais contaminados com elementos transurânicos podem ser divididos em resíduos combustíveis e não combustíveis. O rejeito combustível é gerado tanto no interior dos compartimentos isolados, onde os óxidos mistos são produzidos, como nas demais áreas da usina.

Os resíduos não combustíveis que são produzidos nas áreas de operação da usina e no interior dos compartimentos são isolados. Os primeiros consistem principalmente de metais e vidros quebrados. Os resíduos produzidos no interior das celas isoladas são recipientes, equipamentos metálicos e encamisamentos danificados. Na usina de fabricação de óxidos mistos de urânio e plutônio, os efluentes líquidos gerados são a água usada na lavagem das pastilhas combustíveis; os líquidos empregados na descontaminação e limpeza dos encamisamentos e fluidos usados na limpeza de outras instalações da usina, eventualmente contaminadas. Os efluentes líquidos são evaporados e o material concentrado, resultante do processo, é secado e tratado juntamente com o rejeito não combustível contaminado, citado anteriormente.

## 4. PECULIARIDADES DO PROJETO DO NÚCLEO

Os RERs diferem dos Reatores Térmicos (RT) em diversos aspectos e por isso necessitam de um tratamento especial. É fundamental que se estabeleça de início os principais objetivos que serão vistos como os condicionantes do projeto. Seguindo a sequência das metas estabelecidas no primeiro capítulo, a definição do combustível e refrigerante aparece nas primeiras posições. Esta etapa é crucial uma vez que vai refletir por toda a vida útil do reator. Ela engloba tanto o aspecto geométrico como a composição.

### 4.1 DEFINIÇÃO DO NÚCLEO

Ao contrário dos RTs, onde a célula é definida pela otimização da razão moderador/combustível, na célula de um RER a fração de volume do combustível deve ser a maior possível, atentando-se para exigência de que a fração de volume do refrigerante suficiente para retirar o calor do canal. Isso minimiza o inventário físsil e se traduz em economia. Geometricamente isto significa que as células devem seguir um arranjo triangular. A figura abaixo mostra um arranjo simplificado de células dispostas de tal maneira que ao se repetir formará um elemento combustível hexagonal.

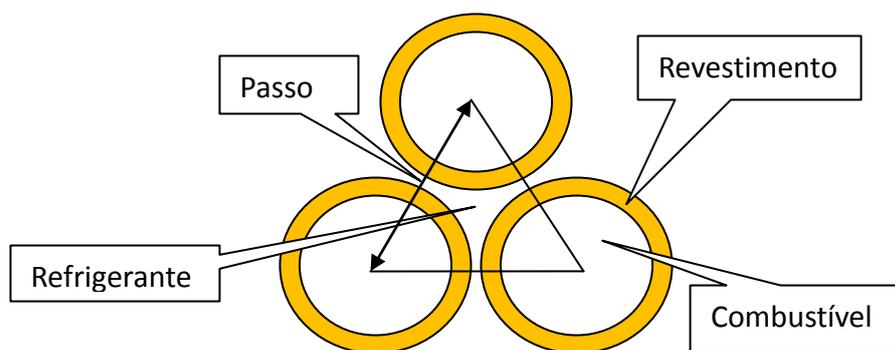


FIG. 14: Modelo de célula em arranjo triangular.

Diversos materiais são candidatos a combustível. Entretanto, por questão de economia, o óxido misto,  $UO_2 + PuO_2$ , é considerado o melhor candidato. A baixa condutividade térmica é perfeitamente compensada pelo alto ponto de fusão, da

ordem de 2700° C. A presença do oxigênio degrada um pouco o espectro de nêutrons fornecendo um coeficiente Doppler fortemente negativo. Outro aspecto relevante é que a fração de material físsil deve ser alta em razão da baixa seção de choque de fissão naquela região de energia.

Vários são os candidatos a refrigerantes. Entretanto, eles devem satisfazer alguns condicionantes para que possam ser eleitos. O melhor candidato tem que ser um péssimo moderador, um ótimo removedor de calor e possuir baixa absorção de nêutrons. Os metais líquidos são os melhores candidatos. Sódio, mercúrio, bismuto e chumbo são os mais considerados. O refrigerante mais utilizado ainda é o sódio. Ele se torna líquido em quase 100° C e tem alta temperatura de ebulição, da ordem de 800° C. Portanto, não exige os mesmos níveis de pressão de um reator refrigerado a água. Existiria ainda a possibilidade da escolha da solução NaK, que é líquida a temperatura ambiente. Entretanto, o potássio é um forte absorvedor de nêutrons. Isso abre o caminho para o sódio como o melhor candidato.

Na literatura científica existem vários projetos disponíveis de reatores construídos e operando. O que se mostrou mais adequado para um aprofundamento e possíveis adaptações foi o projeto japonês JOYO e revisado pelo trabalho de (JUTILAINEN, 2008). Este reator faz parte de um programa amplo de reatores rápidos do Japão, em curso desde 1977. A TAB. 3 a seguir reproduz a composição da célula original do JOYO.

TAB. 03: Composição da célula de combustível.

REFERÊNCIA			
COMPOSIÇÃO DOS MATERIAIS			
COMBUSTÍVEL	PuO <sub>2</sub> +UO <sub>2</sub> (MOX)		
		Densidade (átomo/barn-cm)	Fração percentual em massa (Wt%)
	U-235	4,05533 E-3	20
	U-238	1,34125 E-2	80
	Pu-238	3,73867 E-6	-
	Pu-239	2,86037 E-3	70%
	Pu-240	7,12946 E-4	16%
	Pu-241	9,82311 E-5	8%
	Pu-242	2,02221 E-5	6%
	Am-241	2,36060 E-5	-
	O	4,24384 E-2	-
ENVOLTÓRIO	Dióxido de Urânio (UO <sub>2</sub> )		
	U-235	-	0,7%
	U-238	-	99,3%
REFRIGERANTE	Sódio (Na)		
	Na-23	2,22996 E-2	-
REVESTIMENTO	Liga metálica		
	Cr-nat	1,70869 E-2	-
	Fe-nat	6,22138 E-2	-
	Ni-nat	1,09488 E-2	-
	Mo-nat	1,23109 E-3	-

Note que o enriquecimento do urânio é alto e que a composição isotópica do plutônio é típica de um elemento combustível queimado de um RT assim como o urânio do envoltório. Isso mostra de forma direta a grande vantagem dos RERs.

O passo seguinte trata das dimensões planares da célula. Optou-se pelas mesmas do JOYO. A figura a seguir mostra o desenho com as suas respectivas dimensões.

