

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

ALINE ALVES OLIVEIRA

REATOR RÁPIDO REGENERADOR INDEPENDENTE DE URÂNIO ENRIQUECIDO

Rio de Janeiro

2014

INSTITUTO MILITAR DE ENGENHARIA

ALINE ALVES OLIVEIRA

REATOR RÁPIDO REGENERADOR INDEPENDENTE DE URÂNIO ENRIQUECIDO

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.C.

Rio de Janeiro

2014

C 2014

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, microfilmar ou adotar qualquer forma de arquivamento.

É permitida a menção, a 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.

621.48 Oliveira, Aline Alves Oliveira.

O48r Reator rápido regenerador independente de urânio enriquecido / Aline Alves Oliveira; orientado por Sergio de Oliveira Vellozo. – Rio de Janeiro: Instituto Militar de Engenharia, 2014.

92 p. : il

Dissertação (mestrado) – Instituto Militar de Engenharia – Rio de Janeiro, 2014.

1. Engenharia Nuclear – teses e dissertações 2. Energia nuclear. 3. Reator I. Vellozo, Sergio de Oliveira II. Título. III. Instituto Militar de Engenharia.

INSTITUTO MILITAR DE ENGENHARIA

ALINE ALVES OLIVEIRA

REATOR RÁPIDO REGENERADOR INDEPENDENTE DE URÂNIO ENRIQUECIDO

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 20 de Março de 2014, pela seguinte Banca Examinadora:

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

Prof. Maj. João Claudio Batista Fiel – D.C. do IME

Prof. T.C. Wilson Freitas Rebello da Silva Junior – D.C. da UERJ

Prof. Ronaldo Glicério Cabral – Ph.D. do IME

Prof. Zieli Dutra Thomé Filho – D.C. Colaborador do IME

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

Prof.^a Maria da Conceição Michyo Koide – D.C. da CNEN

Rio de Janeiro

2014

Aos meus pais Eduardo e Valdelice, exemplos de perseverança.

AGRADECIMENTOS

Agradeço aos meus pais, Eduardo e Valdelice pelo apoio e amor em todos os meus anos de vida. Cada um de seus atos foi uma oportunidade que eu tive para crescer e me tornar o que sou.

Aos professores pelo tempo e paciência a mim dedicados e pelo espírito crítico o qual espero, pelo menos em parte, ter adquirido.

Aos meus queridos amigos do curso, quero agradecer os grandes momentos de alegria e também as maratonas de estudos, tão desgastantes, mas, tão necessárias para a nossa formação.

Aos meus amigos Jackes, Jefferson, Mateus e Suzana, pelos momentos alegres e o ombro amigo quando a ansiedade surgia.

Ao Instituto Militar de Engenharia, pela oportunidade.

À CAPES, pelo apoio financeiro.

Agradeço especialmente ao professor Sérgio Vellozo pela orientação, não somente pela sua dedicação e apoio, que foram essenciais para que este trabalho fosse realizado, mas também pelo seu entusiasmo e amor pelo conhecimento científico que me encorajou a continuar no caminho acadêmico.

“Toda a nossa ciência, comparada com a realidade, é primitiva e infantil - e, no entanto, é a coisa mais preciosa que temos.”

ALBERT EINSTEIN

SUMÁRIO

LISTAS DE ILUSTRAÇÕES	9
LISTA DE TABELAS	11
1. INTRODUÇÃO	15
1.1 Objetivos	18
2. FUNDAMENTAÇÃO TEÓRICA.....	20
2.1 Fissão Nuclear Induzida.....	20
2.2 Seção de Choque	21
2.3 Espectro de Energia dos Nêutrons	22
2.4 Material Físsil e Material Fértil.....	23
2.5 Fator de Multiplicação e Reatividade.....	24
2.5.1 Sistema Crítico, Subcrítico e Supercrítico	25
2.5.2 Reatividade	26
2.6 Coeficientes de Reatividade	26
2.6.1 Coeficiente Global de Temperatura.....	26
2.6.2 Coeficiente de Vazios.....	27
2.7 A Possibilidade de Regeneração.....	28
2.8 Conversão e Regeneração	30
2.9 Reatores Rápidos Regeneradores	32
2.9.1 Estrutura Típica.....	32
2.9.2 Escolhendo os Materiais	35
3. METODOLOGIA.....	38
3.1 Reator Joyo como Ponto de Partida.....	38
3.2 O Código Scale.....	40
3.2.1 Keno VI para o Desenvolvimento do Projeto.....	40
3.2.2 Triton Para o Cálculo da Queima	41
3.3 Modelando o Elemento Combustível.....	41
3.4 Diferentes Bibliotecas de Seção de Choque.....	45
3.5 Construindo o Núcleo.....	45
3.6 Alterando a Composição Do Combustível.....	46
3.7 Alterando o Revestimento	47
3.8 Descrevendo os Componentes do Reator.....	47
3.8.1 Materiais Envolvidos.....	47
3.8.2 Dimensões.....	51
3.9 Influência do Envoltório Fértil no Fator de Multiplicação.....	55
3.10 Calibração das Barras e o Método de Queda.....	55

3.11	Posições Estratégicas das Barras Absorvedoras.....	56
3.12	Coeficiente de Temperatura	57
3.13	Coeficiente de Vazios	58
3.14	Estudo da Queima	59
3.15	Sistema de Recargas.....	62
3.16	Tempo de Dobramento.....	64
3.17	Influência do Blanket Lateral no Tempo de Dobramento.....	65
4.	RESULTADOS E DISCUSSÕES.....	66
4.1	Massas e Volumes	66
4.2	Elemento Joyo	67
4.3	Construindo o Núcleo.....	68
4.4	Alterando a Composição do Combustível	69
4.5	Alterando o Revestimento	69
4.6	Influência da Quantidade de Camadas de Envolvimento Lateral.....	70
4.7	Barras de Controle e Segurança	71
4.8	Coeficientes de Reatividade	72
4.8.1	Coeficiente de Temperatura	72
4.9	Coeficiente de Vazios	74
4.10	Estudo da Queima	76
4.11	Sistema de Recargas.....	77
4.12	Tempo de Dobramento.....	78
4.13	Envolvimento Fértil e Tempo de Dobramento	79
4.14	Núcleo Heterogêneo	79
4.15	Análise Preliminar da Potência.....	79
5.	CONCLUSÃO	81
6.	REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	83
7.	ANEXOS.....	85
7.1	Densidades em Função da Temperatura.....	86
7.1.1	Densidade do Mox	86
7.1.2	Densidade do Sódio	86
7.2	Cálculo da Densidade de Potência	86

LISTAS DE ILUSTRAÇÕES

FIG. 2.1	Seção de choque de fissão do Pu-239 e U-235 para nêutrons.....	21
FIG. 2.2	Transmutação do U-238 em Pu-239.	28
FIG. 2.3	Variação do η com a energia para U-233, U-235, Pu-239 e Pu-241.	30
FIG. 2.4	Representação esquemática do tempo de dobramento de um reator.....	31
FIG. 2.5	Arranjo típico triangular das varetas combustíveis de um Reator Rápido.	33
FIG. 2.6	Arranjos típicos de núcleo homogêneo (à esquerda) e heterogêneo (à direita).	34
FIG. 3.1	Seções transversal e axial do projeto JOYO.	39
FIG. 3.2	Aba <i>General</i>	42
FIG. 3.3	Criando a composição dos materiais.	42
FIG. 3.4	Aba <i>Compositions</i>	43
FIG. 3.5	Definindo a vareta combustível.	43
FIG. 3.6	Arranjo de 91 varetas.	44
FIG. 3.7	Condições de contorno.	44
FIG. 3.8	Rodagem do programa SCALE.	45
FIG. 3.9	Construindo um núcleo inicial através do arranjo de elementos combustíveis do JOYO.	46
FIG. 3.10	Seção transversal da vareta combustível e suas dimensões.	51
FIG. 3.11	Elemento combustível e dimensões.	52
FIG. 3.12	Altura do elemento combustível.	52
FIG. 3.13	Elemento de segurança e suas dimensões.	53
FIG. 3.14	Altura da barra no elemento de segurança.	54
FIG. 3.15	Modelo Definitivo do Reator.	54
FIG. 3.16	Estudo da influência do envoltório fértil na reatividade.	55
FIG. 3.17	Queda das barras.	56
FIG. 3.18	Quantidade de barras inseridas.	57
FIG. 3.19	Vareta combustível com vazio.	58
FIG. 3.20	Regiões estudadas no coeficiente de vazios.	59
FIG. 3.21	Definições gerais para o módulo TRITON.	60
FIG. 3.22	Aba DEPL.	60

FIG. 3.23 Caixa de Dados da queima <i>Depletions Data Blocks</i>	61
FIG. 3.24 <i>Depletions Data</i> do TRITON.	61
FIG. 3.25 <i>Burnup Data</i> do TRITON.....	62
FIG. 3.26 Quantidade de elementos e porcentagem de PuO ₂ no MOX para cada região do sistema de recarga.	63
FIG. 3.27 Ciclo de equilíbrio de um reator com sistema de recarga. (a) primeiro ciclo, (b) segundo ciclo, (c) e (d) ciclos de equilíbrio.	64
FIG. 3.28 Envoltório fértil com 4, 5 e 6 camadas para o estudo do tempo de dobramento. .	65
FIG. 4.1 Curva das barras de controle.	71
FIG. 4.2 Coeficiente de reatividade de temperatura.	73
FIG. 4.3 Comparação da reatividade do reator sem vazios e com vazios em 4 diferentes regiões.	75
FIG. 4.4 Fator de multiplicação em função do tempo.....	76
FIG. 4.5 Comparando o comportamento do fator de multiplicação no tempo para os ciclos posteriores.	77

LISTA DE TABELAS

TAB. 2.1	Comparação entre as propriedades do Pu-239 e U-235.	20
TAB. 2.2	Seção de choque dos isótopos férteis e físséis do urânio e plutônio em duas faixas de energia dos nêutrons.	22
TAB. 2.3	Classificação dos nêutrons de acordo com sua energia cinética.....	23
TAB. 2.4	Nuclídeos físséis e férteis.....	24
TAB. 2.5	Tipos de reatores nucleares à fissão.....	32
TAB. 3.1	Composição da célula original do JOYO.....	38
TAB. 3.2	Peso em massa dos isótopos no combustível.....	48
TAB. 3.3	Composição do combustível.	48
TAB. 3.4	Composição do cobertor fértil (<i>blanket</i>).	49
TAB. 3.5	Descrição do refrigerante.	50
TAB. 3.6	Descrição do revestimento.	50
TAB. 3.7	Composição das barras absorvedoras.	51
TAB. 3.8	Densidades do combustível e refrigerante para temperaturas diferentes.....	58
TAB. 4.1	Volume de cada material	66
TAB. 4.2	Massa de cada material.	66
TAB. 4.3	Fração de volume de cada material dentro do núcleo.....	67
TAB. 4.4	Fator de multiplicação infinito do elemento JOYO para diferentes bibliotecas comparadas com o valor de referência.....	67
TAB. 4.5	Evolução do <i>keff</i> com o aumento no número de elementos do núcleo.....	68
TAB. 4.6	Compensação de plutônio no enriquecimento de urânio-235 no combustível MOX.	69
TAB. 4.7	Variando o material estrutural.	70
TAB. 4.8	Fator de multiplicação por número de camadas de envoltório lateral.....	70
TAB. 4.9	Eficiência as barras em cada posição.....	72
TAB. 4.10	Variação da reatividade em função da temperatura.....	73
TAB. 4.11	Coeficientes de vazios.....	75
TAB. 4.12	Valores do fator de multiplicação efetivo no início e final de cada ciclo.	77
TAB. 4.13	Tempo de dobramento dos ciclos.....	78

TAB. 4.14	Tempo de dobramento em função da espessura do envoltório lateral.....	79
TAB. 4.15	Distribuição do <i>Burnup</i> nos materiais do reator no início da operação.....	80

RESUMO

A energia nuclear e suas aplicações ofereceram avanços inquestionáveis para a sociedade. Hoje, o mundo não pode prescindir da energia contida nos núcleos atômicos. A fim de assegurar o futuro da energia nuclear, o desenvolvimento dos reatores rápidos regeneradores se torna necessário. Neste trabalho, foi elaborado o projeto básico de um reator rápido regenerador refrigerado a sódio líquido, independente da tecnologia de enriquecimento. Utiliza como combustível a mistura de óxidos (MOX), sendo que a parcela referente ao plutônio é proveniente dos rejeitos de reatores térmicos. Todo urânio utilizado, tanto no combustível quanto no envoltório fértil, possui U-235 em seu teor natural. Foi utilizado para o desenvolvimento do projeto o sistema computacional SCALE 6, do Oak Ridge National Laboratory. O reator projetado possui um pequeno núcleo heterogêneo, com um sistema de remanejamento de combustível ao final de seus ciclos de 360 dias. Possui nove barras de controle e segurança constituídas de carbeto de boro (B_4C). Os coeficientes de reatividade foram calculados, apresentando coeficiente de temperatura sempre negativo e coeficientes de vazios com comportamentos distintos em cada região do núcleo. Com um tempo de dobramento de aproximadamente 28 anos, o reator é capaz de gerar em torno de 70 MWt, podendo chegar a 135MWt.

ABSTRACT

Nuclear power represents a milestone in history worldwide. A century separates the Bohr atomic model from the advanced nuclear reactors. It is not possible to picture today's understand society without the benefits of nuclear energy. The future of nuclear energy will only be ensured if Fast Spectrum Reactors become a reality. This paper discusses the main aspects of a sodium cooled fast spectrum reactor with a heterogeneous core, without the need for enriched uranium. The fuel is a MOX of natural uranium oxide and the plutonium oxide from thermal reactors waste. The calculations were made by using the SCALE system. Based on the results, it was found that it is possible to have a cycle of one year, nine absorbing rods and approximately 28 years doubling time. The temperature coefficient remained negative in all cases and the void coefficient showed variations that require further analysis. Finally, a simple thermal calculation shows that the power could lie between 70-135 MWt.

1 INTRODUÇÃO

A energia nuclear e suas aplicações ofereceram avanços inquestionáveis para a sociedade nas mais diversas áreas, como: medicina, indústria, arqueologia, artes, agricultura, ciências aeroespaciais, geração de eletricidade, entre outras. Há quem compare o êxito do primeiro reator nuclear com a descoberta do fogo, pois, pela primeira vez na história, o homem utilizou a energia do núcleo atômico, testemunhando a matéria transformar-se em energia de maneira firme, estável, uniforme e controlada.

O primeiro reator nuclear entrou em operação em 2 de dezembro de 1942, na Universidade de Chicago (EUA), gerando energia suficiente apenas para fazer funcionar duas ou três lâmpadas comuns. Foi construído secretamente por um pequeno grupo de cientistas em uma quadra esportiva, sob as arquibancadas do estádio de atletismo da universidade. A equipe liderada pelo físico italiano Enrico Fermi (1901-1954), montou o reator que consistia de blocos de grafite empilhados e encharcados de óxido de urânio, juntamente com pequenas hastes de urânio metálico. E foi deste modo, que os primeiros 200 W vindos da fissão de núcleos de urânio, em uma reação em cadeia e autossustentada, deram início a Era Nuclear. (TAVARES, 2011)

As circunstâncias daquele momento fizeram com que essa energia fosse primeiramente empregada na guerra. Mas a partir de 1950, os reatores nucleares passaram a ser construídos com propósitos pacíficos. Mais potentes e tecnologicamente avançadas, essas instalações começaram a produzir diversos elementos radioativos que passaram a ser usados na medicina em diagnóstico e no tratamento de doenças. Na década de 1950, surgiram vários reatores para gerar eletricidade, trazendo bem-estar e conforto às populações. O pioneiro foi Obminsk (Rússia), em 1954, e, dois anos depois, Calder Hall (Reino Unido), primeira usina nuclear de larga escala, que funcionou por 50 anos. Ainda em 1954, foi lançado ao mar o primeiro submarino com propulsão nuclear, o Nautilus, dos EUA. Pouco depois, vieram navios, como o Savannah (EUA, 1962) e o Otto Hahn (Alemanha, 1964) – este último era capaz de navegar impressionantes 40 mil km com apenas 2 kg de urânio-235. (TAVARES, 2011)

O Brasil também teve sua contribuição no cenário mundial no que diz respeito à tecnologia nuclear. Os primeiros esforços apareceram por volta de 1949, com a criação de

institutos e centros de pesquisa voltados para as questões nucleares. O primeiro reator nuclear da América Latina, o IEA-R1, entrou em operação em 1957, no então Instituto de Energia Atômica (IEA) – atualmente, Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (Ipen), localizado na Universidade de São Paulo. Em 1960 em Minas Gerais, começou a funcionar o reator Triga Mark-1, no Instituto de Pesquisas Radioativas (IPR) – hoje, Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN). Cinco anos mais tarde, no campus da Universidade Federal do Rio de Janeiro, foi a vez do Argonauta, no Instituto de Engenharia Nuclear (IEN). Com principal objetivo de formar recursos humanos, foi inaugurado em 1988 o Ipen/MB-01, primeiro reator genuinamente nacional, desenvolvido pelo Ipen em parceria com a Marinha do Brasil.

Em relação à geração de energia, o Brasil conta atualmente com duas unidades nucleares de grande porte: Angra I, em funcionamento há mais de 30 anos, e Angra II, a partir de 2000. Também localizado em Angra dos Reis (RJ), o reator Angra III, em construção, está previsto para entrar em funcionamento em 2016. Recentemente, o governo brasileiro decidiu construir um reator nuclear multipropósito de grande porte, o RMB, destinado à produção de radiofármacos e a pesquisas em energia, agricultura, indústria, ciências dos materiais, meio ambiente etc. Essa iniciativa garante a independência nuclear para o país. Paralelamente ao RMB, desenvolve-se também o Projeto do Submarino a Propulsão Nuclear Brasileiro (Prosub).

Decorridos 71 anos do primeiro reator nuclear, atualmente o mundo possui mais de 900 reatores em operação. Em torno de 437 são de grande porte e produzem eletricidade. Aproximadamente 260 são de pequeno porte, voltados para produção de radiofármacos e pesquisa e cerca de 220 deles são reatores empregados na propulsão naval – sobretudo, em submarinos. Além disso, estão sendo construídos no mundo 67 reatores nucleares voltados para a geração de eletricidade, e outros 102 estão planejados para este mesmo fim. (IAEA, 2013)

Todos esses, inegavelmente, beneficiam mais de 1 bilhão de pessoas no mundo, garantindo empregos, alimentos de qualidade, energia, transporte, conforto e saúde – afinal, sem energia, nenhum empreendimento se torna viável, e nada funciona. Nos últimos 50 anos, a energia nuclear apresentou índices de risco por benefício muito menor que qualquer outra atividade humana.

Hoje, o mundo não pode dispensar a energia contida nos núcleos atômicos. Trata-se de uma energia limpa, abundante e segura. A fim de assegurar o futuro da energia nuclear, o desenvolvimento dos Reatores Rápidos Regeneradores se torna necessário, e, existem duas razões para isto. Primeiro, trata-se do uso mais completo dos recursos do urânio, por mais que foi comprovado ser abundante, com esse tipo de reator o potencial utilizável do urânio pode ser aumentado de 50 a 60 vezes. Dessa forma, é certo afirmar que os Reatores Regenerados apresentam um modelo de sistema sustentável ao longo do tempo, pois proporcionam um crescente aumento do material físsil com o tempo, através do consumo apenas de materiais férteis, o que possibilita o uso da energia nuclear por um período praticamente indefinido. (ISHIGURO, 1983)

O segundo é a utilização dos rejeitos das usinas de reatores térmicos como parte de seu combustível. Ao “queimar” plutônio ou transmutar elementos de meia-vida longa liberados pelos reatores a água leve, livraria o meio ambiente desses produtos radioativos, e precisaria somente de 2% do espaço exigido por um reator convencional para armazenar o combustível queimado. Reatores Rápidos iriam também reduzir o tempo que o resíduo deveria permanecer armazenado, de aproximadamente 300.000 para apenas 300 anos. Portanto, haveria a diminuição substancial do risco de contaminação do meio ambiente por rejeito radioativo. *"Eles vão eliminar a necessidade de depósitos geológicos? Não. Mas vão reduzir a carga"* disse o atual vice-diretor da Organização para a Cooperação Econômica e Desenvolvimento da Agência de Energia Nuclear, Thierry Dujardin, em relação aos Reatores Rápidos. (FAIRLEY, 2013)

Em uma conferência mundial patrocinada pela Agência Internacional de Energia Atômica em março de 2013 em Paris, houve uma forte discussão a respeito dos Reatores Regeneradores, comprovando mais uma vez a necessidade e interesse global na implementação de tal tecnologia. A Rússia e a Índia informaram que instalações de grande porte deverão começar a operar neste ano e além de outras que estão em fase de projeto. A China manifestou seu amplo esforço em pesquisa e desenvolvimento para fazer com que tais reatores representem ao menos um quinto de sua capacidade nuclear até 2030. Vários outros países se mostraram adeptos aos Reatores Rápidos Regeneradores. (FAIRLEY, 2013)

No entanto, ainda existem questões importantes em aberto que freia a implementação comercial desse tipo de reator, principalmente em relação ao uso do sódio como

refrigerante e ao inconveniente coeficiente de vazios positivo. Além do enriquecimento do urânio em torno de 20% que eleva demasiadamente seu custo. Tais questões são exploradas por grupos de pesquisa mundo afora com o objetivo de transpor essas barreiras e torná-los efetivamente comerciais.

O Brasil ainda não possui um reator desse tipo, pois, por questões políticas, não tem acesso ao subproduto de seus reatores térmicos. Mas, isso não impediu ou de alguma forma limita que sejam desenvolvidos estudos e projetos a respeito dos reatores rápidos e reatores regeneradores. Como prova do esforço brasileiro em contribuir no desenvolvimento tecnológico acerca do assunto, além de preparar-se para futuramente participar deste cenário, foram desenvolvidos diversos trabalhos nos institutos de pesquisas. Recentemente, foi iniciada a pesquisa sobre reatores regeneradores no Instituto Militar de Engenharia, através da dissertação de Mestrado do então aluno Paulo Silva, na qual foi desenvolvido um projeto conceitual de reator de espectro rápido. O trabalho orientado pelo Prof. D. Sc. Sergio Vellozo, discutiu, entre outras questões, a viabilidade de sua implementação no parque nuclear nacional.

Dando continuidade à pesquisa, a presente dissertação representa um segundo passo, avançando agora para um projeto básico. Serão desenvolvidas questões técnicas, tais como, a composição e a geometria do sistema. Além dos quesitos essenciais de um projeto, será estudada a possibilidade de substituir o enriquecimento do urânio pelo aumento da porção de plutônio no combustível. Isso tornaria o projeto altamente econômico do ponto de vista financeiro.

Por se tratar de uma tecnologia estratégica e de segredo industrial, além de todos os impasses políticos devido ao seu potencial uso não pacífico, o processo de enriquecimento não é amplamente difundido. Atualmente, apenas 10 países possuem fábrica de enriquecimento de urânio. Assim, um reator que independe da tecnologia de enriquecimento é bastante interessante, principalmente em países que não dominam tal técnica. Nos próximos capítulos serão expostos os detalhes da realização desta segunda etapa de um projeto bem mais abrangente.

1.1 OBJETIVOS

Pretende-se desenvolver um projeto básico de reator rápido regenerador que não

dependa da tecnologia de enriquecimento. Além do objetivo principal, propõe-se também:

- a) Utilizar como combustível óxido misto (MOX);
- b) Utilizar urânio natural como parte do combustível;
- c) Utilizar como parte do combustível o plutônio retirado do combustível queimado de usina nuclear de reatores térmicos;
- d) Determinar a geometria e dimensões do reator;
- e) Projetar o sistema de segurança com o uso de barras absorvedoras;
- f) Estipular um ciclo de operação de no mínimo um ano;
- g) Prever um sistema de recargas para um melhor aproveitamento do combustível;
- h) Fixar o tempo de dobramento entre 20 a 30 anos;
- i) Calcular os coeficientes de reatividade;
- j) Estimar a potência do reator.

2 FUNDAMENTAÇÃO TEÓRICA

O projeto do núcleo de um reator nuclear envolve muitos aspectos, tais como: a escolha do combustível, do revestimento e do refrigerante, o espectro neutrônico, as dimensões, a geometria, a potências, aspectos de segurança, economia, etc. Para tanto, é necessário conhecer os fatores e os parâmetros nucleares que permitam avaliar as melhores opções e garantir a qualidade do projeto. Neste capítulo serão apresentados alguns conceitos imprescindíveis para o estudo exclusivo dos reatores Rápidos Regeneradores.

2.1 FISSÃO NUCLEAR INDUZIDA

A quebra do núcleo atômico pode acontecer de duas maneiras: espontaneamente ou de forma induzida. O processo espontâneo, por ser bastante raro, não poderia sustentar uma reação em cadeia. Somente a fissão induzida, juntamente com o aumento da concentração de elementos físséis, torna possível a geração de energia de forma contínua e em escala.

A fissão ocorre nos núcleos de alta massa atômica por ser um processo energeticamente favorável: a energia de repulsão coulombiana entre os prótons dentro de um núcleo é reduzida quando o núcleo se divide em dois outros menores. Dentro dos reatores, a fissão acontece pela colisão dos nêutrons com os núcleos físséis. Os principais elementos escolhidos como material físsil, nos reatores nucleares à fissão, são os isótopos de urânio-235(natural) e o plutônio-239. (EISENBERG e RESNICK, 1979)

Os processos de fissão do U-235 e do Pu-239 possuem características bem próximas, no que diz respeito a energia gerada e à quantidade de nêutrons liberada na fissão. Na TAB. 2.1 estão expostos alguns valores que permitem tal comparação.

TAB. 2.1 Comparação entre as propriedades do Pu-239 e U-235.

Nuclídeo	Energia por fissão (MeV)	Nêutrons por fissão em função de E
U-235	192,9±0,5	2,874 + 0,138E
Pu-239	198,5±0,8	2,432 + 0,066E (0 ≤ E ≤ 1MeV) 2,874 + 0,138E (E > 1MeV)

(Fonte: DUDERSTADT, James. Nuclear Reactor Analysis. Págs. 61 e 67)

2.2 SEÇÃO DE CHOQUE

Além da fissão, outras reações acontecem dentro de um reator. A medida quantitativa das interações nucleares é a *seção de choque microscópica*. Este parâmetro está diretamente ligado à probabilidade de uma dada reação nuclear ocorrer. A unidade da seção de choque microscópica é o barn e corresponde a 10^{-24}cm^2 , essa equivalência com a unidade de área não corresponde à área do átomo, mas é uma representação numérica da probabilidade de ocorrer tal reação, da mesma maneira que quanto maior for a área de um alvo, maiores serão as chances de acertá-lo. (KAPLAN, 1961)

A seção de choque não é somente função da energia cinética da partícula, mas também é levado em conta o tipo de partícula, o núcleo alvo e a energia do núcleo alvo (a energia térmica do meio). Além disso, existe uma seção de choque para cada tipo de reação nuclear. Portanto, não é intuitivo conhecer de antemão o comportamento de um nêutron ao colidir com um dado núcleo. A FIG. 2.1 apresenta o gráfico de seção de choque de fissão dos núcleos de Pu-239 e U-235, quando bombardeados por nêutrons de diversas energias, ficando clara a complexidade deste tipo de reação nuclear.

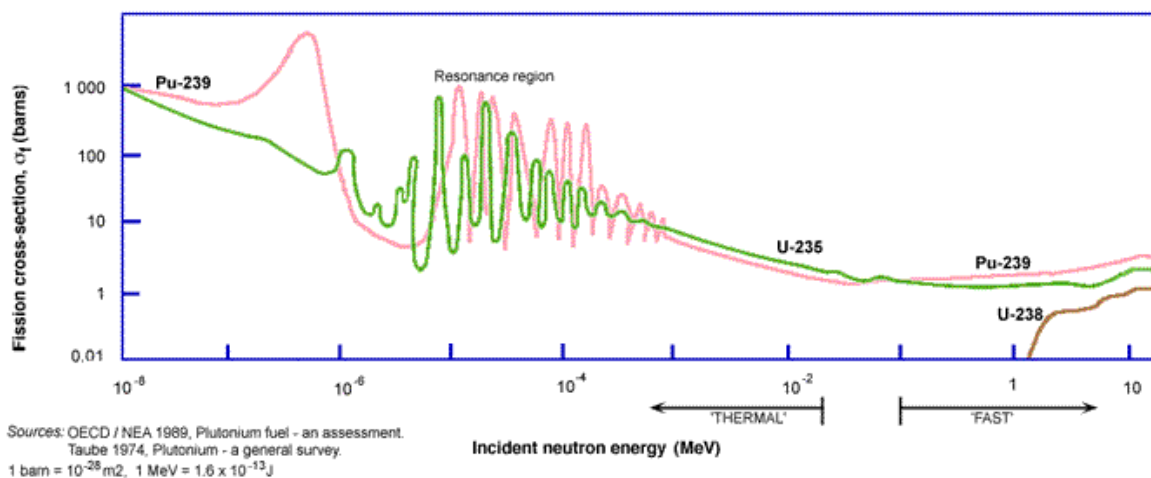


FIG. 2.1 Seção de choque de fissão do Pu-239 e U-235 para nêutrons.

No desenvolvimento do projeto do núcleo de um reator nuclear, é necessário o conhecimento das seções de choque das reações envolvidas. Na TAB. 2.2, estão expostos os valores da seção de choque de fissão, ponderados no espectro térmico e rápido, para alguns núcleos pesados.

TAB. 2.2 Seção de choque dos isótopos férteis e físséis do urânio e plutônio em duas faixas de energia dos nêutrons.

Faixa de energia	Seção de choque (barn)	U-235	U-238	Pu-239	Pu-241
Térmica	Absorção	405	1,73	1045	1121
	Fissão	346	0	695	842
	σ_c/σ_f	0,171	-	0,504	0,331
Rápida	Absorção	2,321	0,345	2,213	2,948
	Fissão	1,814	0,037	1,751	2,426
	σ_c/σ_f	0,280	8,414	0,264	0,215

(Fontes: Kazimi et al. 1999, Rubbia et al. 1995, NNDC 2010)

2.3 ESPECTRO DE ENERGIA DOS NÊUTRONS

Os reatores nucleares rápidos são assim chamados por operarem com nêutrons na faixa rápida de energia, isto é, os nêutrons responsáveis pela fissão e, conseqüentemente pela geração de energia, pertencem à faixa energética de mais alta energia cinética. Em contrapartida, nos reatores térmicos como os de Angra I e II, os nêutrons importantes para a fissão estão na faixa térmica de energia. Além da faixa térmica e rápida, existem outras classificações para os nêutrons, que são divididos de acordo com sua energia cinética. Por conveniência, os nêutrons são habitualmente classificados em três faixas:

- a) Nêutrons térmicos: são aqueles cuja energia média depende da temperatura do meio.
- b) Nêutrons epitérmicos: possuem energia superior em relação aos nêutrons térmicos, mas ainda menor que o mínimo necessário para a grande maioria das reações limiares, isto é, reações nucleares que emitem partículas, sendo elas: (n,p), (n,d), (n,2n) ou (n, α). Pode-se dizer que os nêutrons epitérmicos possuem energia na faixa em que ocorrem ressonâncias da seção de choque de absorção da maioria dos núclídeos, o que justifica sua separação dos nêutrons térmicos. Por conveniência experimental, a energia que define o limite entre os nêutrons térmicos e epitérmicos é de 0,25 eV, definida pelo “degrau do cádmio”.
- c) Nêutrons rápidos: possuem energia suficiente para as reações limiares, além de captura neutrônica ou espalhamento. A divisão entre os nêutrons epitérmicos e os rápidos é algo entre 100 e 200 KeV. (ZAMBONI, 2007)

Existe, no entanto, uma classificação mais rigorosa que divide o espectro de energia do

nêutron em sete faixas de energia, sendo apenas uma subdivisão da classificação explicada anteriormente. As quais estão apresentadas na TAB. 2.3. (ZAMBONI, 2007)

TAB. 2.3 Classificação dos nêutrons de acordo com sua energia cinética.

Classes	Faixa de energia (eV)
Lentos	$0 < E < 10^{-3}$
Frios	$E < 0,01$
Térmicos	$0,01 < E < 0,5$
Epitérmicos	$0,5 < E < 10^4$
Ressonância	$1 < E < 100$
Rápidos	$10^3 < E < 20 \times 10^6$
Ultra-rápidos	$E > 20 \times 10^6$

(Fonte: Fundamentos da Física dos Nêutrons, pág. 71)

2.4 MATERIAL FÍSSIL E MATERIAL FÉRTIL

No estudo de reatores nucleares regeneradores é necessário distinguir entre duas classes de materiais: os materiais físséis e os materiais férteis. De maneira bastante simples, um material físsil é aquele que vai sofrer fissão quando bombardeado por nêutrons de qualquer energia, seja nêutrons na faixa térmica ou com milhões de eletro-volt. Isso acontece, pois a energia necessária para romper a barreira de potencial que mantém estes núcleos estáveis é bastante baixa, de tal forma que, um nêutron, mesmo em repouso, poderia fornecer energia suficiente para que a fissão ocorresse. Existem diversos núcleos que possuem essa característica, mas somente três (U-233, U-235 e Pu-239), possuem estabilidade suficiente para serem armazenados durante um longo tempo e, portanto, poderiam ser empregados como combustíveis nucleares. Dos três, unicamente o U-235 existe na Natureza, os demais são produzidos artificialmente a partir do U-238 e Th-232, por captura neutrônica seguida de duas desintegrações beta. O vetor isotópico do plutônio, produzido na queima do combustível em Reatores Térmicos, pode chegar a conter um teor de 77% de Pu-239. Este material é valioso e subutilizado, atualmente. (DUDERSTADT e HAMILTON, 1975)

Por outro lado, existem nuclídeos que apesar de igualmente pesados não possuem essa facilidade para fissionar, como é o caso do U-238. Tais nuclídeos precisam de uma energia extra para transpor a barreira de potencial e conseguir sofrer fissão. Neste caso, cabe ao

nêutron fornecer essa energia no momento da colisão, então, para isso, ele deve possuir energia cinética suficientemente alta. Para o U-238, tal energia deve superar 1 MeV. Os núclídeos que somente fissionam com nêutrons rápidos são simplesmente chamados de fissionáveis, porém não considerados materiais físseis. (EISENBERG e RESNICK, 1979)

Mas, se um nêutron não possuir energia suficiente para provocar fissão, tão logo após a colisão, o núcleo absorve este nêutron (captura neutrônica), acarretando num excesso de energia dentro do núcleo. Para se desfazer deste excesso, o núcleo vai transmutar pelo decaimento radioativo em outro núclídeo. Quando este núclídeo filho se trata de um material físsil, ou seja, um núcleo não-físsil se transforma em um núclídeo físsil, o núclídeo pai é então classificado como material fértil. A TAB. 2.4 apresenta alguns materiais físseis e férteis e seus processos.

TAB. 2.4 Nuclídeos físseis e férteis.

Físseis	Férteis
U-233 (gerado a partir do Th-232)	Pu-240 (gerado a partir do Pu-239)
Pu-239 (gerado a partir do U-238)	U-238 (natural)
U-235 (natural)	Pu-242
Pu-241 (gerado a partir do Pu-240)	Th-232

2.5 FATOR DE MULTIPLICAÇÃO E REATIVIDADE

A fissão nuclear libera grande quantidade de energia, mas essa propriedade não seria suficiente para sua aplicação no ramo de geração de energia elétrica. Durante o processo de quebra do núcleo atômico por um nêutron, além dos produtos de fissão, mais nêutrons são emitidos. Estes nêutrons induzem outros núcleos à fissão, gerando outros nêutrons que irão induzir outras fissões, e assim por diante, num processo de reação em cadeia. Dessa forma, a reação em cadeia permite a autonomia do processo. Existe também uma quantidade mínima de material físsil capaz de manter a fissão em cadeia e recebe o nome de massa crítica. Num reator nuclear, a fissão ocorre com uma taxa cuidadosamente controlada, de maneira mais específica, é controlada a quantidade de nêutrons e suas energias. (EISENBERG e RESNICK, 1979)

Em cada fissão que ocorre no reator, são liberados em torno de três nêutrons e apenas um é suficiente para manter a reação em cadeia. Parece, à primeira vista, que iniciada a

reação em uma massa determinada de material físsil, esta se manterá por si mesma. Porém, não é assim que acontece, nem todos os nêutrons de fissão são aproveitados para manter a reação em cadeia. Alguns nêutrons se perdem por outros tipos de reação, principalmente captura radioativa no próprio combustível, outros são absorvidos pelos materiais da própria estrutura, além daqueles nêutrons que escapam definitivamente do sistema. A fração dos nêutrons que escapam, ou seja, que saem definitivamente dos limites geométricos do sistema pode ser reduzida, aumentando o tamanho ou massa de material físsil. (SABUNDJIAN, 1981)

O balanço de nêutrons mostra o que pode acontecer com um nêutron de uma dada geração, no caso de um Reator Rápido, entre gerações do Pu-239. A ideia principal é analisar, a partir de uma fissão, a quantidade de nêutrons que sobrevivem no sistema e que pode causar mais fissões. Assim, a razão entre o número de nêutrons presentes no início de uma geração e o número de nêutrons presentes na geração seguinte informa a capacidade do reator para se sustentar uma reação em cadeia. Esta razão é conhecida como fator de multiplicação k . (KAPLAN, 1961)

2.5.1 SISTEMA CRÍTICO, SUBCRÍTICO E SUPERCRÍTICO

Para um sistema ser estável e autossustentável o fator de multiplicação k deve ser exatamente igual a 1. Com isso, após a partida, o sistema pode se sustentar de forma independente e principalmente de forma controlada, pois a quantidade de nêutrons não aumenta em cada geração. Por outro lado, se k é maior que 1, a população de nêutrons continua a aumentar com o tempo e o reator irá se tornar supercrítico. Se k é menor do que 1, o número de nêutrons presente no reator será continuamente decrescente. Neste caso, a reação em cadeia não é autossuficiente e o reator é dito ser subcrítico. (KAPLAN, 1961)

$k > 1$: Sistema supercrítico

$k = 1$: Sistema crítico

$k < 1$: Sistema subcrítico

O fator de multiplicação pode ser calculado sob dois pontos de vista: desconsiderando a fuga de nêutrons, supondo um sistema infinito, sem fronteiras; ou

considerando a fuga, definido o tamanho e as fronteiras do problema. No primeiro caso, ele é chamado de fator de multiplicação infinito K_{∞} . No segundo caso, tem-se o fator de multiplicação efetivo K_{ef} . É importante distinguir estes dois fatores, pois são utilizados no desenvolvimento de projetos de reatores.