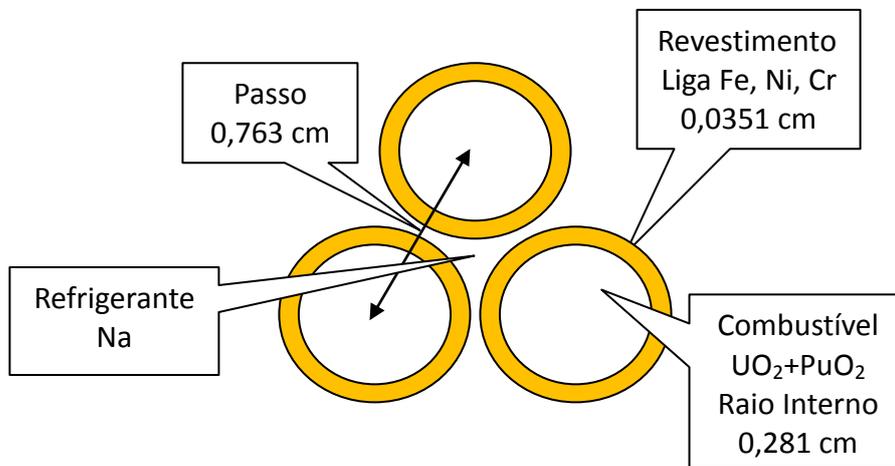


FIG. 15: Dimensões planares do reator JOYO.

Essa configuração serviu de base para a construção do elemento combustível com 91 varetas dispostas como mostra a figura a seguir.

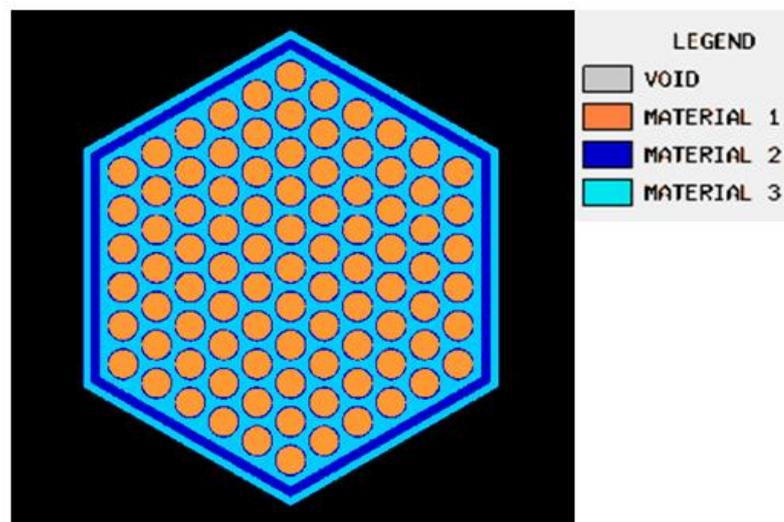


FIG. 16: Elemento Combustível simulado.

A título de aferição, foi calculado o  $k_{\infty}$  no SCALE com 238 grupos de energia. A escolha dessa biblioteca foi sugerida por (BOWMAN, 2008) no manual do SCALE. Várias simulações foram feitas utilizando-se diferentes estruturas de grupos de

energia. O SCALE permite uma variedade de opções. Várias bibliotecas estão processadas e disponíveis deixando ao usuário a escolha da mais adequada para o caso em estudo. Uma pequena parcela de opções é exibida na tabela abaixo, mostrando as variações inerentes dos modelos utilizados no processamento básico das seções de choque.

TAB. 04: Valor do  $k_{\infty}$  para diferentes estruturas de grupos de energia do SCALE.

	$k_{\infty}$	Desvio em relação à referência (%)
MVP (Valor de referência) <sup>a</sup>	1,75772	-
238 grupos de energia	1,7495	-0,46
44 grupos de energia	1,7594	0,095
27 grupos de energia	1,7483	-0,53

a) Y. NAKAGAWA, et al., **MVP/GMVP II: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods**. JAERI, 2005.

O KENO/SCALE também fornece diversas informações úteis do sistema em estudo. A energia média dos nêutrons foi estimada em  $\bar{E} = (1,4145 \pm 0,0062839) \times 10^5 \text{eV}$ . Esta energia é relativamente baixa quando comparada com a energia média dos nêutrons da fissão. Uma explicação para isso está no tipo de combustível utilizado, no caso o MOX. Em consequência, o número médio de nêutrons por fissão apresenta um valor não tão expressivo,  $\bar{\nu} = 2,697 \pm 0,000257$ . A presença do oxigênio degrada o espectro fazendo com que as boas propriedades físicas do Pu e do U sejam atenuadas. O livre caminho médio também merece atenção,  $\lambda = (2,19298 \pm 0,001036) \text{cm}$ . Dessa estimativa é possível calcular a seção de choque total média  $\bar{\Sigma}_t = \frac{1}{\lambda} = 0,45599 \pm 0,000215$ . O tempo de vida médio e o tempo de geração médio também são calculados pelo KENO,  $\bar{l} = (2,5500 \pm 0,0105) \times 10^{-7} \text{s}$  e  $\bar{\Lambda} = (1,4571 \pm 0,0059) \times 10^{-7} \text{s}$ , respectivamente. A razão deles é aproximadamente o valor do  $k_{\infty}$ .

Uma vez definido o elemento combustível, passa-se à construção do núcleo do reator e seu respectivo envoltório radial e axial. A sequência da colocação seguirá preenchendo-se, de dentro para fora, as diversas camadas até que se chegue ao

excesso de reatividade considerado suficiente para acomodar uma série de exigências, tais como as incertezas de cálculo ou a variação da temperatura.

A figura a seguir mostra um corte axial e um corte transversal do núcleo do RER. Exatamente como uma colmeia, os elementos combustíveis são encaixados e as cores diferenciam o núcleo do envoltório, apesar das dimensões serem as mesmas.

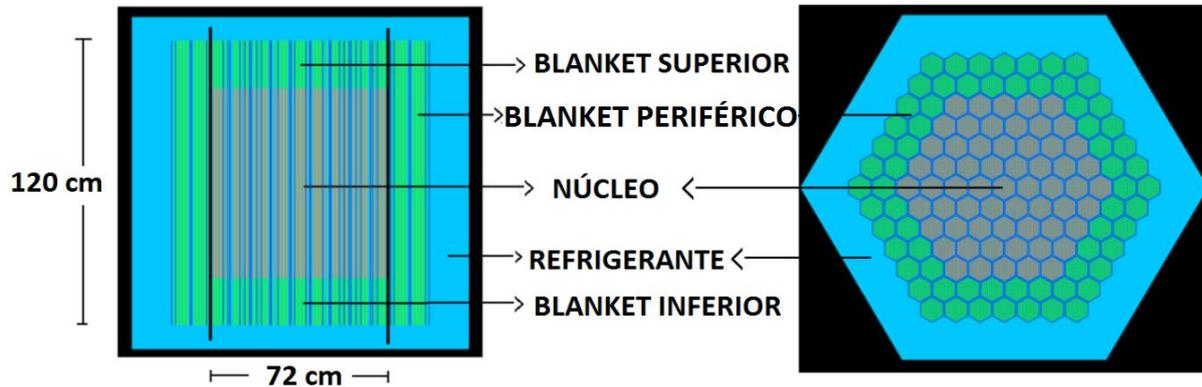


FIG. 17: Estruturas principais que compõe o reator em cortes axial e radial respectivamente.