2.5.2 REATIVIDADE

Para analisar o comportamento do reator, é comumente utilizado o parâmetro chamado de reatividade. Este parâmetro mede o quão ativo está o núcleo do reator, mais precisamente, descreve o desvio percentual do fator de multiplicação efetivo. A reatividade ρ é calculada a partir do fator de multiplicação k_{ef} , dada pela equação: (DUDERSTADT e HAMILTON, 1975)

$$\rho(\%) = \frac{(k_{ef} - 1)}{k_{ef}} \times 100$$

1

2.6 COEFICIENTES DE REATIVIDADE

A reatividade de um reator nuclear pode ser alterada por diversos fatores, como por exemplo: a posição das barras de controle, o arranjo dos refletores ou a inserção de absorvedores de nêutrons. Porém, existem outros fatores inerentes a cada reator que podem também perturbar o sistema e acarretar um aumento ou diminuição da reatividade, mesmo que o reator tenha sido posto em operação a uma potência fixa. São eles: a variação de temperatura do núcleo e a geração de espaços vazios no refrigerante. Tais efeitos são mensurados pelos coeficientes de reatividade de temperatura e de vazios, e a fim de assegurar o controle do reator, todo projeto de reator deve apresentar um estudo desse tipo. (DUDERSTADT e HAMILTON, 1975)

2.6.1 COEFICIENTE GLOBAL DE TEMPERATURA

Esse coeficiente, que pode ser positivo, negativo ou nulo representa a soma algébrica dos coeficientes de temperatura do combustível, refrigerante e envoltório. O projeto neutrônico leva esse coeficiente em consideração de modo que ele seja sempre negativo, tornando assim um reator inerentemente seguro do ponto de vista de operação e controle.

O coeficiente de reatividade de temperatura é uma função do próprio aumento da

temperatura, por esse motivo, a cada variação, a reatividade do sistema também é alterada. Este coeficiente é calculado da seguinte maneira:

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

2

Para efeitos práticos, consideram-se somente os dois primeiros termos, tendo em vista que os demais termos não influenciariam de forma significativa no resultado final. Assim tem-se:

$$\rho = \rho_0 + \alpha\Delta T$$

3

$$\frac{\Delta\rho}{\Delta T} = \frac{\rho_1 - \rho_0}{T_1 - T_0} = \alpha_T$$

4

Na qual:

α_T = Coeficiente de temperatura de reatividade do combustível;

ρ_0 = Reatividade referência;

T_0 = Temperatura de referência.

2.6.2 COEFICIENTE DE VAZIOS

Em um caso de superaquecimento do núcleo do reator, é possível que o refrigerante exceda sua temperatura de ebulição, com isso, são formadas bolhas. Tais bolhas ou vazios podem influenciar na reatividade do sistema, e por isso são levados em conta deste o início do projeto. Nos reatores rápidos, o material mais utilizado como refrigerante é o metal na fase líquida. O ponto de ebulição do sódio, em pressão ambiente, é cerca de 800°C. Apesar da temperatura de ebulição estar bem acima da temperatura típica de operação, em torno de 250°C, é possível em caso de descontrole, que ocorra a formação de vazios.

O coeficiente de vazios é a medida da reatividade introduzida por um volume de vazios igual a um por cento (1 %) do volume do moderador, e é definido pela seguinte expressão:

$$Coef\ vazios = \frac{(\rho_{vazio} - \rho_0)}{\frac{Vol_{vazio}}{Vol_{refrigera\ nte}}}$$

5

Geralmente, um reator tem coeficiente de vazios negativo. Porém, sob certas condições, o coeficiente de vazios pode ser positivo. Dessa forma, conhecer o comportamento do reator em relação à presença de vazios é de extrema importância, pois está diretamente ligado à segurança do projeto.

2.7 A POSSIBILIDADE DE REGENERAÇÃO

Os reatores atuais utilizam, em sua maioria, urânio como combustível. No entanto, o urânio disponível na natureza possui apenas 0,7% de isótopo físsil U-235. Devido a esta baixa quantidade, a reação em cadeia não se sustentaria, exceto para sistemas com moderadores de grafite ou água pesada. Em virtude disso, é necessário elevar a fração daquele isótopo pelo processo conhecido como enriquecimento. Trata-se de um procedimento complexo e dispendioso. Entretanto, é possível obter material físsil de outra maneira.

Na Seção 2.4, foi comentado sobre elementos que se convertem em material físsil. Isto leva a pensar que é possível utilizar-se desse fenômeno para produzir material físsil artificialmente. Os isótopos férteis mais interessantes para este fim são o U-238 e o Th-232, devido ao fato de serem minerais abundantes em todo planeta. (DUDERSTADT e HAMILTON, 1975)

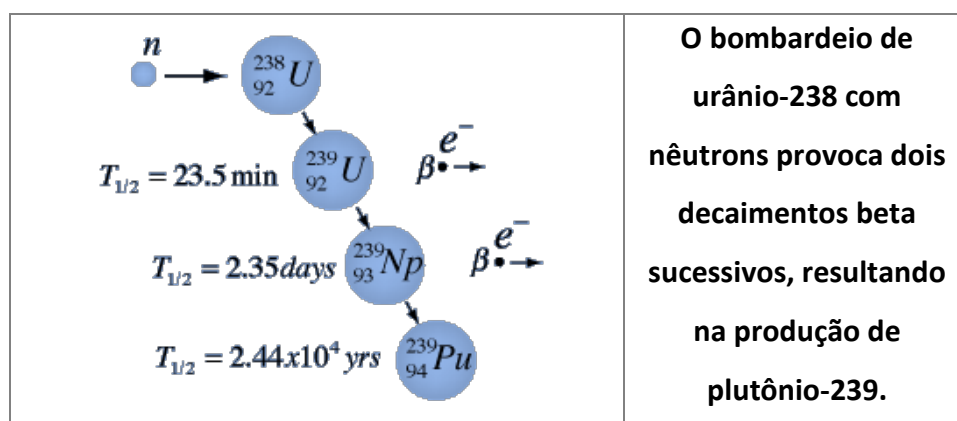


FIG. 2.2 Transmutação do U-238 em Pu-239.

O processo descrito na FIG. 2.2 acontece em todos os reatores que utilizam urânio como combustível, pois todos possuem U-238 em sua composição. Mas a questão que deve ser levantada é em relação à possibilidade de se produzir mais material físsil do que se

consome. Para responder tal questão é preciso analisar a fração de nêutrons produzidos em cada fissão em relação aos nêutrons absorvidos no combustível (η). Deste obtém-se a quantidade de nêutrons disponíveis para realizar o processo de “fertilização”.

$$\eta(E) = \frac{\text{nêutrons produzidos na fissão}}{\text{nêutrons absorvidos no combustível}}$$

6

Uma simples análise do destino dos nêutrons dentro do reator permite estimar qual o valor η é o mais adequado para um cenário de regeneração. Dos nêutrons liberados logo após a fissão, ao menos um é necessário para manter a reação em cadeia. Chamando de L a porção de nêutrons que são perdidos por absorções parasíticas, absorção nos materiais estruturais ou por simples fuga, tem-se que:

$$\eta - (1 + L) \geq 1$$

7

Assim, descontando o nêutron necessário para a reação em cadeia e as possíveis perdas, deve sobrar pelo menos um nêutron, e este estaria disponível para o processo de regeneração. O valor de L dificilmente será menor que 0,2. Então, conclui-se que para se ter regeneração, η deve assumir valores superiores a 2,2. (WALTAR e REYNOLDS, 1981)

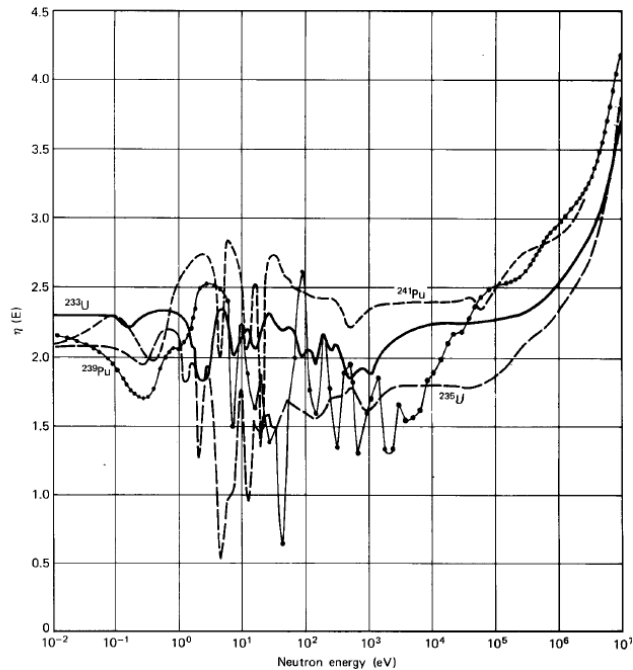


FIG. 2.3 Variação do η com a energia para U-233, U-235, Pu-239 e Pu-241.

(Fonte: Nuclear Reactor Analysis, pág. 69)

Analisando o gráfico da FIG. 2.3, vê-se que a região energética, na qual ocorre $\eta(E)$ com valor superior a 2,2, está entre 0.1 a 1MeV, isto é, na faixa rápida de energia dos nêutrons. Observa-se, também, que o Pu-239 é o combustível mais adequado para esta aplicação.

O uso de Pu-239/U-238 para construção e desenvolvimento de projetos de Reatores Regeneradores bem como a necessidade do espectro rápido de nêutrons é perfeitamente justificado pelo valor de $\eta(E)$ ser bastante alto nessas condições.

2.8 CONVERSÃO E REGENERAÇÃO

Dentro de qualquer reator nuclear à fissão ocorre conversão, porém nem todos são regeneradores. A conversão é basicamente a transmutação de um material fértil em um material físsil. Para avaliar a capacidade de regeneração de um reator, são usados dois parâmetros: a Razão de Conversão e o Tempo de Dobramento. A razão de conversão é definida como a razão da taxa de produção de núcleos físeis pela taxa de consumo de núcleos físeis. Se a razão de conversão for pequena (menor que 0,7), o reator é chamado de queimador (*Burner*), entre 0,7 e 1, o reator é chamado Conversor (*Converter*) e maior do que 1, o reator é chamado de Regenerador (*Breeder*).

$$C = \frac{\text{Taxa de material físsil produzida}}{\text{Taxa de material físsil consumida}}$$

8

O tempo necessário para que um reator regenerador produza material suficiente para alimentar um segundo reator é chamado de tempo de dobramento. Isto é, ele produzirá a quantidade de combustível que consumiu acrescido da quantidade de material físsil que possuía inicialmente.

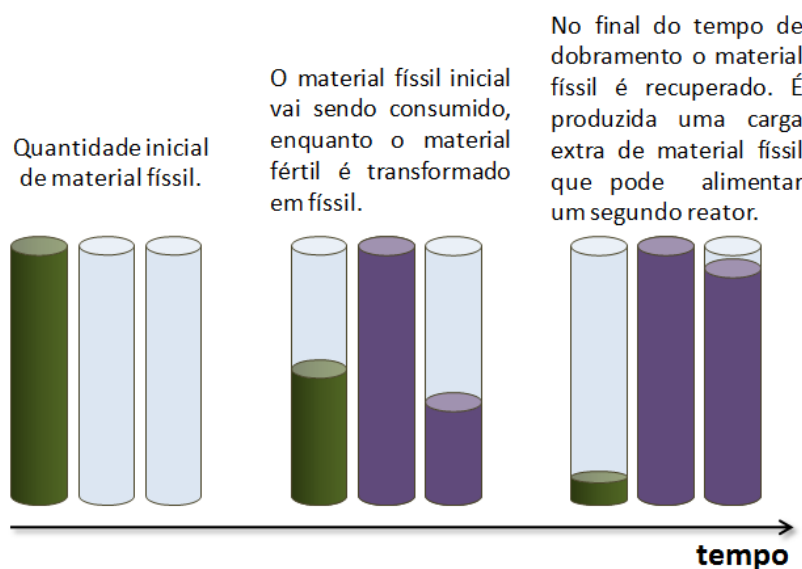


FIG. 2.4 Representação esquemática do tempo de dobramento de um reator.

O tempo de dobramento $TD(\text{anos})$ de um reator pode ser expresso em termos da massa inicial de material físsil $M_0(Kg)$, e da massa de material físsil excedente durante um ano de operação, $\dot{M}_g(Kg/\text{ano})$, sendo que a massa excedente é a diferença entre a massa produzida e a massa consumida. A Equação 9 apresenta uma maneira simplificada de calcular o tempo de dobramento de um reator:

$$TD \equiv \frac{M_0}{\dot{M}_g}$$

9

Em um projeto de Reator Regenerador, é desejado o menor valor para o tempo de

dobramento, pois assim, maior será a eficiência na regeneração. Reatores Rápidos Regeneradores, abastecidos a óxido misto (MOX), apresentam tempo de dobramento entre 20 a 30 anos. Nos reatores que utilizam combustível metálico, este tempo é reduzido para até 15 anos. (WALTAR e REYNOLDS, 1981)

2.9 REATORES RÁPIDOS REGENERADORES

Existem muitas combinações de materiais e disposições possíveis para se construir um reator nuclear operacional. Devido a isso, existem diversas classificações para os tipos de reatores e, de maneira bastante simples, é possível categorizá-los conforme mostra a TAB. a seguir.

TAB. 2.5 Tipos de reatores nucleares à fissão.

Finalidade	Energia dos nêutrons	Tipo de combustível	Disposição dos elementos	Taxa de Conversão	Tipo de refrigerante/moderador
Pesquisa	Térmicos	Metálico	Homogêneo	Conversor	Água leve
Potência	Rápidos	Carboneto Óxido	Heterogêneo	Regenerador	Água pesada Metal líquido Gás Grafite

O reator estudado nesse trabalho refere-se a um Reator Rápido Regenerador com núcleo heterogêneo, abastecido com Mistura de Óxidos (MOX) e refrigerado a Metal Líquido. Neste tipo de reator, a fissão é sustentada por nêutrons que se encontram na faixa rápida de energia, assim, por não exigir materiais moderadores de nêutrons, ele deve possuir um núcleo mais compacto quando comparado aos Reatores Térmicos. Isto conduz a uma maior densidade de potência e à necessidade de materiais refrigerantes mais eficientes. Em linhas gerais, os Reatores Rápidos exigem um tratamento especial, uma geometria e materiais específicos adequados às suas necessidades, não podendo reproduzir o que é aplicado geralmente em Reatores Térmicos. A seguir, serão discutidas as principais considerações que envolvem um projeto desta categoria. (COCHRAN et al. 2010)

2.9.1 ESTRUTURA TÍPICA

Nos Reatores Térmicos, as varetas são espaçadas de tal forma a manter uma distância necessária para que os nêutrons possam ser moderados. Em contrapartida, nos Reatores

Rápidos não existe a necessidade de moderação, logo é desejável que haja o mínimo de refrigerante entre as células, assim, a razão entre moderador/combustível deve ser a menor possível. A fração de volume do refrigerante deve ser apenas a 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 FIG. 2.5 apresenta um arranjo simplificado de células que, ao se repetirem, formam um elemento combustível hexagonal.

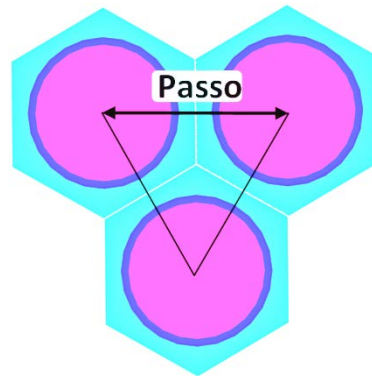


FIG. 2.5 Arranjo típico triangular das varetas combustíveis de um Reator Rápido.

A razão para tal arranjo é o desempenho neutrônico, pois se é necessário manter os nêutrons em altas energias, então menor deve ser o caminho percorrido por eles dentro do refrigerante. O volume do sódio deve ser o mínimo, suficiente apenas para fazer a troca de calor e manter a refrigeração do núcleo.

2.9.1.1 ENVOLTÓRIO FÉRTIL, COBERTOR FÉRTIL OU *BLANKET*

Pelo fato de possuírem um núcleo compacto, além de se tratar de um reator que apresenta baixas taxas de absorções parasíticas, a fuga de nêutrons é bastante alta. Isso faz com que haja um excesso de nêutrons principalmente nas bordas do núcleo. Para aproveitar esses nêutrons, o núcleo é envolvido por material fértil, interceptando os nêutrons que seriam perdidos. Tal estrutura que envolve o núcleo é chamada de Envoltório Fértil, Cobertor Fértil ou em inglês, *Blanket*. Os materiais que compõem o envoltório fértil devem possuir altas seções de choque de absorção. Reactores que utilizam plutônio como parte de seu combustível possuem seus núcleos envolvidos por urânio natural ou até mesmo, urânio empobrecido. Pois nesta configuração, como resultado da regeneração, o reator produziria seu próprio combustível.

2.9.1.2 NÚCLEO ATIVO

O núcleo é a região onde se concentra a reação em cadeia da fissão. Nos Reatores Rápidos Regeneradores o núcleo pode ser de dois tipos: homogêneo ou heterogêneo, segundo o arranjo dos elementos que compõe o núcleo. Se houver material fértil no interior do núcleo, tem-se o tipo Heterogêneo, caso contrário, quando o núcleo possui apenas elementos combustíveis, ele será Homogêneo. Sabe-se que os Reatores Rápidos possuem núcleos bem mais compactos que os reatores comuns. Por esse motivo, ocorre uma concentração maior do fluxo neutrônico e isto leva a certos problemas que os Reatores Térmicos não presenciam. (WALTAR e REYNOLDS, 1981)

O núcleo heterogêneo contribui para um “achatamento” do fluxo de nêutrons, principalmente, quando o material fértil é colocado na região mais central do núcleo. Com isso, alguns problemas como o coeficiente de vazios positivo e alto fluxo de nêutrons (gerando um canal quente) podem ser amenizados com esta medida. A FIG. 2.6 esboça esses dois tipos de núcleo aqui discutidos.

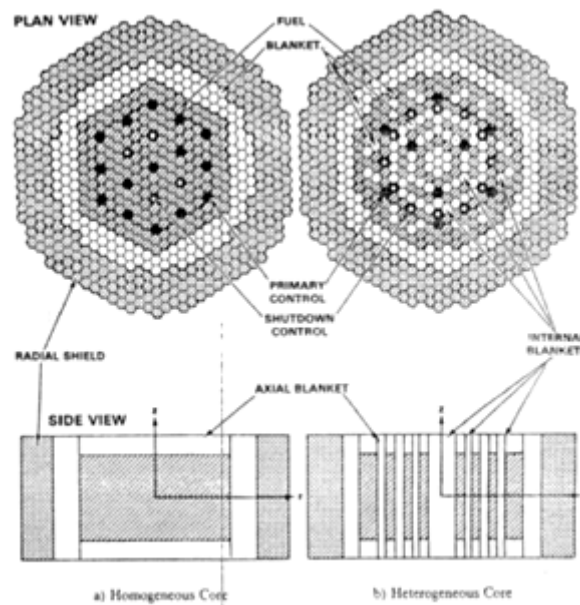


FIG. 2.6 Arranjos típicos de núcleo homogêneo (à esquerda) e heterogêneo (à direita).

2.9.1.3 SEGURANÇA E CONTROLE

Analogamente aos Reatores Térmicos, o controle é realizado pelos nêutrons atrasados e por barras absorvedoras de nêutrons, além de outros fatores como coeficiente de

reatividade global negativo. No entanto, somente o sistema de barras pode ser controlado externamente, pois os demais são inerentes ao reator. Tais operações de controle se realizam variando a quantidade de material absorvedor no núcleo. Isso é feito principalmente pela inserção de barras móveis de um material altamente absorvedor de nêutrons. Os materiais mais usados na fabricação de barras de controle possuem na composição boro ou cádmio.

2.9.2 ESCOLHENDO OS MATERIAIS

2.9.2.1 COMBUSTÍVEL

Os reatores rápidos podem utilizar combustíveis metálicos, óxidos ou carbonetos. Isso vai depender do processo pelo qual o material vai ser submetido para se tornar um combustível. Nos casos de reutilizar o combustível queimado de reatores refrigerados a água leve, o reprocessamento manteria o plutônio em formato de dióxido de plutônio, neste caso tem-se o reprocessamento PUREX. Existem outros processos que transformam o óxido em metal, mas são procedimentos de custo bastante elevado. De fato, o combustível metálico é mais vantajoso. Primeiro, por não possuir oxigênio em sua composição, reduz a degradação do espectro, pois devido à baixa massa atômica do oxigênio, o mesmo se comporta como um inconveniente moderador para os nêutrons. Segundo, permite que o tempo de dobramento do reator seja encurtado. Mas, tais benefícios muitas vezes não compensam pelo seu elevado custo. Assim, os combustíveis óxidos ganham a preferência por serem mais econômicos. A mistura de dióxido de urânio com dióxido de plutônio (MOX) foi uma alternativa, mais barata, encontrada para alimentar reatores rápidos, e demonstrou ser altamente eficiente em relação a sua capacidade de queima (*burnup*). (POPOV et al, 2000)

2.9.2.2 MODERADOR

Na maioria dos reatores, a fissão é feita por nêutrons lentos, o que requer o uso de um moderador. Sua função é de frear os nêutrons de grande energia criados com altas energias na reação de fissão, principalmente por meio de colisões de dispersão. Geralmente, aparecem dividindo sua tarefa de moderação com a função de refrigerante, em reatores térmicos são utilizados água, água pesada ou grafite. Porém, no caso dos reatores rápidos não deve haver a moderação dos nêutrons, pois se deseja que eles se mantenham com

altas energias. Dessa forma, nos Reatores Rápidos Regeneradores, como o projeto deste trabalho, não se observa a presença do moderador propriamente dito.

2.9.2.3 REFLETOR

A função do refletor é reduzir a perda de nêutrons por fuga. Ele está presente no reator de forma a envolver o núcleo. A escolha do material é determinada basicamente pela distribuição energética dos nêutrons existentes no reator. Para os Reatores Térmicos, utiliza-se geralmente como refletor o mesmo material do moderador. Se o reator for do tipo que exige nêutrons de alta energia, que é o caso dos Reatores Rápidos, o refletor deve ser feito de algum material denso, isto, com elevado número de massa como, por exemplo, urânio natural.

2.9.2.4 REFRIGERANTE:

O calor gerado no núcleo de um reator, oriundo das fissões, é retirado por meio do refrigerante. Entre os refrigerantes usados, tem-se a água líquida, o sódio líquido, certos compostos orgânicos, gases, dióxido de carbono e hélio. A extração de calor deve ser feita em um ritmo que permita ao refrigerante alcançar temperaturas elevadas, porém sem gerar temperaturas internas perigosamente altas, o que poderia causar danos irreversíveis ao reator. (ASTLEY, 2011)

Nos Reatores Rápidos, evita-se a moderação dos nêutrons, assim os materiais escolhidos como refrigerante devem possuir baixa capacidade de moderação e, além disso, devem ter alta capacidade calorífica. São três categorias de Reatores Rápidos que se diferem pelo tipo de refrigerante: (a) Refrigerados a Gás (*Gas Cooled Fast Reactor*): utilizam gases como o dióxido de carbono ou hélio; (b) Refrigerados a Metal Líquido (*Liquid Metal Fast Breeder Reactors*): utilizam o chumbo, sódio ou mercúrio na fase líquida; (c) Refrigerados a Sal Fundido (*Molten Salt Reactors*): sais fundidos como KCl, LiF, BeF₂, ZrCl₄ também são opções para refrigerante. (WALTAR e REYNOLDS, 1981)

Por serem péssimos moderadores e ótimos condutores de calor, os metais líquidos são os mais utilizados. Como devem operar na fase líquida, o sódio se mostra a melhor opção. Possui ponto de fusão em torno de 100°C e ponto de ebulição em 800°C, assim, permite trabalhar numa larga faixa de temperatura. No entanto, é altamente inflamável. Isso tem causado dificuldades em reatores como, por exemplo, o Seawolf SN-575 (Estados Unidos) e

o Monju (Japão), embora alguns reatores rápidos, refrigerados a sódio, operem com estabilidade, como é o caso do reator francês Superphénix.

2.9.2.5 ESTRUTURA:

O material de revestimento deve possuir certas propriedades, sendo elas: manter a integridade estrutural sob altas temperaturas, ter capacidade de resistir à fluência de nêutrons (integral do fluxo de nêutrons no tempo), compatibilidade com o combustível e o refrigerante e, por fim, possuir baixa absorção parasítica de nêutrons. Em Reatores Rápidos, não é empregado o zircalloy como revestimento, pois o mesmo não suporta altas temperaturas. Para contornar este problema, a liga mais adequada é o aço inoxidável. (WALTAR e REYNOLDS, 1981)

3 METODOLOGIA

3.1 REATOR JOYO COMO PONTO DE PARTIDA

Uma boa maneira de dar início a um projeto é se basear em um já existente. Na literatura científica existem diversos projetos de reatores construídos e que estão ou, já estiveram, em funcionamento. Por possuir semelhanças concatenadas com os objetivos do presente trabalho, o projeto japonês do Reator JOYO mostrou-se mais adequado para um aprofundamento. Esse reator faz parte de um amplo programa de Reatores Rápidos do Japão, em curso desde a década de 70. A TAB. 3.1 mostra a composição da célula original do JOYO. (HAZAMA, CHIBA e SUGINO, 2006)

TAB. 3.1 Composição da célula original do JOYO.

Combustível - PuO₂+UO₂ (MOX)		
	Densidade (átomos/barn.cm)	Fração percentual em massa (Wt%)
U-235	4,06 E-3	20
U-238	1,34 E-2	80
Pu-238	3,74 E-6	-
Pu-239	2,86 E-3	70%
Pu-240	7,13 E-4	16%
Pu-241	9,82 E-5	8%
Pu-242	2,02 E-5	6%
Am-241	2,36 E-5	-
O	4,24 E-2	-
Envoltório - Dióxido de Urânio (UO₂)		
U-235	-	1%
U-238	-	99%
Refrigerante - Sódio (Na)		
Na-23	2,23 E-2	-
Revestimento - Liga metálica		
Cr-nat	1,71 E-2	-
Fe-nat	6,22 E-2	-
Ni-nat	1,09 E-2	-
Mo-nat	1,23 E-3	-

(Fonte: Development of a fine and ultra-fine group cell calculation code SLAROM-UF for fast reactors analyses)

O Reator JOYO pertence à classe de Reatores de Espectro Rápido refrigerados a metal líquido. O projeto atingiu sua criticalidade em 1977, com um modelo de núcleo chamado de

MKI e operou assim ao longo dos primeiros anos. No início da operação, a potência térmica máxima do reator era de 50 MWt, mas logo foi aumentada para 75 MWt. Desde 2003, com a implementação do núcleo MKIII a usina vem operando com a potência térmica máxima de 140 MWt. (JUUTILAINEN, 2008)

O reator possui duas regiões com objetivos distintos: o núcleo, parte central na qual ocorre a produção de energia; e o cobertor fértil, região onde predomina a conversão de U-238 em Pu-239. O núcleo é alimentado por óxido misto (MOX), que consiste na mistura de urânio enriquecido a 23% e de plutônio, que corresponde por 17,7% da massa de todo o material metálico. O teor de plutônio, por sua vez, possui 80,4% de isótopos físséis (Pu-239 e Pu-241). Foi escolhido urânio empobrecido – 0,2% de U-235 – para constituir a região do cobertor. (JUUTILAINEN, 2008)

Para a segurança e controle, o JOYO conta com seis barras absorvedoras, sendo quatro designadas para o desligamento emergencial (barras de segurança) e duas para o controle da reatividade (barras de controle). A substância absorvedora de nêutrons consiste em carboneto de boro (B_4C). Na FIG. 3.1 estão dois cortes que esquematizam o reator JOYO, mostrando suas estruturas e dimensões.

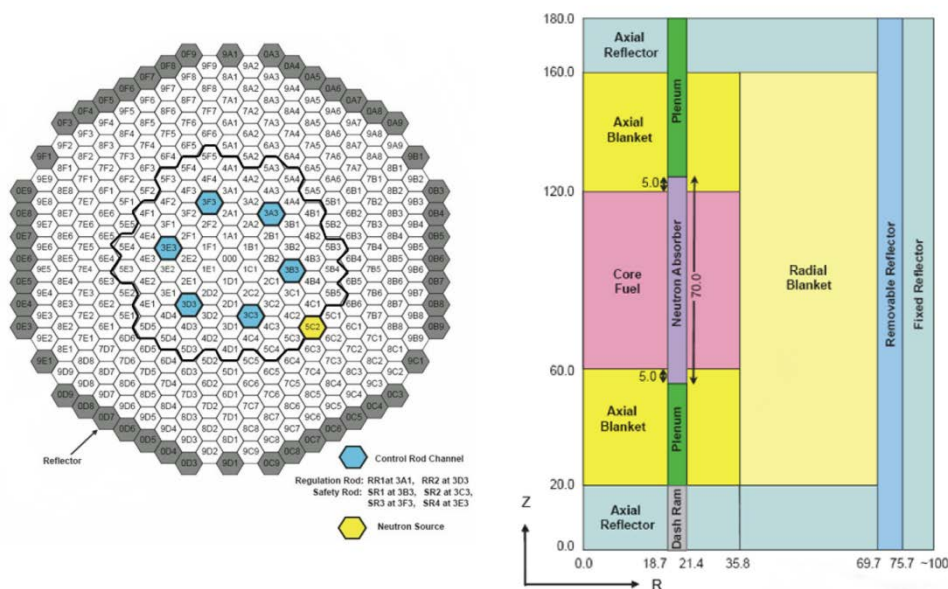


FIG. 3.1 Seções transversal e axial do projeto JOYO.

(Fonte: P. Juutilainen, 2008)

3.2 O CÓDIGO SCALE

O SCALE (*Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation*) é um software de computador desenvolvido pelo Oak Ridge National Laboratory. É compatível com os sistemas operacionais Linux, UNIX, Windows, e Macintosh. Sua versão 6, lançada em Fevereiro de 2009, contém melhorias significativas e adições em seus códigos e dados. Amplamente utilizado e aceito no mundo todo, é empregado para análises de segurança nuclear e possui diversas capacidades, executando análises para os seguintes tipos de aplicações: processamento de secção de choque; segurança e criticalidade ; sensibilidade; caracterização de combustível nuclear; termos-fonte de radiação; física de reator; blindagem e salvaguardas nucleares. (BOWMAN, 2010)

É um sistema modular projetado para integrar as capacidades de cálculo de programas individuais, através de sequências automatizadas. Os programas que executam os cálculos são chamados de "módulos funcionais". Enquanto as sequências são controladas por outros programas, conhecidos como "módulos de controle", que leem e preparam os arquivos de entrada para cada módulo funcional, e assim, de forma automática, os dados são passados de um módulo para o próximo, dando continuidade a sequência de cálculo, tudo isso dentro do programa base SCALE. Os módulos de controle utilizados neste trabalho foram o KENO-VI e o TRITON, através da interface gráfica do GeeWiz. (BOWMAN, 2010)

3.2.1 KENO VI PARA O DESENVOLVIMENTO DO PROJETO

O KENO VI foi introduzido no SCALE há 18 anos com o propósito de fornecer aos usuários um sistema de geometria mais abrangente, conhecido como "Pacote de Geometria Generalizada para o SCALE". A validação dessa versão foi realizada por exaustivas verificações que utilizaram uma diversidade de experimentos de segurança e criticalidade.

Este programa permite a modelagem de mais de 15 formas, além de trazer a opção de formar arranjos, incluindo arranjos de diferentes matrizes hexagonais, que proporcionaram agilidade e confiabilidade para o presente trabalho. Outra importante atualização da versão KENO VI foi a possibilidade de visualização do projeto durante sua construção que, através do botão KENO 3D, permitiu verificar a estrutura e identificar possíveis erros antes de iniciar o processamento dos dados. Várias imagens presentes neste trabalho são provenientes deste recurso do SCALE.

Utilizando o KENO-VI, foi possível desenvolver a geometria, a distribuição dos elementos combustíveis, determinar a espessura do cobertor de urânio natural, adequar a composição do combustível com o objetivo proposto, além das análises de segurança. Com exceção do primeiro estudo – MODELANDO O ELEMENTO COMBUSTÍVEL – utilizou-se a biblioteca v7-238, com 238 grupos de energia. Nas simulações foram mantidos os parâmetros no modo padrão (default) com: 203 gerações e 1000 nêutrons por geração. (BOWMAN, 2008)

3.2.2 TRITON PARA O CÁLCULO DA QUEIMA

Quando se trata de combustíveis nucleares, o cálculo de transporte de nêutrons não é uma tarefa simples, pois a composição do combustível vai se alterando durante o processo de queima. Isso acontece devido às transformações nucleares que os componentes estão sujeitos. Dessa forma, depois de um certo tempo, são encontrados diversos elementos que não estavam presentes inicialmente no combustível, tais elementos são os produtos de fissão, núclídeos ativados por captura, resultados de decaimento radioativo, entre outros. (ADE, 2012)

O módulo do controle TRITON (*Transport Rigor Implemented with Time-dependent Operation for Neutronic depletion*), através de cálculos de transporte, estuda a interação do fluxo de nêutrons com os materiais do reator, simulando cada instante e corrigindo as concentrações e a composição do combustível. Ele foi usado neste trabalho para simular o reator em operação, possibilitando a análise do valor do fator de multiplicação efetivo ao longo do tempo e da evolução da composição do combustível e do cobertor fértil. (ADE, 2012)

3.3 MODELANDO O ELEMENTO COMBUSTÍVEL

Foi modelado um elemento combustível com a mesma composição e as dimensões do projeto JOYO. Primeiramente, no botão *General* definiu-se o *Title* como “ElementoJOYO”, escolheu o módulo referente ao KENO-VI em *Application* e a biblioteca v7-238. A FIG. 3.2 mostra a aba *General* já preenchida.

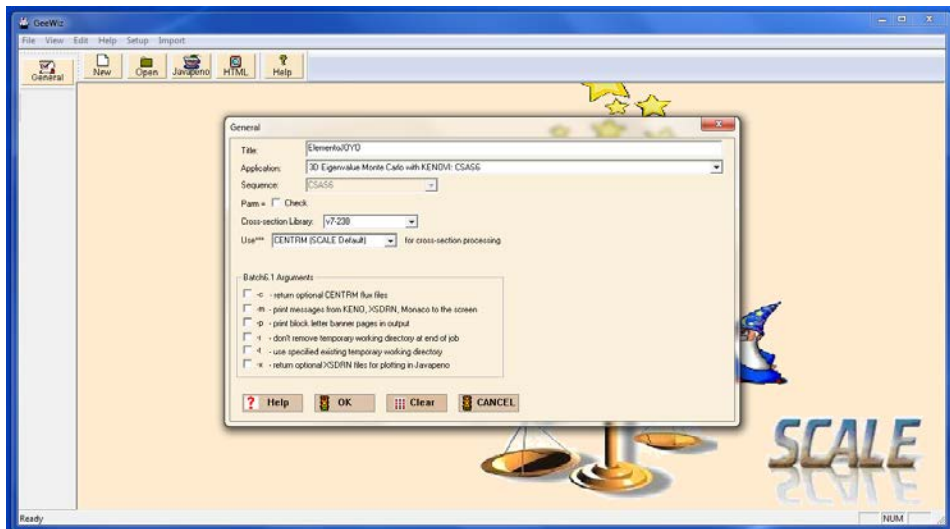


FIG. 3.2 Aba *General*.

O próximo passo se deu na definição da composição dos materiais. Utilizando a aba *Compositions*, e seguida no botão *Create*, abriu-se a caixa para escolher o tipo de forma de descrever os materiais. Foi selecionado a opção *Basic Composition*, como pode ser visto na FIG. 3.3.

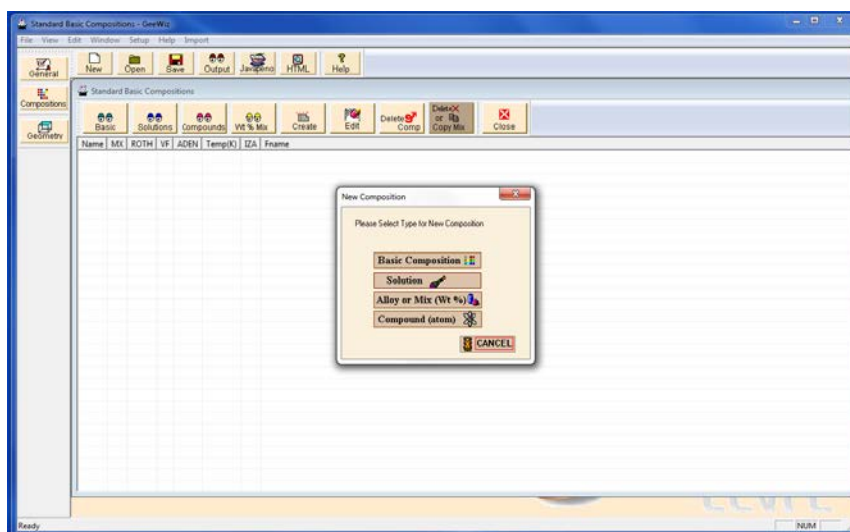


FIG. 3.3 Criando a composição dos materiais.