É importante salientar que os cálculos foram feitos de forma exata, ou seja, sem aproximação geométrica, exigindo uma demanda de tempo razoável. Por esta razão, posteriormente, optou-se por simplificar os cálculos trabalhando-se com o elemento combustível homogêneo equivalente. Essa mudança, sem perda de precisão, possibilitou o estudo de um número maior de opções. A FIG. 18 mostra o como o fator de multiplicação evoluiu de acordo com o carregamento utilizado. A escolha do carregamento vai depender da necessidade de reatividade. Uma escolha com alto excesso vai demandar um conjunto maior de barras absorvedoras. Por outro lado, um pequeno excesso pode comprometer todo o projeto. Por ser discreto, os carregamentos considerados candidatos estão entre 4 e 7 camadas.

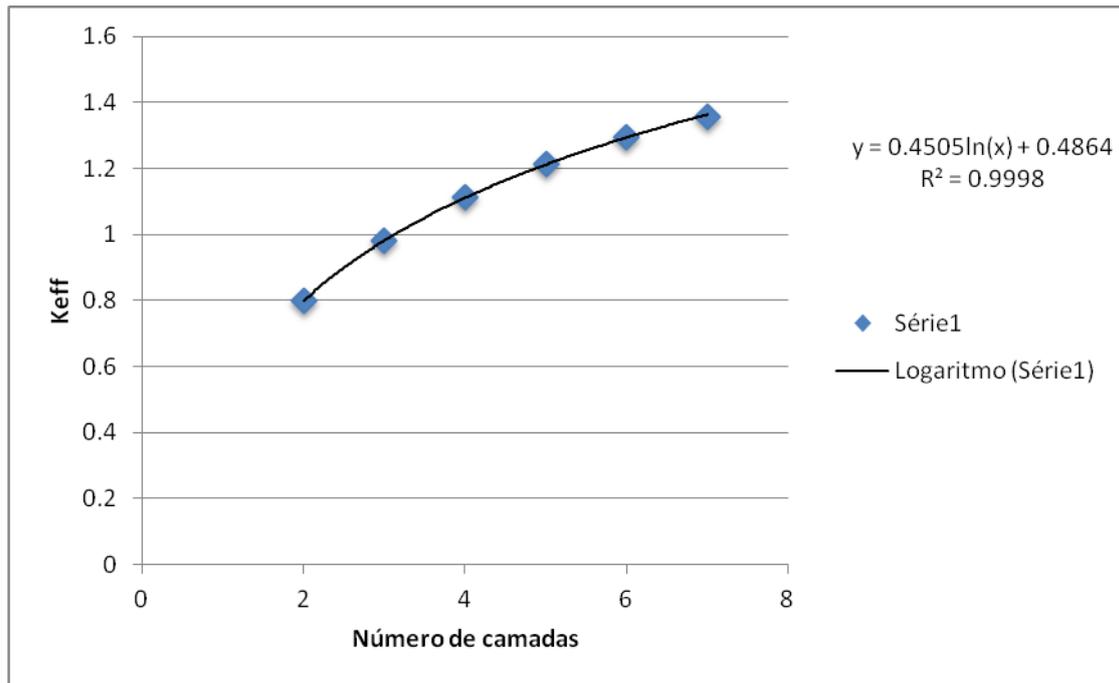


FIG. 18: Evolução do fator de multiplicação com o carregamento.

O carregamento com sete camadas apresenta um excesso de reatividade de quase 0,3. Ele é considerado muito grande e demandaria um número grande de barras absorvedoras. No outro extremo, o carregamento com quatro camadas deixa pouca margem de erro e incertezas nos cálculos. Portanto, as opções são cinco ou seis camadas. A escolha do carregamento com seis camadas permite acomodar uma potência maior com margens mais seguras quanto aos limites térmicos dos materiais.

Uma vez definido o carregamento, considera-se que o núcleo já tem suas dimensões definidas, bem como o inventário inicial físsil. A TAB. 05 pode resumir as características gerais desse núcleo e do envoltório fértil.

TAB. 05: Composição e dimensão do reator.

<b>DIMENSÕES</b>		
<b>VARETA</b>	<b>Formato</b>	<b>Cilíndrico</b>
	<b>Malha</b>	<b>Hexagonal</b>
	<b>Altura</b>	<b>80 cm</b>
	<b>Diâmetro interno</b>	<b>5,62 mm</b>
	<b>Diâmetro externo</b>	<b>6,3245 mm</b>
	<b>Revestimento</b>	<b>0,3513 mm</b>
	<b>Passo</b>	<b>7,6296 mm</b>
	<b>Volume da vareta</b>	<b>25,0 cm<sup>3</sup></b>
	<b>Volume do material físsil</b>	<b>19,7 cm<sup>3</sup></b>
	<b>Massa do material combustível</b>	<b>164 g</b>
	<b>Massa do material fértil</b>	<b>205 g</b>
	<b>ELEMENTO COMBUSTÍVEL</b>	<b>Formato</b>
<b>Malha</b>		<b>Hexagonal</b>
<b>Altura</b>		<b>80 cm</b>
<b>Passo</b>		<b>8,1817 cm</b>
<b>Nº de varetas</b>		<b>91</b>
<b>Nº de elementos com material físsil</b>		<b>116</b>
<b>Nº total de elementos com absorvedor</b>		<b>11</b>
<b>Massa do material combustível</b>		<b>15 kg</b>
<b>Massa do material do envoltório</b>		<b>48 kg</b>
<b>NÚCLEO</b>	<b>Raio</b>	<b>52 cm</b>
	<b>Volume</b>	<b>680 litros</b>
	<b>Massa do material combustível</b>	<b>1,7 t</b>
<b>ENVOLTÓRIO</b>	<b>Raio externo</b>	<b>70 cm</b>
	<b>Volume</b>	<b>1300 litros</b>
	<b>Massa do material fértil</b>	<b>13,5 t</b>

#### 4.2 BARRAS ABSORVEDORAS

As barras de controle e segurança constituem-se um recurso adequado ao ajuste da reatividade durante as variações de potência do sistema. As mesmas são responsáveis junto com outros sistemas auxiliares pelo controle grosseiro ou refinado da criticalidade além de prover segurança às instalações através do

desligamento do reator caso seja necessário.

Esses sistemas podem ter variados formatos e diferentes composições que dependerão das condições do projeto. Neste trabalho foram feitas várias simulações de barras absorvedoras variando-se a quantidade e posição. As varetas cilíndricas são compostas de B<sub>4</sub>C (Carbeto de Boro). Uma razão para esta escolha está no seu baixo custo. A FIG. 19 exibe algumas distribuições mais significativas estudadas. Elas servem para manter a segurança do reator levando-o à condição de subcriticalidade em caso de emergência.

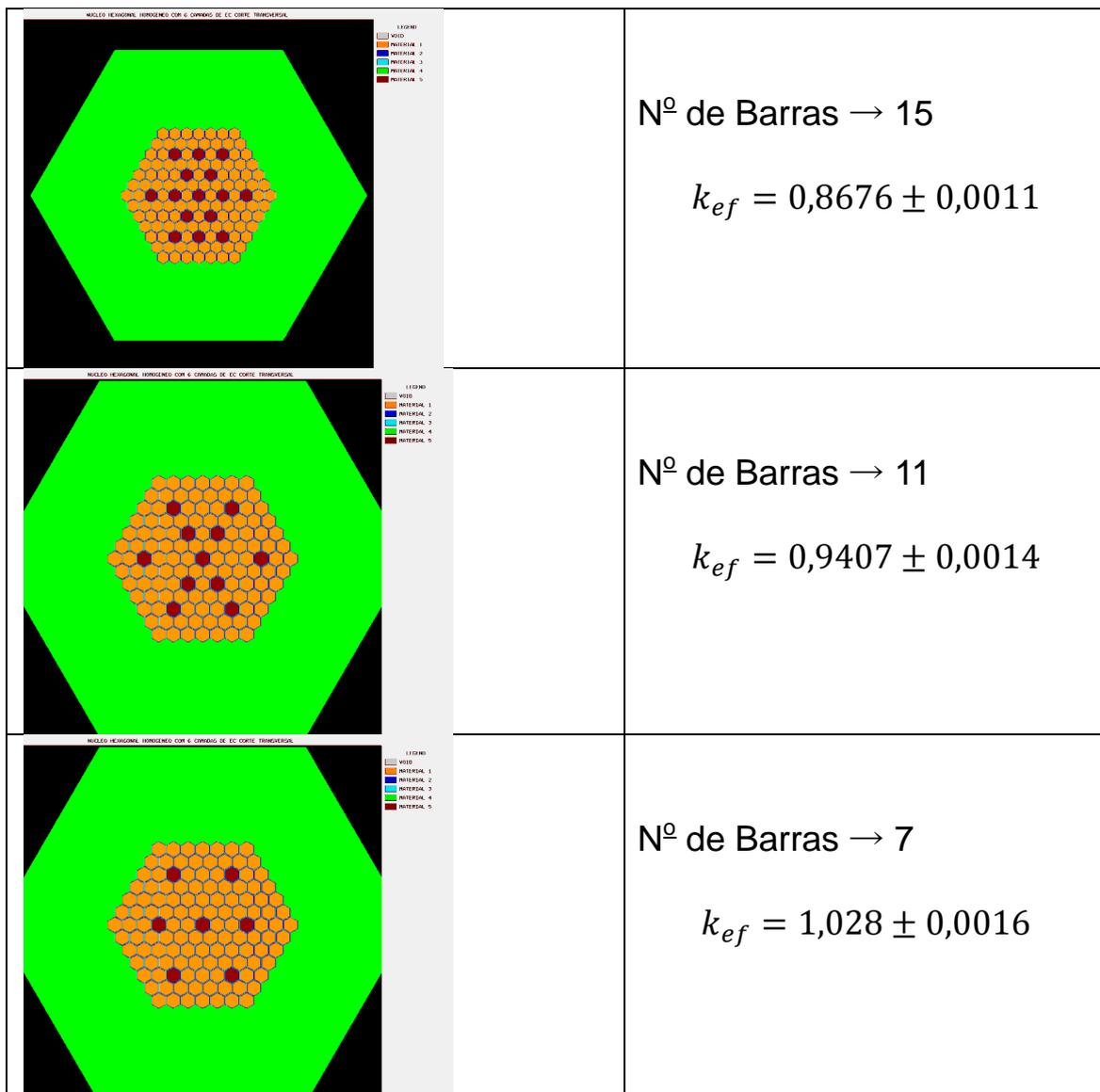


FIG. 19: Distribuição das barras de controle e segurança no núcleo do reator totalmente inseridas.

As varetas, em condição de total inserção, garantem uma reatividade menor que

0,94. Esse resultado leva a crer que o projeto possui um sistema de proteção efetivo, garantindo a redução da criticalidade através de uma intervenção externa, caso seja necessário.

#### 4.3 COEFICIENTE DE REATIVIDADE

Uma vez que o reator deve operar em temperaturas altas para produzir energia (não é o caso dos reatores de potência zero), transferindo calor do combustível para o refrigerante, é importante investigar como a reatividade se comporta quando a temperatura sofre variações. Os principais efeitos são:

- a) Dilatação do núcleo;
- b) Efeito Doppler;
- c) Variação da densidade do refrigerante (Na).

É claro que os sistemas de controle devem ser tal que compensem essas variações e a direção da variação, positiva ou negativa, bem como a intensidade, é de suma importância para a segurança e controle do reator.

Os livros texto descrevem bem como a variação da reatividade pode ser decomposta em diversas componentes. Se a temperatura muda uniformemente em todo o reator, como é o caso de um reator homogêneo, o efeito da temperatura sobre a reatividade pode ser expresso como um único coeficiente chamado de coeficiente isotérmico de temperatura. Entretanto, num reator heterogêneo a mudança não é uniforme e na prática não podem ser determinados os coeficientes separadamente. É impossível variar a temperatura do moderador sem afetar a do combustível. Por isso, a quantidade que pode ser prontamente determinada é o coeficiente de temperatura isotérmico que se mede variando-se a reatividade quando a temperatura do combustível é a mesma do refrigerante.

#### 4.3.1 COEFICIENTE DE REATIVIDADE DE TEMPERATURA

De acordo com (DUDERSTADT,1975), a reatividade ( $\rho$ ) descreve o desvio percentual da criticalidade.

$$\rho = \frac{k_{ef}-1}{k_{ef}} \quad (3)$$

Em que:

$k_{ef}$  = Fator de multiplicação efetivo.

O coeficiente de reatividade característico do aumento da temperatura do elemento combustível possui uma variação de acordo com o próprio aumento da temperatura, por esse motivo, cada variação da temperatura influencia variando a própria reatividade.

$$\rho = \rho_0 + \alpha\Delta T + \frac{\beta}{2!}\Delta T^2 + \frac{\gamma}{3!}\Delta T^3 \dots \quad (4)$$

Para efeitos práticos, podemos considerar somente os dois primeiros termos do somatório, haja vista que os termos restantes não influenciariam no resultado final pelo fato de possuir valores insignificantes. Por tanto podemos considerar o seguinte:

$$\rho = \rho_0 + \alpha\Delta T \quad (5)$$

$$\frac{\Delta\rho}{\Delta T} = \frac{\rho_1 - \rho_0}{T_1 - T_0} = \alpha \quad (6)$$

Em que :

$\alpha$  = Coeficiente de temperatura de reatividade do combustível;

$\rho_0$  = Referência da reatividade;

$T_0$  = Referência da temperatura.