Na caixa *Basic Standard Composition* foi então descrita uma mistura de cada vez, colocando-se o elemento, a densidade e a temperatura. A mistura 1 corresponde ao combustível MOX, a mistura 2 ao revestimento e a mistura 3 o refrigerante. Todas as misturas foram colocadas à temperatura de 523K, pois é a temperatura de operação utilizada pelo Reator JOYO. A FIG. 3.4 mostra como ficou a descrição das misturas.

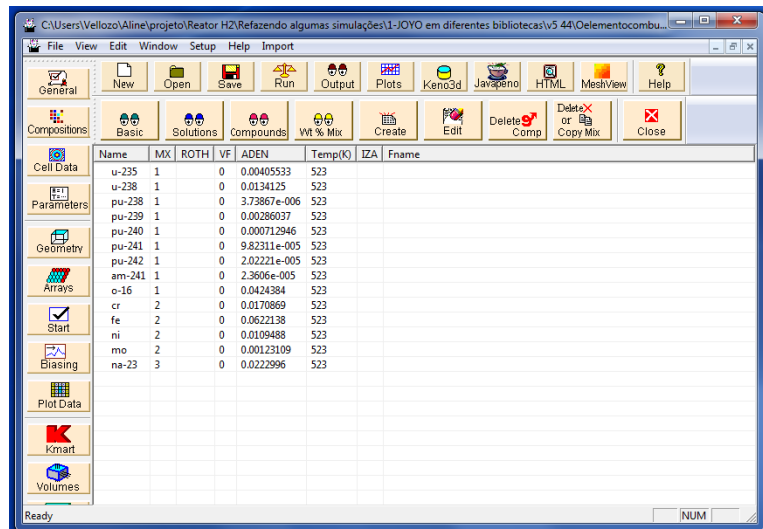


FIG. 3.4 Aba *Compositions*.

Depois de descrita a composição, é a vez de descrever a geometria. Na aba *Geometry* foram formuladas as unidades que constituíram o elemento final. Usando as opções à direita (FIG. 3.5), as formas geométricas e os meios puderam ser definidos. A unidade 1 representa uma vareta combustível. Foi criada a unidade 2 com as mesmas dimensões da unidade 1 preenchida somente com refrigerante.

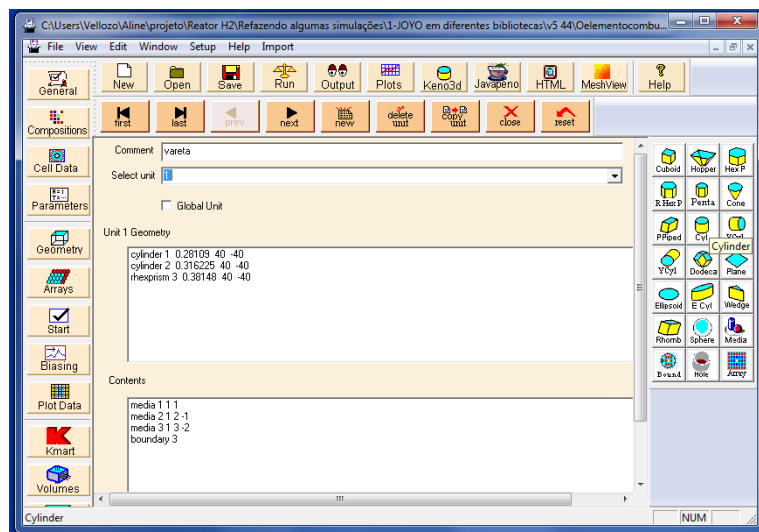


FIG. 3.5 Definindo a vareta combustível.

Para agrupar as 91 varetas do elemento, foi utilizado o comando *Array*. O *Array 1* foi criado com células hexagonais rotacionadas, com 13 unidades no eixo X, 13 no eixo Y e 1 no eixo Z (FIG. 3.6).

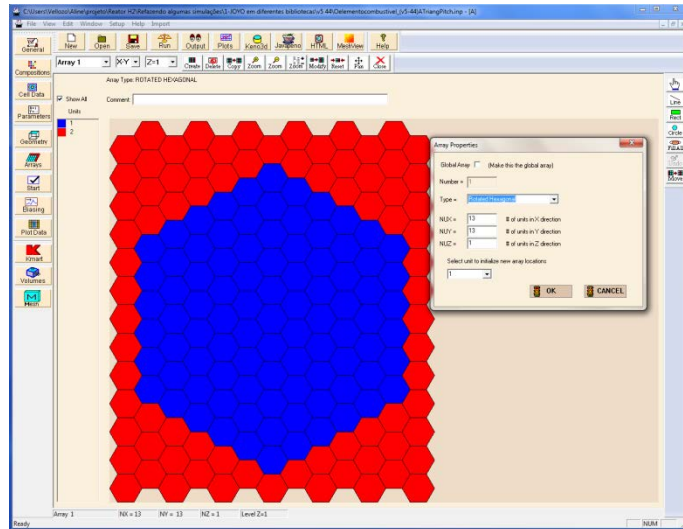


FIG. 3.6 Arranjo de 91 varetas.

Por fim, foi criada a unidade 3, que descreve o elemento combustível final. Ele é composto pelo arranjo das 91 varetas e envolvido por uma camada de revestimento e outra de refrigerante. Por ser a unidade final, foi selecionado como *Global Unit* e foram definidas as condições de contorno. A FIG. 3.7 traz a descrição da unidade 3 e as condições de contorno do problema. O Botão Keno3d permite visualizar a *Global Unit* para conferir se a geometria foi descrita corretamente.

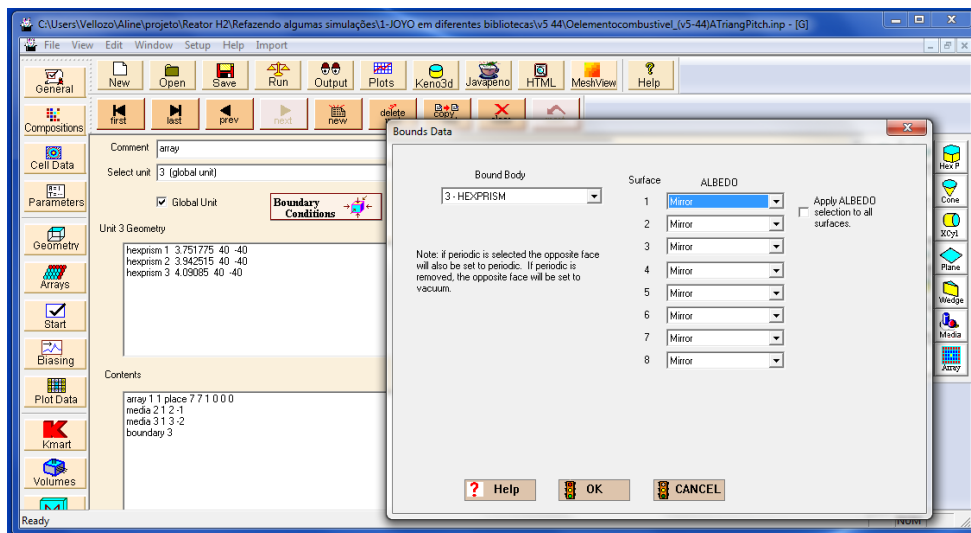


FIG. 3.7 Condições de contorno.

Para realizar as simulações, foi necessário salvar o projeto, e clicar em *Run*. Automaticamente, é aberta uma extensão executável (FIG. 3.8). Ao finalizar o processamento da modelagem, é gerado o seu arquivo OUT, um arquivo texto, em bloco de notas, contendo os dados e as respostas da simulação.

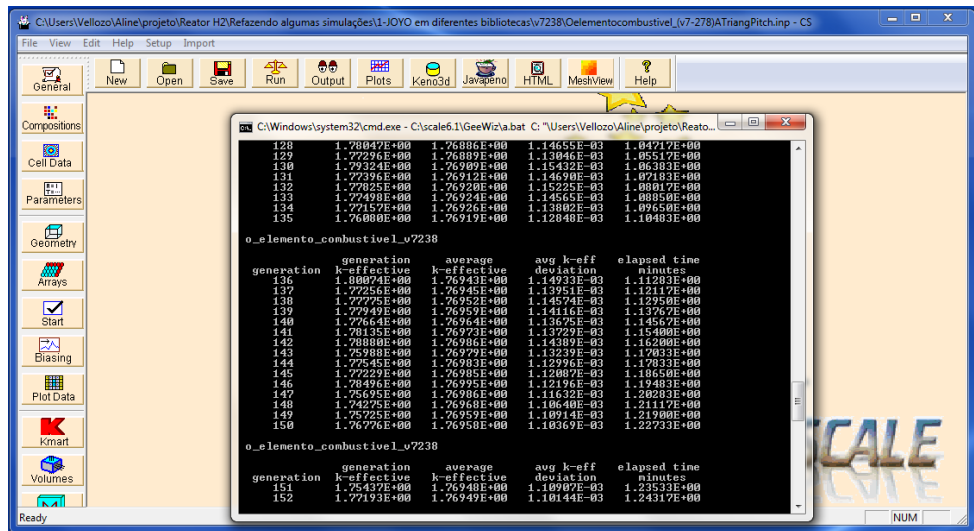


FIG. 3.8 Rodagem do programa SCALE.

3.4 DIFERENTES BIBLIOTECAS DE SEÇÃO DE CHOQUE

Com a finalidade de estudar a confiabilidade da modelagem descrita no programa SCALE KENO VI, foi realizada uma série de simulações usando diferentes bibliotecas de dados nucleares, contendo mais ou menos grupos de energia que, em seguida, foram comparadas o valor do fator de multiplicação infinito com o de referência correspondente a 1,75772 (HAZAMA, T., CHIBA, G., SUGINO, K. 2006). Nesta simulação, foi definido *mirror* como condição de contorno para todas as faces do elemento combustível, pois assim considera-se o meio como infinito e o fator de multiplicação calculado será o k_{∞} .

3.5 CONSTRUINDO O NÚCLEO

A fissão nuclear deve ser controlada e autossustentada para alimentar um reator nuclear. Para isso, o fator de multiplicação efetivo deve possuir valor igual a 1. Durante o desenvolvimento do projeto é desejável manter um ligeiro excesso de criticalidade, pois com os ajustes das barras absorvedoras haverá o controle e conservará o reator crítico. O núcleo sofrerá um aumento imediato de criticalidade ao ser envolvido pelo cobertor fértil e este fato deve ser considerado neste momento.

Um projeto inicial para o núcleo foi montado a partir do arranjo de elementos combustíveis do JOYO. Diferentemente do fator de multiplicação infinito analisado anteriormente, nesta etapa foi levado em conta a fuga dos nêutrons, para tanto, considerou-

se vácuo como condição de contorno nas extremidades do núcleo. A construção do núcleo inicial baseou-se em testes com várias quantidades de elementos combustíveis.

A quantidade de camadas foi alterada construindo um *Array* contendo os elementos combustíveis. Foi escolhido vácuo como condição de contorno nesta modelagem para que o fator de multiplicação fosse o efetivo. A FIG. 3.9 mostra a seção transversal dos seis núcleos simulados.

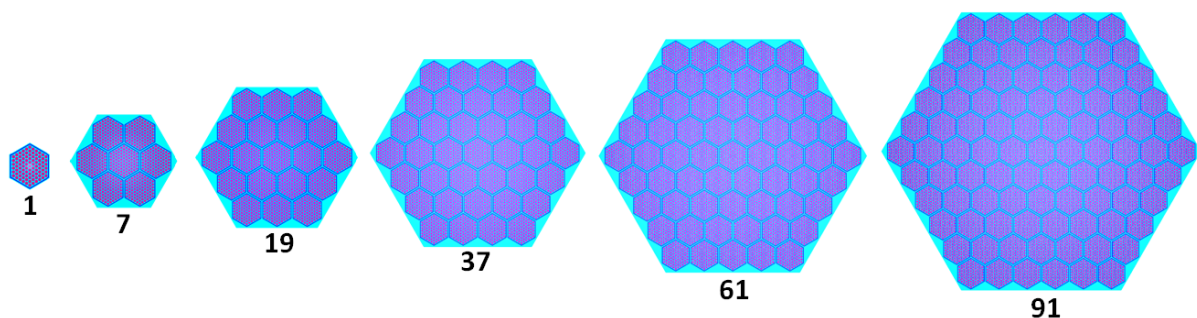


FIG. 3.9 Construindo um núcleo inicial através do arranjo de elementos combustíveis do JOYO.

3.6 ALTERANDO A COMPOSIÇÃO DO COMBUSTÍVEL

A grande vantagem dos Reatores Rápidos é a produção de energia através da fissão do plutônio-239, dessa forma, a necessidade de se utilizar urânio como material físsil se torna menos importante. O JOYO, assim como outros reatores rápidos, utiliza urânio enriquecido como parte de seu combustível. Porém, a tecnologia do enriquecimento não está difundida em todos os países, assim, existe um grande interesse na total independência do urânio enriquecido, compensando tal enriquecimento com o aumento da proporção de plutônio na mistura MOX.

Com este objetivo, foi modelado um núcleo simples com 91 elementos combustível do JOYO. Em seguida, diminuiu-se o teor de urânio-235 do combustível ao passo que se elevava a fração de dióxido de plutônio no MOX, a fim de compensar a perda de criticalidade em função da redução do U-235. Os valores de entrada foram basicamente as densidades de cada elemento na descrição da composição da mistura combustível. Foram mantidos os mesmos revestimento e refrigerante, além da temperatura em 523K.

3.7 ALTERANDO O REVESTIMENTO

A liga metálica do JOYO foi comparada com as ligas de Zircaloy e SS316. Utilizando o núcleo de 91 elementos e com 27% de plutônio e urânio natural, foi simplesmente alterada a mistura 2, em duas simulações, na primeira substituiu-se a liga do JOYO pela liga Zirc4, e na segunda pela liga SS316, ambas estão disponíveis no banco de dados de materiais do SCALE.

3.8 DESCREVENDO OS COMPONENTES DO REATOR

O desenvolvimento de um projeto de reator nuclear não é linear. Primeiramente, são definidas as principais características: tipo de reator, materiais e a geometria básica. No entanto, para estabelecer a composição exata do combustível, o diâmetro e altura do núcleo, a quantidade de barras absorvedoras e sua disposição, a quantidade de camadas de cobertor fértil entre outros aspectos, é necessária uma série alterações no projeto que se ajusta a cada estudo realizado. Então, a partir desta seção serão expostas as análises do núcleo final.

3.8.1 MATERIAIS ENVOLVIDOS

3.8.1.1 COMBUSTÍVEL

Diversos materiais são candidatos a combustível. Entretanto, por questão de economia, o óxido misto, $UO_2 + PuO_2$, é considerado o melhor candidato. Possui propriedades térmicas adequadas ao projeto, tal como: alto ponto de fusão, da ordem de $2700^\circ C$. Outro aspecto a ser considerado é que a alta fração de material físsil, em virtude da baixa seção de choque de fissão do plutônio em região de altas energias. A TAB. 3.2 mostra a fração do peso em massa de cada isótopo para seu elemento. O óxido de urânio corresponde ao urânio natural e o óxido de plutônio ao teor característico de um combustível queimado de uma usina nuclear de Reatores Térmicos.

TAB. 3.2 Peso em massa dos isótopos no combustível.

	Isótopo	Fração em Massa (%)
UO₂	U-234	0,005407837
	U-235	0,7109708
	U-238	99,283621363
PuO₂	Pu-238	0,1006345611
	Pu-239	77,3166773534
	Pu-240	19,3517812075
	Pu-241	2,6774361122
	Pu-242	0,5534707657

Devido ao sistema de recarga, o projeto apresenta três diferentes combustíveis, que se diferem na porção de óxido de plutônio na massa total de combustível. No combustível mais interno é usado o de menor teor de plutônio, correspondente a 25% de óxido de plutônio e 75% de óxido de urânio, com distribuição isotópica descrita na TAB. 3.2. No combustível intermediário, a parcela de urânio é de 33%, enquanto no combustível localizado mais externamente ao núcleo é 42%. A TAB. 3.3 apresenta a descrição detalhada da composição de cada um dos três tipos de combustíveis empregados no projeto.

TAB. 3.3 Composição do combustível.

Combustível	Óxido	Fração em Massa no Combustível (%)	Nuclídeo	Densidade (átomos/barn.cm)
1	UO ₂	75	U-234	0,000001011
			U-235	0,0001325
			U-238	0,01829
	PuO ₂	25	Pu-238	0,000006181
			Pu-239	0,004731
			Pu-240	0,00118
			Pu-241	0,0001626
			Pu-242	0,0000335
			O-16	0,04908
2	UO ₂	67	U-234	9,068E-007
			U-235	0,0001188
			U-238	0,0164
	PuO ₂	33	Pu-238	0,000008188
			Pu-239	0,006268

			Pu-240	0,001563
			Pu-241	0,0002155
			Pu-242	0,00004438
			O-16	0,04924
3	UO ₂	58	U-234	7,882E-007
			U-235	0,0001032
			U-238	0,01426
			Pu-238	0,00001046
	PuO ₂	42	Pu-239	0,008009
			Pu-240	0,001997
			Pu-241	0,0002753
			Pu-242	0,00005671
			O-16	0,04942

3.8.1.2 ENVOLTÓRIO FÉRTIL

Alguns reatores regeneradores utilizam urânio empobrecido como material fértil. Neste projeto, no entanto, foi utilizado o dióxido de urânio natural.

TAB. 3.4 Composição do cobertor fértil (*blanket*).

Nuclídeo	Densidade (átomos/barn.cm)
U-234	0,000001312
U-235	0,000175
U-238	0,02412
O-16	0,04859

3.8.1.3 REFRIGERANTE

Como foi visto anteriormente, os Reatores Rápidos devem manter o espectro de nêutrons a altas energias. Assim, um bom refrigerante deve ser um ótimo removedor de calor e um péssimo moderador e absorvedor de nêutrons. Os metais líquidos como o sódio, mercúrio, bismuto e chumbo são os bons candidatos. No entanto, o refrigerante mais utilizado ainda é o sódio, devido à faixa de temperatura em que ele se encontra no estado líquido: seu ponto de fusão está em torno de 100°C e possui alta temperatura de ebulição, por volta dos 800°C. Isso permite que o reator opere numa margem de 700°C

TAB. 3.5 Descrição do refrigerante.