Exatamente como num experimento real, fixou-se a mesma temperatura para todo o reator. O SCALE forneceu o valor do fator de multiplicação para cada temperatura. A TAB. 06 contém os resultados dessa simulação. Com essas medidas,

o coeficiente de reatividade foi estimado e mostrou-se negativo em todos os intervalos de temperatura.

TAB. 06: Variação da reatividade em função da temperatura.

Temperatura	$k_{ef}$	Reatividade ( $\rho$ )
523	1,122827823	0,109391503
673	1,118577837	0,106007676
800	1,115713716	0,103712731

Nesse cálculo foi considerado não somente a temperatura em si e seus efeitos diretos na reatividade, mas efeitos indiretos como a dilatação e redução da densidade do combustível e refrigerante foram calculados. Valores de densidade dos materiais foram calculados para cada aumento de temperatura de acordo com seus respectivos coeficientes de expansão e em seguida corrigido no programa, tornando a simulação mais próxima da realidade.

Os valores de criticalidade tiveram que ser corrigidos e estão representados pela coluna “k efetivo corrigido”. Essa correção se tornou necessária pelo fato de ter sido feita uma espécie de homogeneização das células, como dito anteriormente, visando uma melhor resposta computacional nas simulações.

A versão gráfica de  $\Delta\rho$  versus  $\Delta T$ , com os pontos ajustados por uma reta pode ser vista na FIG. 20. A inclinação de  $-3 \times 10^{-5} (^\circ C)^{-1}$  desta reta mede o coeficiente de reatividade isotérmico  $\alpha_T$  procurado.

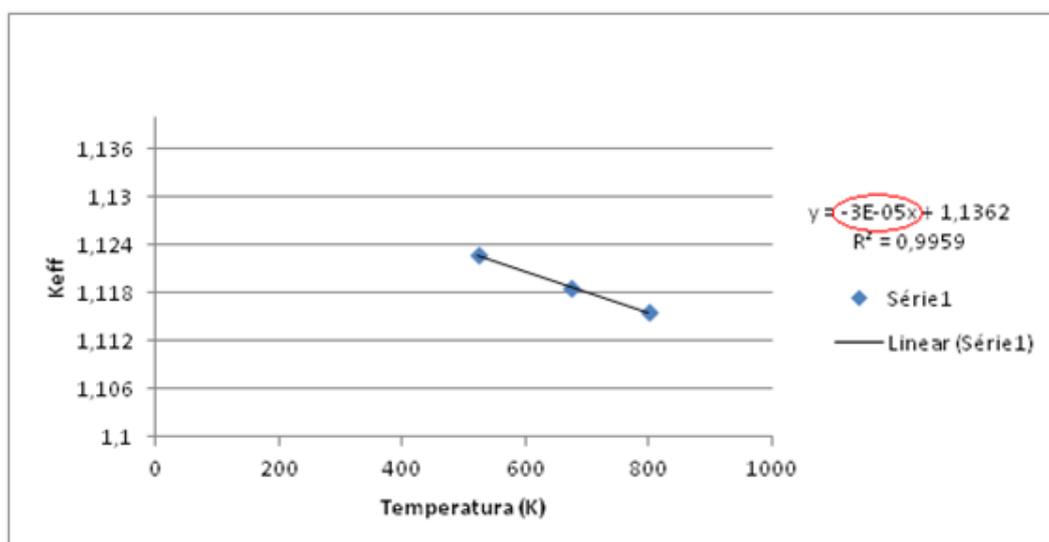


FIG. 20: Coeficiente de reatividade de temperatura.

Este valor negativo era esperado, considerando que o aumento da temperatura, segundo (WALTAR, 1981), causa uma redução na reatividade, pela combinação do efeito de moderação do sódio e o material com número de massa baixo como oxigênio, presente no combustível. Além desse efeito direto, a dilatação do núcleo combustível, refrigerante e material estrutural promove, de acordo com (WALTAR, 1981), uma redução na densidade dos isótopos que compõe esses materiais, favorecendo ainda mais para uma redução da reatividade. Esse resultado confere uma segurança inerente ao reator, pois deixa claro que em um eventual aumento descontrolado da temperatura, o reator reduzirá sua reatividade naturalmente sem necessidade de intervenção externa.

#### 4.3.2 COEFICIENTE DE REATIVIDADE DE VAZIO

A reatividade inserida por um volume total de vazios igual a 1% do volume do líquido refrigerante é definido, segundo (DUDERSTADT,1975) como coeficiente de vazio. Este valor é usado para estimar o quanto a reatividade do reator varia devido a vazios normalmente causados por bolhas de vapor no refrigerante. Esse coeficiente é expresso por:

$$\alpha_V = \frac{\left(\frac{k_{eff}-1}{k_{eff}}\right)}{\left(\frac{Volume\ Vazio}{Volume\ Refrigerante}\right)} \quad (7)$$

Em que:

$\alpha_V$  = Coeficiente de reatividade de vazio;

*Volume Vazio* = Volume total de vazio inserido;

*Volume Refrigerante*= Volume total de refrigerante;

Adicionou-se sucessivamente vários pontos de vazio no refrigerante, do centro para as extremidades do núcleo do reator, simulando uma situação real de aparecimento de bolhas quando a temperatura se eleva demasiadamente. Foi construída uma tabela com valores de criticalidade e reatividade para cada acréscimo de vazio no refrigerante. A partir disso, calculou-se o coeficiente de reatividade para aqueles aumentos de vazio.

TAB. 07: Valores de reatividade para cada aumento de vazio.

Referência	Área de vazio (cm <sup>2</sup> )	Criticalidade média efetiva (K <sub>eff</sub> )	Referência	Reatividade de vazio (ρ <sub>v</sub> )	Fração de vazio (%)	Razão de reatividade
V1	0,028274	1,2096	ρ1	0,173280423	V1/Vr 0,05798614	ρ1/ρ <sub>sv</sub> 1,007965
V2	0,019792	1,2091	ρ2	0,172938549	V2/Vr 0,04059071	ρ2/ρ <sub>sv</sub> 1,005976
V3	0,367565	1,2064	ρ3	0,171087533	V3/Vr 0,75382602	ρ3/ρ <sub>sv</sub> 0,995209
Referência	Área do refrigerante (cm <sup>2</sup> )	Criticalidade sem vazio (K <sub>effsv</sub> )	Referência	Reatividade sem vazio (ρ <sub>sv</sub> )		
Vr	48,759925	1,2076	ρ <sub>sv</sub>	0,171911229		

Foi construído então um gráfico  $\rho/\rho_0$  versus  $V/V_0$ , ajustando-se pelos pontos obtidos uma reta. A inclinação da reta fornece o coeficiente de reatividade de temperatura  $\alpha_V$  procurado, que é exibido na FIG. 21.

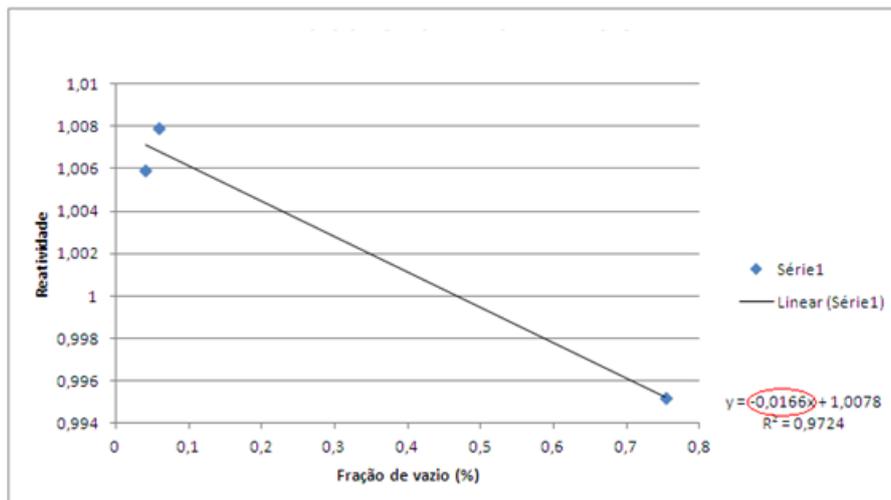


FIG. 21: Coeficiente de reatividade de vazio.

A formação de vazio em um reator rápido é essencialmente, de acordo com (WALTAR, 1981), dependente da posição, resultando em um efeito de reatividade positiva ou negativa. No centro do núcleo o efeito é positivo enquanto que, nas bordas, o coeficiente de reatividade torna-se negativo. Esse efeito pode ser notado claramente no gráfico que fornece um valor positivo de reatividade nos primeiros pontos e posteriormente, nos valores finais próximo da borda fornece valores negativos. Era esperado como resultado no mínimo um valor nulo de coeficiente de reatividade. Esse valor negativo fornecido representa um grande fator de segurança do reator, pois mostra que o mesmo reduzirá sua reatividade naturalmente sem

intervenção externa em um eventual aparecimento de bolhas, quer seja pelo aumento de temperatura ou por qualquer outro efeito.

#### 4.4 DENSIDADE DE POTÊNCIA

A ausência de um moderador pode tornar os núcleos dos reatores rápidos menores, com dimensões características da ordem de 1 m, em comparação com 3 m de um LWR ou 10 m para reatores moderados a grafite. Como uma consequência de seu tamanho reduzido, a densidade de potência dos sistemas rápidos é muito mais elevada.

A vareta de combustível, aqui proposta, é representada por apenas três regiões com distintos regimes de condução de calor. Elas são: (1) a região onde está o combustível, (2) a região do revestimento e (3) a região onde o refrigerante retira o calor gerado no combustível e é conduzido por ele e o revestimento.

Na primeira região, a equação de condução do calor para a vareta de combustível cilíndrica, contendo uma densidade de fonte de calor  $q'''$  uniformemente distribuída e condução de calor axial desprezada, é escrita como:

$$\frac{1}{r} \frac{d}{dr} k_F r \frac{dT}{dr} = -q''' \quad (8)$$

Sendo:

$r$  = raio da vareta

$k_F$  = coeficiente de condução de calor do combustível;

$q'''$  = densidade volumétrica da taxa de liberação de energia.

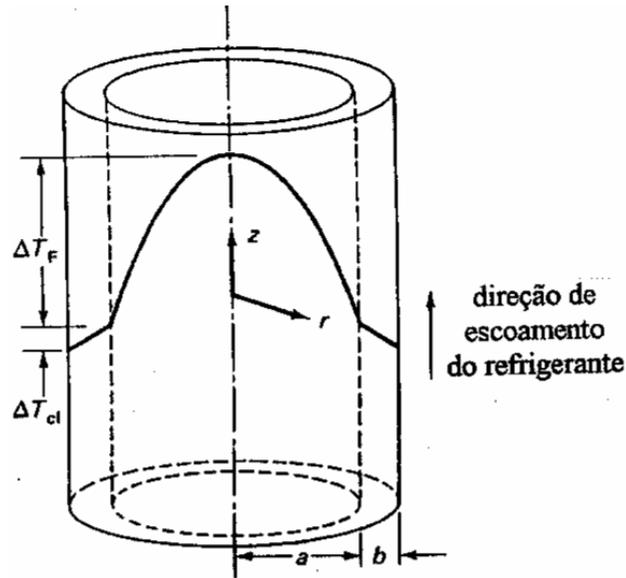


FIG. 22: Distribuição de temperatura em um elemento combustível cilíndrico.

Assumindo que  $\bar{k}_F$  é o valor médio do coeficiente de condução de calor do combustível, tomado entre a linha central e sua extremidade, pode-se estimar, por integração da equação (8), a variação da temperatura  $T$  entre o centro e a extremidade do combustível:

$$T(r) = T_{LC} - \frac{q''' r^2}{4\bar{k}_F} \quad (9)$$

Onde  $T_{LC}$  representa a temperatura da linha central do combustível.

Define-se a densidade de potência linear como:

$$q' = \pi r_F^2 q''' \quad (10)$$

A equação (09) pode ser escrita então em termos da densidade de potência linear  $q'$ :

$$\Delta T_{Comb} = \frac{q'}{4\pi \bar{k}_F} \quad (11)$$

Nota-se que esta variação independe do raio do combustível. Ela depende somente da densidade de potência linear. Daí a importância deste parâmetro no projeto do núcleo de um reator nuclear.

Em um combustível composto por óxidos, caso presente, a baixa condutividade térmica acarreta uma indesejável grande diferença de temperatura entre o centro e a extremidade. Por exemplo, uma densidade de potência de 500W/cm em um LWR típico poderia levar a uma diferença de temperatura de 1400°C. A temperatura no centro do elemento combustível é limitada pelo ponto de fusão do combustível, que para combustíveis cerâmicos é relativamente alto quando comparado aos combustíveis metálicos, por exemplo. O ponto de fusão do  $\text{PuO}_2$  varia entre 61,1 – 71,9 KJ/mol, de acordo com (POPOV, 2000).

A fraca dependência da temperatura com o raio do combustível sugere que poderíamos alcançar a mesma densidade de potência, sem exceder a temperatura limite, utilizando varetas de combustível finas. Entretanto, isto implica em uma redução do inventário de combustível, influenciando o aspecto econômico do projeto.

A segunda região da vareta de combustível contém o revestimento de condutividade térmica  $k_C$  e espessura  $t_C$ . Ela não gera calor, apenas conduz o que foi gerado no combustível. A solução é imediata e a diferença de temperatura entre os extremos desta região se escreve como:

$$\Delta T_{Rev} \cong \frac{q''' r_F t_C}{2 k_C} = \frac{q' t_C}{2\pi r_F k_C} \quad (12)$$

Onde  $t_C$  é a espessura do revestimento. Quanto maior for a condutividade térmica do material desta região, menor será o gradiente da temperatura. Os materiais de revestimento são escolhidos para ter alta condutividade térmica. Esse fato combinado com a pequena espessura do revestimento leva a uma pequena diferença de temperatura através do revestimento. O zircaloy, por exemplo, (liga normalmente utilizada para esse fim) tem um valor de 0,11 W/cm K, como afirma (DUDERSTADT,1975).