	Densidade (átomos/barn.cm)	Densidade (g/cm ³)
Na	2,35 E-2	0,8929

3.8.1.4 REVESTIMENTO

Foi utilizado como material estrutural a liga metálica ss316, que corresponde ao aço inoxidável. A composição está disponível no banco de dados do SCALE e possui densidade de 8,03 g/cm³.

TAB. 3.6 Descrição do revestimento.

Elemento	Fração por peso (%)	Isótopo	Densidade (átomos/barn.cm)
Carbono	0,08	C	0,000322098
Silício	1	Si-28	0,0015879
		Si-29	8,06666E-005
		Si-30	5,32383E-005
Fósforo	0,05	P-31	7,02563E-005
Cromo	17,00	Cr-50	0,000686964
		Cr-52	0,0132476
		Cr-53	0,00150199
		Cr-54	0,000373917
Manganês	2	Mn-55	0,00176045
Ferro	65,38	Fe-54	0,00334007
		Fe-56	0,0519239
		Fe-57	0,00118884
		Fe-58	0,000158512
Níquel	12	Ni-58	0,0067504
		Ni-60	0,00258071
		Ni-61	0,000111732
		Ni-62	0,000354972
Molibidênio	2,5	Ni-64	8,99789E-005
		Mo-92	0,000186122
		Mo-94	0,000116311
		Mo-95	0,000200362
		Mo-96	0,000210191
		Mo-97	0,000120469
Mo-98	0,000304827		
Mo-100	0,000121855		

3.8.1.5 BARRAS DE CONTROLE

As barras de controle são dispositivos constituídos de materiais absorvedores de nêutrons que permitem controlar o reator através do ajuste do k_{ef} . As propriedades desejadas para tais materiais são, principalmente: alta seção de choque de absorção de nêutrons, boa resistência mecânica, boa compatibilidade química com o refrigerante e boa estabilidade térmica. Por ser um material exaustivamente empregado para este fim, escolheu-se o Carbetto de Boro (B_4C) com densidade $2,52 \text{ g/cm}^3$, como material absorvedor.

TAB. 3.7 Composição das barras absorvedoras.

Elemento	Isótopo	Densidade (átomos/barn.cm)	Fração em Massa (%)
Boro	B-10	2,19 E-2	14,4
	B-11	8,80 E-2	63,8
Carbono	C	2,75 E-2	21,7

3.8.2 DIMENSÕES

Além dos materiais escolhidos, as dimensões da vareta e dos elementos também foram baseadas no projeto JOYO. Segue uma descrição detalhada a respeito das dimensões de cada estrutura.

3.8.2.1 VARETA COMBUSTÍVEL

O reator JOYO possui varetas distintas para o núcleo e a cobertura, sendo a segunda, mais larga que a primeira. Neste trabalho, optou-se por varetas idênticas para ambas as regiões.


Seção transversal	Dimensões (cm)	
	Raio do combustível:	0,28109
	Espessura do revestimento da vareta:	0,035135
	Apótema do elemento global:	0,38148
	Passo entre as varetas:	0,76296

FIG. 3.10 Seção transversal da vareta combustível e suas dimensões.

3.8.2.2 ELEMENTO COMBUSTÍVEL E ELEMENTO *BLANKET*

O elemento combustível reúne exatamente 91 varetas que estão dispostas dentro de um cilindro hexagonal. Este arranjo corresponde exatamente com o projeto JOYO.

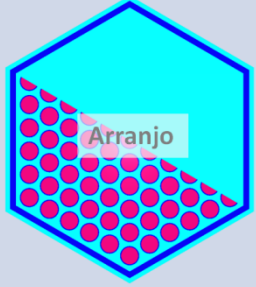
Seção transversal	Dimensões (cm)	
	Apótema interno do revestimento:	3,75175
	Espessura do revestimento da elemento:	0,190765
	Apótema do elemento global:	4,09085
	Passo:	8,1817

FIG. 3.11 Elemento combustível e dimensões.

A estrutura modelada tem altura total de 180 centímetros. Sendo que o núcleo possui 90 centímetros de altura, 45 centímetros de envoltório fértil inferior e 45 centímetros superior. Nos elementos do cobertor lateral as varetas são preenchidas de urânio natural em toda extensão de sua altura. Essas estruturas estão esquematizadas na FIG. 3.12.

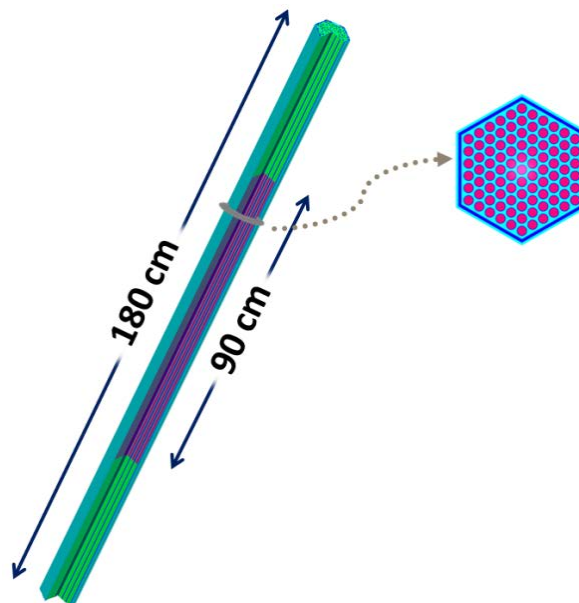


FIG. 3.12 Altura do elemento combustível.

3.8.2.3 BARRAS DE CONTROLE

As barras de controle foram projetadas para um aproveitamento máximo, ocupando quase todo o espaço do elemento hexagonal. São cilindros de 150 centímetros de altura e 6,6 centímetros de diâmetro, todos preenchidos com Carbetto de Boro. Possuem um revestimento de ss316 com 0,15 centímetro de espessura. A barra de controle juntamente com o tubo guia forma o elemento de segurança (FIG. 3.13).

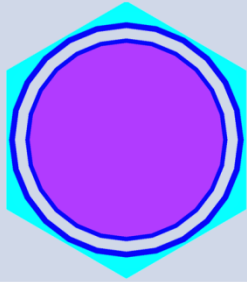
Seção transversal	Dimensões (cm)	
	Raio da barra:	3,30
	Espessura do revestimento da barra:	0,15
	Raio interno do tubo-guia:	3,80
	Espessura do tubo guia:	0,20

FIG. 3.13 Elemento de segurança e suas dimensões.

A barra foi modelada centrada no elemento hexagonal de mesma dimensão dos elementos combustíveis/*banket*. Foi construído um tubo guia cilíndrico que transpassa o reator. Cada barra possui 150 centímetros de comprimento ativo, enquanto o tubo guia mede 180 centímetros. A FIG. 3.14 mostra o elemento hexagonal e seus componentes. Entre a barra propriamente dita e o tubo guia foi definido como se houvesse vácuo, assim, quando as barras estão suspensas o tubo guia fica completamente oco.

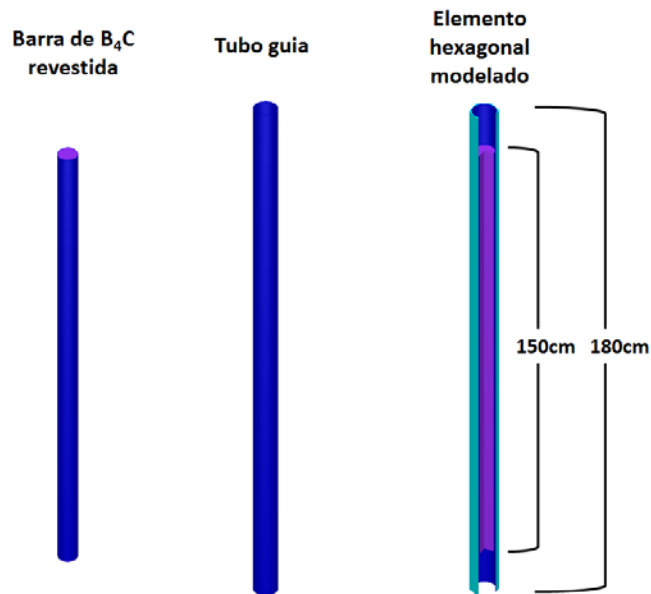


FIG. 3.14 Altura da barra no elemento de segurança.

3.8.2.4 MODELO DEFINITIVO DO REATOR

O reator possui um núcleo heterogêneo com 75 elementos combustíveis, 9 barras de controle e 7 de *blanket* interno, o envoltório fértil possui 6 camadas laterais num total de 295 elementos. O núcleo coberto está envolto por um tanque cilíndrico de sódio líquido com dois metros de diâmetro e dois metros de altura. Foi modelado ainda um cubo de vácuo de 220 centímetros de lado, o qual acomoda o vaso simplificado do reator. Definiu-se vácuo como condição de contorno para todas as faces externas ao cubo.

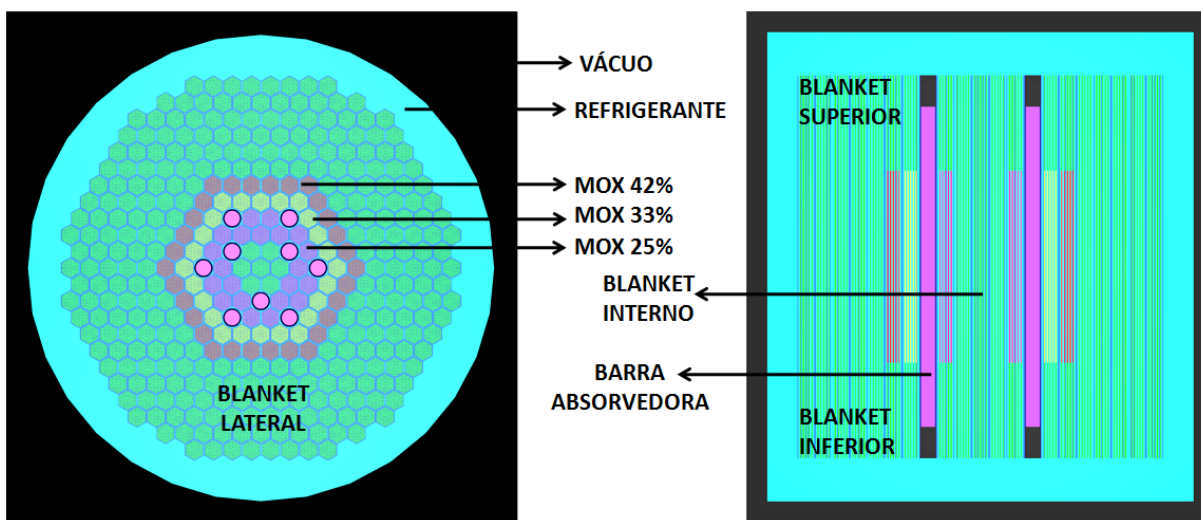


FIG. 3.15 Modelo Definitivo do Reator.

Portanto, essa estrutura modelada representa o projeto final desenvolvido neste trabalho. Trata-se, então, do Modelo Definitivo do Reator, que será diversas vezes citado ao longo do corpo da dissertação, tendo em vista que foram realizados muitos estudos a cerca do mesmo.

3.9 INFLUÊNCIA DO ENVOLTÓRIO FÉRTIL NO FATOR DE MULTIPLICAÇÃO

Além de se tratar de uma região regeneradora, o cobertor fértil também é um ótimo refletor, assim, a quantidade de camadas de *blanket* envolvendo o núcleo influencia no fator de multiplicação efetivo. Para se verificar tal influência, calculou-se o k_{ef} do reator para cada camada adicionada.

Neste estudo, foi usado o KENO-VI e o Modelo Definitivo do Reator (FIG. 3.15). Entretanto, mudou-se a região de fronteira. O cilindro de sódio, de raio de 100 cm, foi trocado por um cilindro hexagonal e apótema compatível com o tamanho de cada reator modelado. Foi necessária essa alteração devido ao excesso de sódio que poderia influenciar nos resultados. A FIG. 3.16 apresenta a seção transversal de 6 das 8 simulações realizadas neste estudo, desde uma até seis camadas de envoltório. As outras duas simulações testaram a situação do reator sem envoltório lateral: uma ele parcialmente descoberto, isto é, possuindo somente o *blanket* superior e inferior; e a outra o núcleo completamente descoberto.

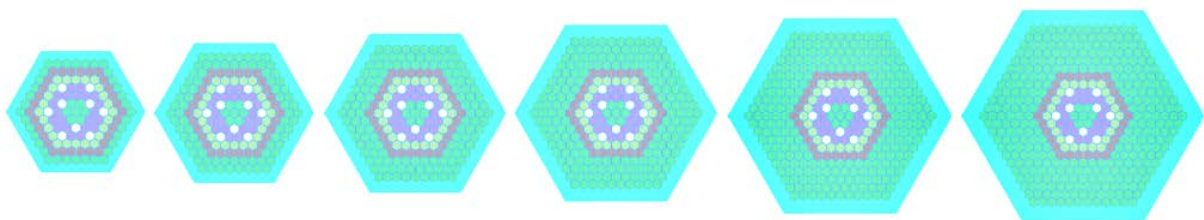


FIG. 3.16 Estudo da influência do envoltório fértil na reatividade.

3.10 CALIBRAÇÃO DAS BARRAS E O MÉTODO DE QUEDA

Para averiguar o efeito que as barras causam na reatividade do reator e se este comportamento condiz com o esperado, foi realizada uma simulação da calibração de barras, similar ao que é realizado em um caso real. A calibração das barras de controle tem por objetivo determinar a reatividade introduzida no núcleo ao se deslocar as barras de uma

posição Z_1 para Z_2 . Foi utilizado o Método de Queda de Barra, no qual é calculada a reatividade para cada altura da barra dentro do reator.

Foram realizadas 10 simulações, nas quais são representadas as barras totalmente extraídas, parcialmente inseridas e totalmente inseridas (FIG. 3.17). Usando o Modelo Definitivo do Reator, foram simuladas no KENO-VI, primeiramente, as barras totalmente extraídas, traduzindo para a modelagem, com tubo guia completamente oco. Em seguida, para simular as quedas, foi alterada a altura da barra de maneira que correspondesse às barras na posição de 10, 20, 30, 40, 50, 60, 70, 80 e 90% inseridas no reator. Por fim, foi realizada a simulação com as barras completamente inseridas. De posse dos valores de k_{ef} para cada posição, foram calculadas as reatividades e, usando o Origin 8, foi confeccionado o gráfico da Calibração das Barras de Absorvedoras.

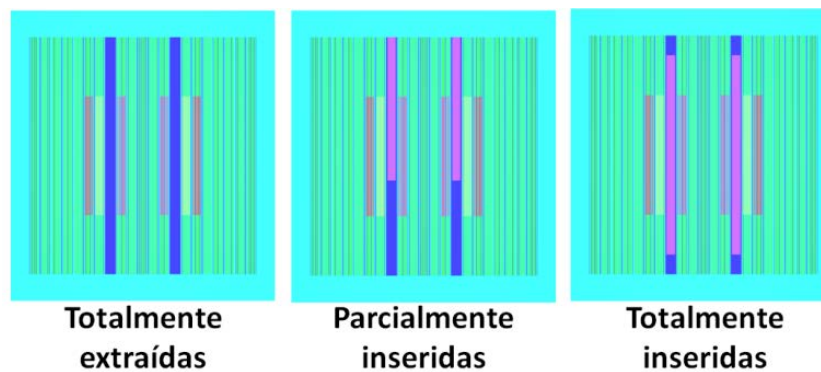


FIG. 3.17 Queda das barras.

3.11 POSIÇÕES ESTRATÉGICAS DAS BARRAS ABSORVEDORAS

A eficiência das barras está diretamente ligada a sua posição dentro do núcleo do reator. Foram realizados diversos estudos durante o desenvolvimento do projeto para que apontasse onde as barras deveriam ser posicionadas. O reator projetado conta com nove barras (três barras centrais e seis periféricas) e estão localizadas conforme mostra a FIG. 3.18. A fim de se verificar a eficiência das barras em relação a suas posições no núcleo, foram reproduzidas quatro situações: as barras completamente suspensas; somente as três centrais inseridas; somente as seis periféricas inseridas; e todas inseridas. Utilizou-se nestas simulações o KENO-VI e o Modelo Definitivo do Reator.

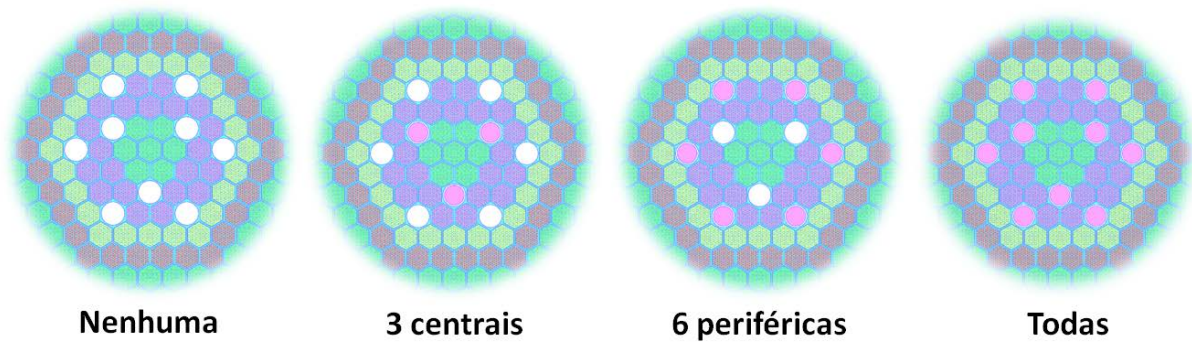


FIG. 3.18 Quantidade de barras inseridas.

Efetou-se um segundo estudo a respeito da posição da barra, mas desta vez foi alterada a altura da barra, para analisar a influência que as bordas poderiam causar na reatividade do reator. Para isso, adotou-se também o Modelo Definitivo do Reator no módulo KENO-VI do SCALE. As alturas simuladas foram: 120 cm, 150cm e 180cm.

3.12 COEFICIENTE DE TEMPERATURA

O coeficiente de temperatura foi calculado através de uma simulação que reproduz exatamente o que é feito num experimento real. Em cada simulação, foi fixada uma mesma temperatura para todo o reator, neste caso, foi mantida a mesma temperatura em todas as misturas descritas no *Compositions*. O SCALE forneceu o valor do fator de multiplicação para cada temperatura. Nesse cálculo, foram considerados além da variação de temperatura em si, com os seus efeitos diretos na reatividade, como também os efeitos indiretos, como a redução da densidade do combustível e refrigerante. Valores de densidade dos materiais foram recalculados para cada aumento de temperatura, de acordo com seus respectivos coeficientes de expansão e em seguida atualizados no KENO, tornando a simulação mais próxima da realidade. Na TAB. 3.8 estão dispostos os valores das densidades do combustível e refrigerante para cada temperatura. Na Seção 7.1 do Anexo, estão expressas as equações utilizadas para o cálculo das densidades em função da temperatura.

TAB. 3.8 Densidades do combustível e refrigerante para temperaturas diferentes.