A terceira e última região contém o refrigerante de coeficiente de transferência de calor convectivo  $h_S$ . Sua função é remover todo o calor que chega proveniente

das fissões no combustível. A transferência de calor da superfície do revestimento para o refrigerante é descrita pela lei de refrigeração de Newton:

$$q'' = h_S(T_S - T_{fl}) \quad (13)$$

$T_S$  é a temperatura externa do revestimento,  $T_{fl}$  é a temperatura do refrigerante e  $q''$  é a densidade superficial de calor. A variação da temperatura é dada por:

$$\Delta T_{Refg} = \frac{q'' r_F^2}{h_S 2(r_F + t_C)} = \frac{q'}{h_S 2\pi(r_F + t_C)} \quad (14)$$

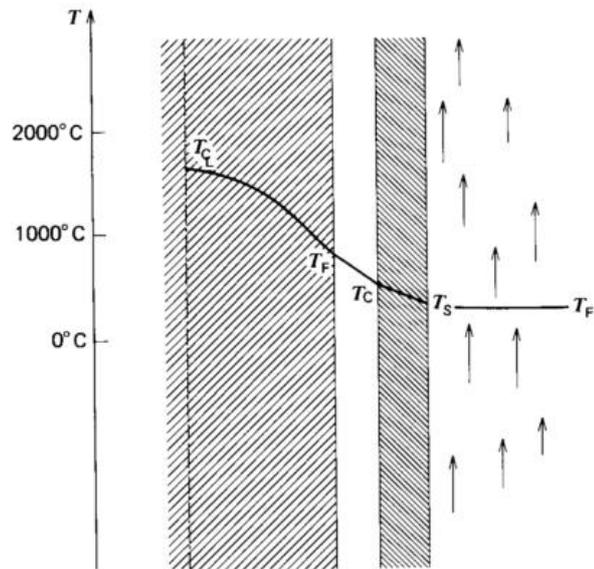


FIG. 23: Distribuição de temperaturas em uma vareta de combustível cilíndrica com vazio entre o combustível e o revestimento.

O presente modelo não considerou o vazio entre o combustível e o revestimento. A soma de todas as variações de temperatura, desde a linha central do combustível até o refrigerante, estabelece uma das mais importantes relações para a estimativa da potência e tamanho do núcleo do reator. Ela se escreve como:

$$T_{LC} - T_{fl} = \frac{q'}{2\pi r_F} \left[ \frac{r_F}{2k_F} + \frac{t_C}{k_C} + \frac{r_F}{h_S(r_F + t_C)} \right] \quad (15)$$

Estabelecendo o limite seguro para  $T_{LC}$ , bem como a máxima temperatura do refrigerante (a eficiência do ciclo está diretamente ligada a esse valor), resta apenas o raio do combustível,  $r_F$ , e a espessura do revestimento,  $t_C$ , para se estimar a densidade linear de potência máxima permitida. Isso é visto melhor com a relação (08) escrita de forma invertida:

$$q' = \frac{2\pi (T_{LC} - T_{fl})}{\frac{1}{2k_F} + \frac{t_C}{k_C r_F} + \frac{1}{h_S (r_F + t_C)}} \quad (16)$$

Nota-se que existem fortes motivos para maximizar os valores dos coeficientes de transferência de calor  $k_C$ ,  $h_S$ ,  $k_F$ , visando maximizar a densidade de potência linear permitida e reduzir o tamanho do núcleo do reator.

A literatura científica aberta, como (POPOV, 2000), disponibiliza os valores e correlações das propriedades termofísicas dos materiais envolvidos no presente trabalho. O MOX possui propriedades muito semelhantes ao  $UO_2$ , porém algumas diferenças são claramente identificadas. A temperatura de fusão e a condutividade térmica do MOX são menores que a do  $UO_2$ . Além disso, no MOX, ela diminui com o aumento da fração de  $PuO_2$  e com a queima.

A condutividade térmica do MOX ( $k_F$ ) é função da temperatura. Próximo de  $1800^\circ C$  ela diminui, após esse valor, aumenta. Por conta da grande variação radial de temperatura no combustível, é necessário fazer uma média:

$$\bar{k}_F = \frac{\int_{T_S}^{T_{LC}} k_F(T) dT}{T_{LC} - T_S} \quad (17)$$

A utilização de uma função analítica, normalmente ajustada a partir de dados experimentais, é o método mais empregado. Existem diversas correlações disponíveis. Por sua simplicidade, será utilizada esta, encontrada em (WALTAR, 1981), que se enquadra com as condições do trabalho:

$$k_F(T) = \frac{1}{(0,042 + 2,71 \times 10^{-4} T)} + 6,9 \times 10^{-11} T^3 \frac{W}{mK} \quad (18)$$

Ela é válida para uma relação de aproximadamente 80% de  $UO_2$  e 20% de  $PuO_2$ . Tomando os valores das concentrações da Tabela 2, chega-se a valores bem próximos desse percentual, justificando plenamente o seu uso.

Um pequeno ensaio pode ser feito apenas com essa relação. Se tomarmos valores de temperaturas típicos de projeto tais como,  $T_{LC} = 1500K$  e  $T_S = 800K$ , chega-se ao valor de  $k_F \sim 3 \frac{W}{mK}$ .

Prosseguindo nesse raciocínio, considera-se o revestimento de espessura  $t_C = 3,5 \times 10^{-4} m$  e raio interno  $2,81 \times 10^{-3} m$ . Por simplicidade e sem perda de generalidade, toma-se por base o coeficiente de condução do zircaloy  $k_C \approx 11 \frac{W}{mK}$ . A última etapa é a transmissão de calor do revestimento para o refrigerante. Com base nos valores mais conservadores,  $h_S = 2 \frac{W}{m^2K}$ .

Inserindo-se esses valores na equação (9), é possível gerar a densidade linear de potência do núcleo. Por comodidade, reproduzimos a expressão:

$$q' = \frac{2\pi (T_{LC} - T_{fI})}{\frac{1}{2k_F} + \frac{t_C}{k_C r_F} + \frac{1}{h_S (r_F + t_C)}} = \frac{2\pi (1500 - 800)}{\frac{1}{2 \times 3} + \frac{3,5 \times 10^{-4}}{11 \times 0,00281} + \frac{1}{2 \times 10^{-4} (2,81 \times 10^{-3} + 3,5 \times 10^{-4})}} \cong 22 \frac{kW}{m} \quad (19)$$

Esse valor corresponde a uma primeira aproximação para a densidade linear de potência. Por um lado é conservativo por considerar a temperatura central do combustível como 1500 K ~ 1200° C. Uma análise termo hidráulica detalhada certamente poderá alterar o valor de  $q'$  que estará próximo dessa primeira aproximação.