Temperatura (K)	(°C)	Densidade do MOX (g/cm ³)			Densidade do Na (g/cm ³)
		25%	33%	42%	
423	150	11,046	11,086	11,130	0,915
523	250	11,015	11,054	11,098	0,893
623	350	10,984	11,023	11,068	0,871
723	450	10,954	10,993	11,038	0,848
823	550	10,924	10,964	11,009	0,826
923	650	10,895	10,936	10,981	0,803

Foram realizadas seis simulações, uma para cada temperatura. A partir dos valores de k_{ef} , calculou-se a reatividade do núcleo e que, posteriormente, usando o programa Origin 8, foi construído o gráfico da reatividade por temperatura, levando em conta a incerteza da medida. No próprio Origin, foi gerada a reta mais adequada com sua respectiva equação. O coeficiente de temperatura, mostrado na Equação 4, também pode ser obtido através do gráfico, sendo ele o coeficiente angular da reta.

3.13 COEFICIENTE DE VAZIOS

Com o objetivo de investigar a influência que os vazios podem causar na reatividade do sistema, foi simulada a presença de bolhas de vácuo no refrigerante. Para isso, foi introduzida uma nova estrutura entre o revestimento e o combustível contendo vácuo, como mostra a FIG. 3.19. Admitiu-se que somente haveria bolhas em torno das varetas combustíveis.


Seção transversal	Dimensões (cm)	
	Raio do combustível:	0,28109
	Espessura do revestimento da vareta:	0,035135
	Espessura do vazio	0,048775
	Passo entre as varetas:	0,76296

FIG. 3.19 Vareta combustivel com vazio.

É interessante investigar como os vazios interferem em diferentes regiões do núcleo. Para isto, foram feitas simulações com o KENO-VI e o Modelo Definitivo, no entanto, foram

modelados outros elementos combustíveis dos três tipos, contendo bolhas de vácuo. O estudo consistiu na troca de elementos sem vazios por elementos com vazios nas quatro camadas de combustíveis que compoem o núcleo. A FIG. 3.20 apresenta, em preto, quais elementos combustíveis foram trocados em cada simulação.

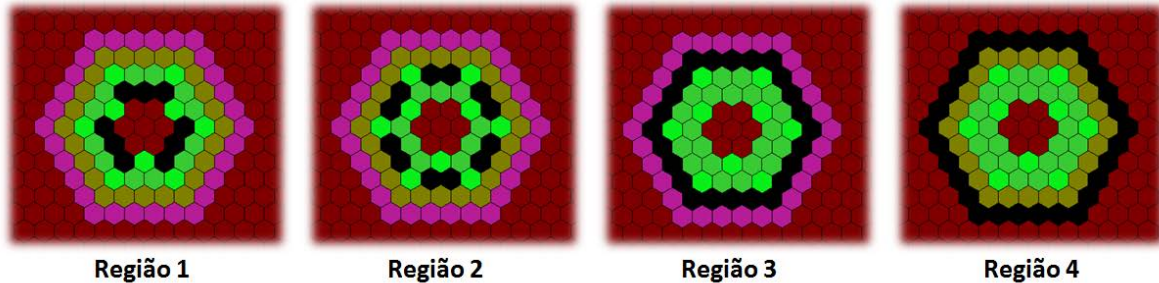


FIG. 3.20 Regiões estudadas no coeficiente de vazios.

Com os valores de k_{ef} foram determinados os coeficientes de vazios para cada camada. Foi contruido um gráfico que compara a reatividade sem vazios e com vazios em cada uma das quatro regiões.

3.14 ESTUDO DA QUEIMA

Nesta parte do trabalho, foi utilizado o módulo TRITON do SCALE 6. Devido à compatibilidade entre os módulos KENO e TRITON, não foi necessário descrever novamente as composições, nem as geometrias e arranjos (*Array*). Escolheu-se o modelo no qual o reator está envolto por um cilindro de sódio e em que todas as barras de controle estão suspensas (Modelo do Reator Definitivo).

Usando o GeeWiz, foi aberta a aba *General* e escolheu-se o módulo “Depletions: T-DEPL, T5-DEPL, T6-DEPEL, T-DEPL-1D” referente ao TRITON, em seguida, escolheu-se a sequência T6-DEPL que possui compatibilidade com o KENO-IV. Foi usada a mesma biblioteca de seção de choque das simulações feitas no KENO, v7-238 (FIG. 3.21).

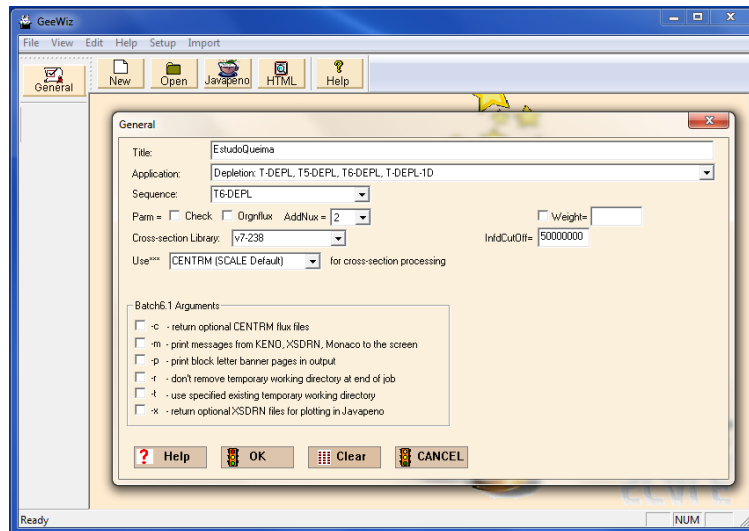


FIG. 3.21 Definições gerais para o módulo TRITON.

Para realizar a simulação da queima é necessário introduzir alguns parâmetros no programa. Estes dados são inseridos através da aba DEPL(FIG. 3.22) , que somente é visível ao usuário do GeeWiz quando está programado no módulo TRITON. Então, é aberta a caixa de opções chamada de *Depletions Data Blocks* (FIG. 3.23).

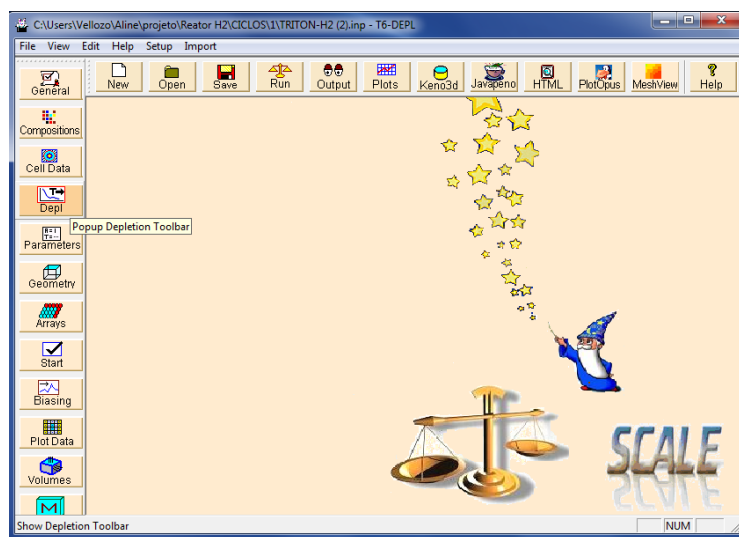


FIG. 3.22 Aba DEPL.

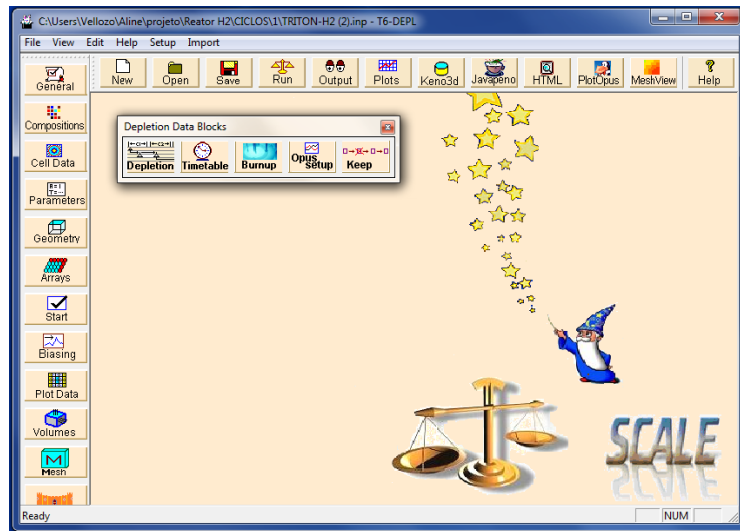


FIG. 3.23 Caixa de Dados da queima *Depletions Data Blocks*.

Na opção *Depletion*, foram selecionadas as misturas descritas na *Compositions* que serão consideradas na queima, ou seja, quais dos materiais sofrem transformações durante o processo de queima. As misturas correspondentes aos três combustíveis e o *blanket* foram selecionadas como pode ser visto na FIG. 3.24.

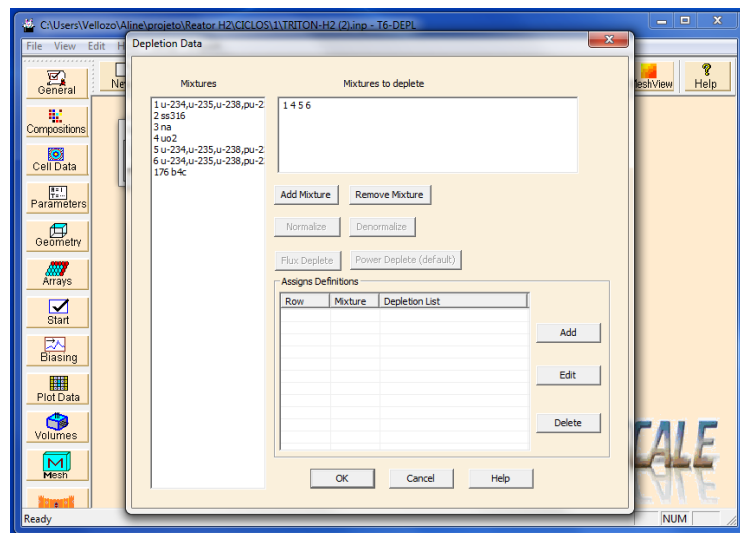


FIG. 3.24 *Depletions Data* do TRITON.

O tempo de operação simulado foi de 400 dias com intervalos de 10 dias, isto é, o arquivo de saída dos dados disponibiliza valores como o k_{ef} e a composição das misturas para a cada 10 dias, contando com os primeiros instantes até o 400º dia.

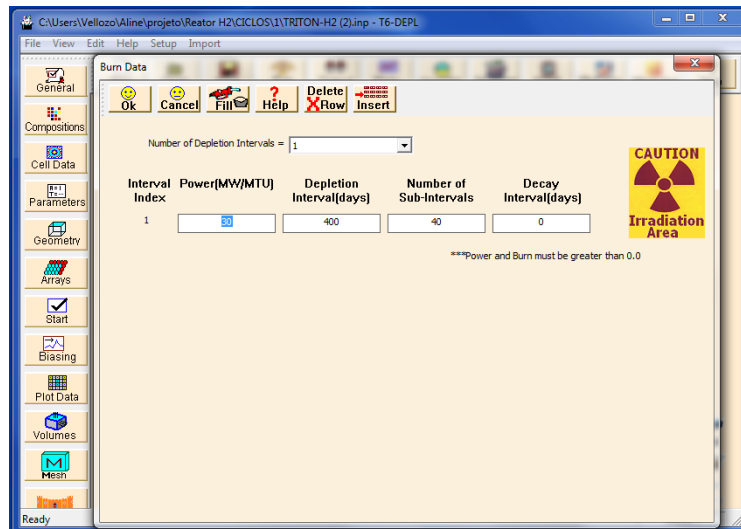


FIG. 3.25 *Burnup Data* do TRITON.

Na medida em que o combustível é irradiado pelo campo neutrônico, parte dos átomos pesados sofre fissão nuclear, levando à diminuição da quantidade de material físsil. Este processo denomina-se *burnup* ou, em português, queima. O termo *burnup* é usado como a medida da energia obtida através da fissão de metais pesados, neste caso, de urânio e plutônio. Na simulação, foi inserido, como valor de *Burnup*, 30MW por tonelada de metal pesado.

3.15 SISTEMA DE RECARGAS

Em um ciclo de operação, o combustível sofre muitas alterações, principalmente em relação ao consumo de material físsil. Porém, o consumo não é homogêneo dentro do núcleo, algumas regiões estão mais sujeitas a transformações do que outras devido à própria geometria do sistema. A região que mais consome material físsil é a parte central do núcleo, pois possui um maior fluxo neutrônico. O consumo tende a diminuir para regiões mais afastadas. Assim, é possível utilizar este fato para economizar na hora de reabastecer o núcleo.

O sistema de recarga nada mais é do que um remanejamento do combustível queimado, trocando de posição os elementos combustíveis que ainda possuem teor físsil significativo e substituindo os demais. Outro fato interessante é dividir o núcleo em regiões de diferentes teores de material físsil para ajudar no controle do fluxo de nêutrons além de facilitar no remanejamento.

Para este projeto, foi desenvolvido um sistema de recarga com três regiões: região mais central é de menor teor, o que é compensado pela importância neutrônica da localização; a região intermediária e a mais externa, com maior teor físsil. O teor físsil foi alterado somente com o aumento da quantidade de óxido de plutônio no MOX, não sendo alterada a distribuição isotópica do urânio nem do plutônio. As razões de PuO_2 são de 25%, 33% e 42% para as regiões central, intermediária e externa, respectivamente.

O número de elementos combustíveis em cada região também é levado em conta. O ideal seria um número igual de elementos em todas as regiões, pois haveria um completo aproveitamento. No entanto, para respeitar a simetria e manter o reator em pequeno porte houve a necessidade de se ter quantidades de elementos diferentes em cada região, sendo 21 elementos na região mais central, 24 na intermediária e 30 nas periferias do núcleo (FIG. 3.26). Assim, no término de cada ciclo, os 21 elementos centrais seriam descartados, 21 dos 24 elementos intermediários seriam realocados na região central e 24 dos 30 elementos periféricos assumem as posições na região intermediária. A região periférica é novamente abastecida de MOX a 42%. Para cada novo ciclo todos os elementos do *blanket* são repostos por elementos novos.

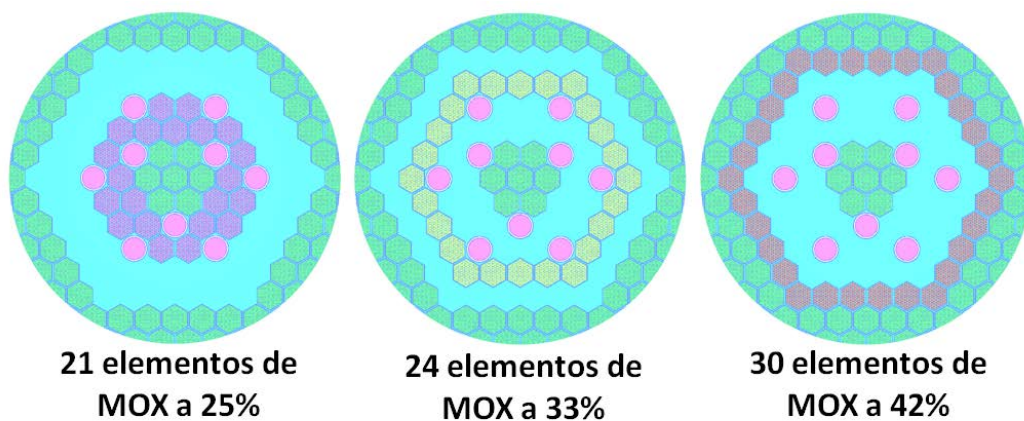


FIG. 3.26 Quantidade de elementos e porcentagem de PuO_2 no MOX para cada região do sistema de recarga.

Para que o sistema de recarga cumpra seu papel, é necessário que após o remanejamento, o núcleo retorne às condições iniciais e que mantenha o mesmo comportamento durante o tempo de operação no ciclo seguinte. Para garantir o sucesso do sistema de recarga projetado, foram realizadas três simulações usando o TRITON. Baseado

na simulação do Estudo da Queima, descrito na seção anterior, foi simulado o segundo ciclo de operação, porém desta vez, as composições dos combustíveis foram alteradas: descreveu-se a composição do combustível da região central usando os valores da composição do combustível intermediário no final do primeiro ciclo (no 360º dia), o mesmo foi feito para a região intermediária usando os valores da periférica. As composições do combustível periférico e do blanket não sofreram alterações, mantendo-se iguais aos valores do início do primeiro ciclo. Repetiu-se a simulação para um terceiro e um quarto ciclo de operação. Depois do terceiro ciclo o reator passa a se comportar sempre da mesma maneira. Isso acontece pois as condições iniciais passam a se repetir, então é dito que o reator entrou em seu ciclo de equilíbrio. A FIG. 3.27 esquematiza o comportamento do reator em seus primeiros 4 ciclos.

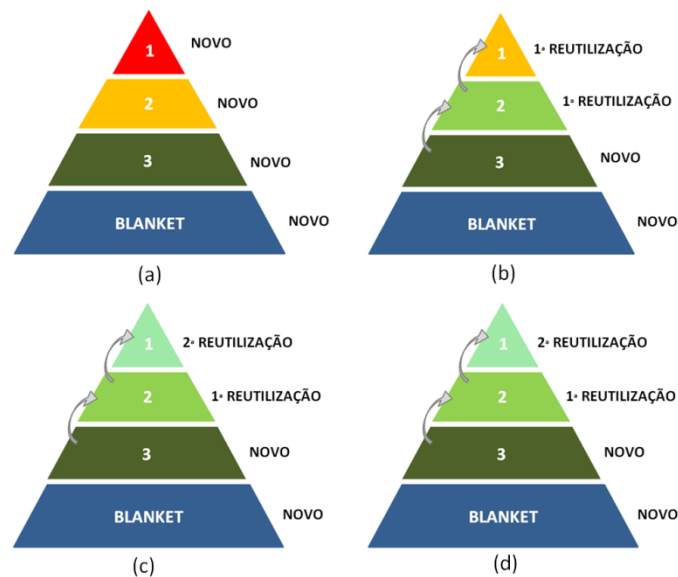


FIG. 3.27 Ciclo de equilíbrio de um reator com sistema de recarga. (a) primeiro ciclo, (b) segundo ciclo, (c) e (d) ciclos de equilíbrio.

3.16 TEMPO DE DOBRAMENTO

Nas simulações do Sistema de Recarga, além do k_{ef} , foram colhidos os valores da composição de cada mistura. Nos cálculos de Razão de Conversão e Tempo de Dobramento, são necessários os valores da massa de material físsil inicial e final presente no combustível e no *blanket*. Dessa forma, foram calculadas as massas a partir das densidades descritas no arquivo de saída (OUTPUT). O tempo de dobramento foi calculado utilizando a Equação 9.