Este parâmetro tem um valor inestimável para a definição da potência total do núcleo bem como o seu tamanho. Levando em conta que este possui 116 elementos combustíveis (11 são elementos de controle) e que cada um possui 91 varetas com 0,8 m de comprimento ativo, a potência total será:

$$P = \frac{0,8 \times 91 \times 116}{10^6} \times 2,2 \times 10^4 \sim 190 \text{ MWt} \quad (20)$$

TAB. 08: Valores de densidade de potência de alguns reatores rápidos.

<b>TABELA DE COMPARAÇÃO</b>	
ISHIGURO	20 KW/m
EBR II	23 KW/m
FERMI	17 KW/m
PHÉNIX	27 KW/m
MONJU	21 KW/m
<b>IME</b>	<b>22 KW/m</b>

## 5. CONSIDERAÇÕES FINAIS E CONCLUSÃO

Os números gerados neste trabalho definem parcialmente a estrutura de um Reator de Espectro Rápido acessível ao país. Seus materiais e dimensões foram definidos de tal modo que, apesar de tamanho relativamente reduzido, é capaz de desempenhar as funções primárias de um reator regenerador, isto é, gerar energia com segurança e regenerar o combustível. Este último item não pode ser verificado uma vez que não foi possível fazer o cálculo da queima dos materiais a médio e longo prazo, tarefa deixada para a continuidade desse trabalho. Entretanto, é possível fazer uma comparação qualitativa, e quase quantitativa, com dois projetos relevantes. Um é brasileiro e foi desenvolvido na década de 80 no Instituto de Estudos Avançados (IEAv). Era mais abrangente por admitir não apenas o ciclo do U-Pu, mas também o ciclo do Th. As características do núcleo dele, bem próximas ao núcleo deste trabalho, mostram que existe uma convergência para os parâmetros de projeto. O outro é japonês, conhecido pelo nome JOYO. É importante lembrar que a fase inicial do desenvolvimento deste projeto tomou como referência a composição e a geometria dele. Após a fase inicial de cálculo os rumos foram mudados para acomodar as necessidades brasileiras. Algumas diferenças foram notadas e convém ressaltar que esta é uma fase ainda inicial e que vários parâmetros ainda sofrerão alterações por conta de refinamento de cálculos e detalhamento do projeto. A título de exemplo, o JOYO, operou desde 1977 com uma potência de 50 MWt. Posteriormente, a partir de 2003, sua potência nominal passou para 140 MWt. Seu núcleo apresenta poucas diferenças em relação ao projetado aqui. Uma delas é o tamanho do núcleo e o número de barras absorvedoras. O JOYO admite seis barras sendo duas reguladoras e quatro de segurança, muito mais eficientes que as onze do presente trabalho, que utilizou B<sub>4</sub>C.

Como considerações finais, é instrutivo colocar as realizações em um quadro sinóptico.

TAB. 09: Resumo do Projeto

		OBSERVAÇÕES
Núcleo	Raio = 52 cm Altura = 80 cm Material Físsil (MOX) = 1,7 t	~0,34 t é do Pu reprocessado de um ciclo de Angra I
Controle e segurança	11 barras de B <sub>4</sub> C	1 central+10 distribuídas (16 e 32 cm)
Refrigerante	Na	
Coeficientes de Reatividade	Temp. (Isotérmico) = $-3 \times 10^{-5}/C$ Vazio = -0,0166	
Potência	190 MWt	T <sub>CLmáx</sub> = 1500K T <sub>Na</sub> = 800K

Por fim, o objetivo mais nobre só será atingido se houver prolongamentos através de trabalhos posteriores. A experiência no projeto de reatores, mesmo em sua forma mais primária, como é um caso deste projeto conceitual, é de suma importância em um mundo onde a corrida por tecnologias alternativas na produção de energia não cessa. Como dito anteriormente, é necessário iniciar agora a preparação desta base tecnológica de outra forma, a falta de tecnologias nacionais para reatores nucleares avançados poderá ser um ônus carregado pelas gerações futuras de brasileiros. Este trabalho, que pode ser parte de um projeto maior, com características bastante peculiares, será capaz de incorporar *know how* de projeto que será empregado de maneira adequada e oportuna ao longo da grande caminhada.

Como proposta de futuros trabalhos que dariam a continuidade a esse projeto, alguns itens considerados prioritários são listados a seguir:

- 1) Estudo neutrônico do núcleo heterogêneo;
- 2) Estudo termo hidráulico detalhado;
- 3) Análise de segurança;
- 4) Estudo da possibilidade de incluir o Th;
- 5) Cálculo da queima e tempo de dobramento do inventário físsil inicial.

## 6. REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- BOWMAN, S. M. **KENO-VI Primer: A primer for criticality calculations with SCALE/KENO-VI using GeeWiz**, Oak Ridge National Laboratory, EUA 2008.
- COCHRAN, T. B.; FEIVSON, A. H; PATERSON, W; PSHAKIN, G; RAMANA, M. V.; SCHNEIDER, M.; SUZUKI, T.; VON HIPPEL, F. **Fast Breeder Reactor programs: History and status**.International Panel on Fissile Materials, 2010
- DUDERSTADT, James. **Nuclear Reactor Analysis**. Department of Nuclear Engineering-The University of Michigan, USA, 1975.
- EPE, Empresa de Pesquisa Energética. **Anuário estatístico de energia elétrica**. Rio de Janeiro, 2011.
- OECD Nuclear Energy Agency.**Uranium 2007: Resources, Production and Demand**. 2008.
- P. JUTILAINEN. **Simulating the Behaviour of the Fast Reactor JOYO**, IYNC 2008. Interlaken, Switzerland, 20 – 26 September 2008 Paper No. 163
- POPOV, S.G., CARBAJO, J. J., IANOV, V. K., YODER, G., L. **Thermophysical properties of MOX and PUO2 fuels including the effects of irradiation**. Oak Ridge National Laboratory.USA, 2000.
- ROCCHI, Federico. **Introduction to Fast Reactor Physics**.Universidade de Bolonha 2009.
- SANTOS, J.M.E. **Análise quantitativa dos rejeitos radioativos a serem gerados no programa nuclear brasileiro**.São Paulo 1979.
- TABAK, John. **Nuclear energy. Energy and the environment**. New York 2009
- WALTAR, Alan E.; REYNOLDS, Albert B. **Fast Breeder Reactors**. USA, 1981.
- Y. NAKAGAWA, et al., **MVP/GMVP II: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods**. JAERI, 2005.
- YOO, JAE-HYUNG; SEO, CHUNG-SEOK; KIM, EUNG-HO; LEE, HAN-SOO. **A conceptual study of pyroprocessing for Recovering actinides from spent oxide fuels**. 2008.