3.17 INFLUÊNCIA DO BLANKET LATERAL NO TEMPO DE DOBRAMENTO

Sabe-se que a conversão de material fértil em material físsil ocorre principalmente no envoltório fértil. Portanto é esperado que haja uma dependência entre a quantidade de material *blanket* com o tempo de dobramento, visto que quanto mais material inicial disponível para “fertilização”, mais material seria transmutado. Assim, para investigar essa relação, foi realizado um estudo do reator em operação, utilizando o Modelo Definitivo do Reator para o primeiro ciclo de operação e o módulo TRITON, no qual alterou-se a quantidade de camadas do *blanket*, para 4, 5 e 6 camadas. Assim como no estudo anterior, calculou-se o tempo de dobramento no primeiro ciclo para cada um dos casos.

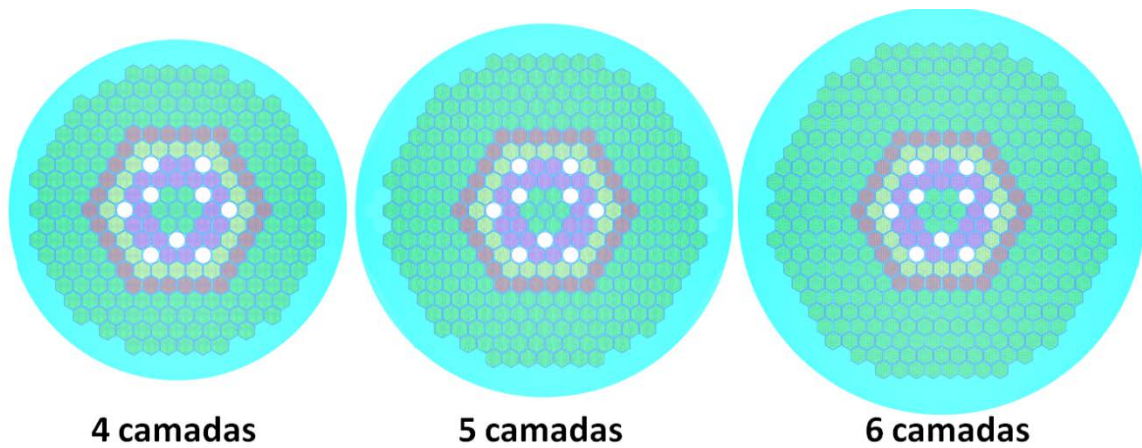


FIG. 3.28 Envoltório fértil com 4, 5 e 6 camadas para o estudo do tempo de dobramento.

4 RESULTADOS E DISCUSSÕES

O projeto consiste em um Reator Rápido Regenerador com núcleo Heterogêneo com as seguintes características: 1) Utiliza como combustível a mistura de dióxido de urânio com dióxido de plutônio (MOX), sendo que a parcela referente ao plutônio é proveniente dos rejeitos de Reatores Térmicos; 2) Todo urânio utilizado, tanto no combustível quanto no cobertor, possui U-235 em seu teor natural; 3) É refrigerado a sódio líquido; 4) Possui nove barras de controle e segurança constituídas de Carbetto de Boro (B_4C). A seguir, são apresentados os resultados das análises e discussões.

4.1 MASSAS E VOLUMES

É importante fazer um quadro resumo dos materiais utilizados para avaliar o projeto.

TAB. 4.1 Volume de cada material

Material	Volume (l)
Combustível MOX 25%	42,69
Combustível MOX 33%	48,79
Combustível MOX 42%	60,99
Cobertor fértil (<i>blanket</i>)	1.370,15
Refrigerante interno	1.630,86
Refrigerante total	66.791,01
Revestimento	750,41
Absorvedor de B_4C	46,18
Total	6.911,50

TAB. 4.2 Massa de cada material.

Material	Massa (kg)
UO_2	15499,75
PuO_2	581,42
Na	1456,21
Ss316	5999,64
B_4C	116,39

TAB. 4.3 Fração de volume de cada material dentro do núcleo.

Material	Volume (l)	Fração de volume no núcleo (%)	Proporções típicas de um núcleo de LMFBR
B ₄ C	23,09	4,93	1 a 2%
Combustível	152,47	32,55	30 a 45%
Blanket interno	14,23	3,04	
Revestimento	96,89	20,68	15 a 20%
Refrigerante	170,27	36,35	35 a 45%
Vácuo (dentro do tubo guia)	11,51	2,46	
Total	468,46	100	

A distribuição dos materiais dentro do núcleo projetado está compatível com o núcleo típico de um Reator Rápido Regenerador Refrigerado a Metal Líquido. Apenas houve uma discrepância no volume de material absorvedor.

4.2 ELEMENTO JOYO

Os valores do fator de multiplicação infinito foram comparados com o valor de referência. A TAB. a seguir apresenta os valores de k_{∞} e suas respectivas incertezas para as bibliotecas de seção de choque disponíveis no banco de dados do SCALE.

TAB. 4.4 Fator de multiplicação infinito do elemento JOYO para diferentes bibliotecas comparadas com o valor de referência.

Bibliotecas disponíveis pelo SCALE	$k_{\infty} \pm$ incerteza	Desvio em relação à referência (%)
MVP (Valor de referência)	1,75772	-
1 v7 238	1,76978+-0,00097	0,69
2 238 group ndf5	1,76687+-0,00085	0,52
3 v5 238	1,7661+-0,0010	0,48
4 v6 238	1,7726+-0,0011	0,85
5 v7 200n 47g	1,77488+-0,00088	0,98
6 v6 200n 47g	1,78204+-0,00095	1,38
7 v5 44	1,79213+-0,00095	1,96
8 44 group ndf5	1,7915+-0,0012	1,92
9 v7 27n 19g	1,8536+-0,0010	5,45
10 ce v7 endf	1,77707+-0,0011	1,10
11 ce v6 endf	1,7753+-0,0013	1,00

As diferentes bibliotecas de seção de choque podem ocasionar pequenas divergências entre os resultados finais. Isto acontece, principalmente, com aquelas que possuem um menor número de grupos de energia. Para as bibliotecas com 238 grupos de energia, o desvio da referência foi menor que 1%. Assim, é possível afirmar que o módulo KENO-VI do SCALE reproduziu com fidelidade o elemento combustível do reator JOYO. E com isso, valida a metodologia para o desenvolvimento desse projeto.

4.3 CONSTRUINDO O NÚCLEO

Um núcleo preliminar foi construído a partir do carregamento de elementos combustíveis do JOYO. Os resultados desta análise estão expressos na TAB. 4.5, que contém os valores do k_{eff} para núcleos de diferentes tamanhos.

TAB. 4.5 Evolução do k_{eff} com o aumento no número de elementos do núcleo.

Número de camadas	Quantidade de elementos combustível	$k_{eff} \pm incerteza$
1	1	0,11631±0,00038
2	7	0,29010±0,00068
3	19	0,4959±0,0012
4	37	0,6969±0,0019
5	61	0,8632±0,0015
6	91	0,9919±0,0016

Para que uma reação em cadeia se sustente, a população de nêutrons gerados em fissões deve ser superior à quantidade de nêutrons perdidos no sistema. Durante a simulação do núcleo, foi aumentada radialmente a quantidade de elementos e, com isso, dois fatos contribuíram para uma elevação na criticalidade. O primeiro se deve ao aumento da quantidade de combustível no núcleo, isto é, uma maior quantidade de material físsil disponível, elevando diretamente a taxa de fissão e, conseqüentemente, a população de nêutrons. O segundo fato diz respeito ao fluxo de nêutrons. O efeito, sobre a população neutrônica, do aumento radial do núcleo se deve à maior reflexão. A razão de volume de combustível por área de superfície sobe significativamente, este fator também contribui para a diminuição da probabilidade de escape de nêutrons.

4.4 ALTERANDO A COMPOSIÇÃO DO COMBUSTÍVEL

As propriedades nucleares do Plutônio-239 são muito similares às propriedades dos núcleos de Urânio-235. Ambos são isótopos físeis, liberam praticamente a mesma quantidade de energia na fissão bem como o número de nêutrons emitidos por fissão. A seção de choque de fissão para altas energias também são compatíveis. Então, teoricamente é possível essa substituição.

TAB. 4.6 Compensação de plutônio no enriquecimento de urânio-235 no combustível MOX.

Enriquecimento do Urânio	Peso em massa de dióxido de plutônio no MOX	Fator de multiplicação efetivo
JOYO		0,9919±0,0016
0,7% natural	27%	1,0157±0,0015

O objetivo primordial deste trabalho foi projetar o núcleo de um reator totalmente independente de urânio enriquecido. Devido às baixas seções de choque dos materiais em altas energias, a massa crítica em um Reator Rápido deve ser maior do que um Reator Térmico. Na prática, isto significa um maior enriquecimento, geralmente eleva-se para 20% o enriquecimento de U-235 em um Reator de Rápido em comparação com os 5% de enriquecimento em Reatores Térmicos típicos. O enriquecimento é a etapa mais cara do ciclo do combustível, o que aumenta significativamente os custos iniciais.

Na Seção 0 foi estudada a possibilidade de alterar a composição do combustível MOX, usando urânio natural e compensando o urânio-235 por um aumento na proporção de plutônio. Foi visto que a criticalidade do sistema se manteve bastante próxima ao caso JOYO, mesmo quando o urânio possuía teor natural, neste caso, houve a necessidade de elevar a 27% a quantidade de PuO_2 no combustível.

4.5 ALTERANDO O REVESTIMENTO

O revestimento foi alterado a fim de adequar à liga metálica mais usadas em Reatores Rápidos, assim utilizada o aço inoxidável ss316, uma liga que está disponível no banco de dados do SCALE.

TAB. 4.7 Variando o material estrutural.

Liga metálica	$k_{eff} \pm \text{incerteza}$
JOYO	1,0157±0,0015
SS316	1,0085±0,0022
Zircaloy-4	1,0063±0,0018

4.6 INFLUÊNCIA DA QUANTIDADE DE CAMADAS DE ENVOLTÓRIO LATERAL

O escape de nêutrons de um reator pode ser reduzido circundando o reator com um refletor feito de um fraco absorvedor nêutrons. Na TAB. 4.8 estão listados os valores de k_{ef} por número de camadas do envoltório lateral.

TAB. 4.8 Fator de multiplicação por número de camadas de envoltório lateral.

Número de camadas laterais	$k_{ef} \pm \text{incerteza}$
Núcleo do reator descoberto	0,8805±0,0015
0	0,9196±0,0021
1	1,0460±0,0014
2	1,1058±0,0012
3	1,1268±0,0017
4	1,1383±0,0017
5	1,1394±0,0015
6	1,1394±0,0016

O urânio natural, que compõe o envoltório, possui 99,28% de isótopo 238 e, como foi visto na Seção 2.4, trata-se de um material fértil. Este por sua vez, possui a função de refletor que, devido a sua alta massa atômica, é capaz de barrar a saída dos nêutrons do núcleo ativo. No caso do núcleo descoberto, a fuga é altíssima o que acarreta num cenário de subcriticalidade com $k_{ef} = 0,8805$. Os *blankets* axiais não foram suficientes para reverter este quadro, mas com a presença de *blanket* lateral já foi possível elevar a criticalidade para maior que um. Quanto mais camadas de elementos férteis envolverem o núcleo, menor é a quantidade de nêutrons que irão escapar. Dessa forma, o cobertor contribui com um aumento da criticalidade do sistema. Embora o fator de multiplicação efetivo k_{ef} se eleve quando são acrescentadas camadas de material fértil, existe um limite para essa contribuição. Isso acontece quando a espessura do envoltório já não contribui para manter os nêutrons na faixa ativa do reator. Nos casos estudados, foi visto que a partir da quarta camada não se observa acréscimos significativos na criticalidade do reator.

4.7 BARRAS DE CONTROLE E SEGURANÇA

Todo reator é projetado com um excesso de reatividade para acomodar diversos efeitos (queima de material físsil, aumento de material absorvedor, variações de temperatura, e etc) ao longo do seu ciclo. Este excesso de reatividade pode ser alcançado variando-se o carregamento. No presente trabalho, o excesso foi de 0,1417. Este valor permitiu que o reator possuísse um ciclo de um ano completo, e que trabalhasse numa potência razoável para gerar energia e manter a regeneração do material físsil.

Esse excesso exige um sistema de controle do reator que promova o desligamento em uma situação de emergência e permita o controle da reatividade. Este controle, por sua vez, é realizado posicionando adequadamente as barras de controle. No ajuste, é alterada a quantidade de barras inseridas e a altura delas no núcleo do reator. Na simulação, foi reproduzida a calibração das barras e estudou-se também a eficiência de cada barra em relação a sua posição.

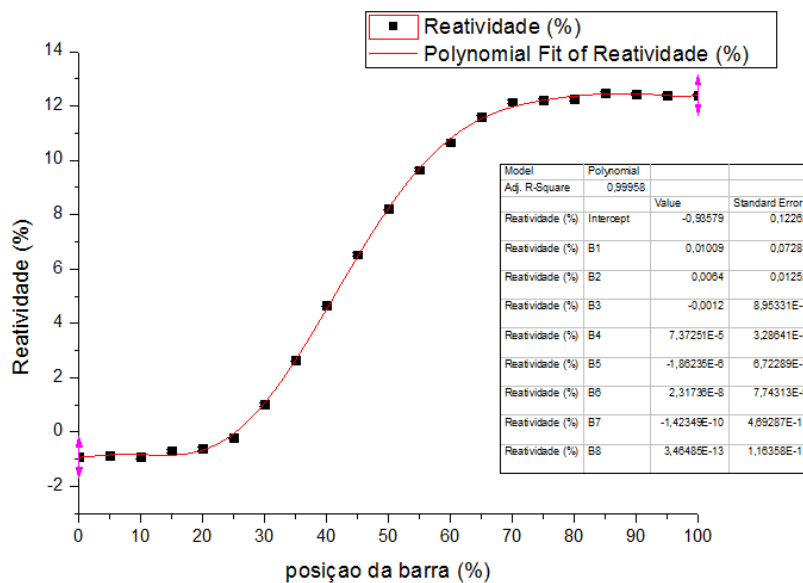


FIG. 4.1 Curva das barras de controle.

A curva das barras de controle foi exatamente o esperado. O primeiro ponto da curva representa o caso no qual o grupo de 9 barras está totalmente inserido (0% extraídos). Assim, a reatividade do sistema é negativa, como deve ser para situações de subcriticalidade. Isto demonstra que em um caso de emergência as nove barras inseridas são capazes de desligar o reator.

TAB. 4.9 Eficiência as barras em cada posição.

Barras inseridas	$k_{ef} \pm \text{incerteza}$	$100 \cdot (k_0 - k_n) /k_0$
Nenhuma	1,1417±0,0018	-
3 centrais	1,0828±0,0013	5,16%
6 periféricas	1,0302±0,0015	9,17%
Todas	0,9892±0,0015	13,36%

Quanto ao controle e segurança, o reator foi projetado contendo nove barras absorvedoras. As barras podem possuir uma eficiência maior ou menor, dependendo de sua posição dentro do núcleo. A região onde se encontra o maior fluxo de nêutron é o centro do núcleo, que é o local de maior importância neutrônica. Foi utilizado um núcleo heterogêneo e, exatamente no centro, existe material fértil, não havendo produção intensa de fissões. Dessa forma, as barras seriam mais eficientes fora desta região. Então, foi projetado um núcleo com três barras logo após a região de *blanket* interno e mais seis barras entre as camadas de MOX 33% e 42%. Não é interessante alocar barras uma ao lado da outra, pois ocorre uma espécie de sombreamento, diminuindo drasticamente sua eficiência.

4.8 COEFICIENTES DE REATIVIDADE

É desejável, em qualquer projeto que os coeficientes de reatividade possuam valores negativos. Isto significa que não representariam um risco em relação à segurança do reator, tendo em vista que jamais poderão contribuir com um aumento de reatividade, pelo contrário, auxiliariam no desligamento em caso de um superaquecimento.

4.8.1 COEFICIENTE DE TEMPERATURA

A TAB. 4.10 contém os resultados das simulações a respeito do coeficiente de temperatura.

TAB. 4.10 Variação da reatividade em função da temperatura.

Temperatura (K)	Temperatura (°C)	$k_{ef} \pm \text{incerteza}$	$\rho \pm \text{incerteza}$
423	150	1,1453±0,0007	12,69±0,06
523	250	1,1424±0,0006	12,47±0,05
623	350	1,1376±0,0007	12,09±0,05
723	450	1,1328±0,0007	11,73±0,06
823	550	1,1306±0,0007	11,55±0,06
923	650	1,1275±0,0007	11,31±0,06

A versão gráfica da reatividade versus a temperatura, com os pontos ajustados por uma reta pode ser vista na FIG. 4.2. A inclinação de $-0,00287$ desta reta mede o coeficiente de reatividade isotérmico.

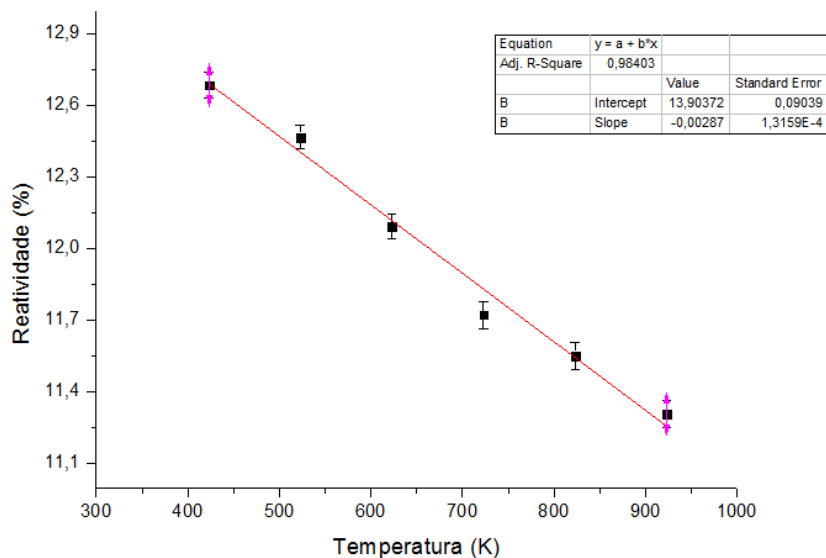


FIG. 4.2 Coeficiente de reatividade de temperatura.

O efeito negativo da temperatura era esperado. Em virtude de dois fenômenos que contribuem para a redução a reatividade do sistema: a dilatação do combustível e o efeito Doppler. Quando a temperatura do reator é elevada, o combustível sofre dilatação e com isso, sua densidade é diminuída. Com uma concentração menor de material físsil, a dificuldade de o nêutron colidir com tais núclídeos é reduzida, promovendo a queda da reatividade.

Entretanto, existe um efeito muito mais sutil, que está relacionado com o movimento nuclear, de importância, principalmente, dos núcleos de U-238. Quando os átomos do combustível ganham energia cinética através da elevação da temperatura, eles estendem sua probabilidade de captura dos nêutrons, tornando as regiões de ressonância mais suaves. Como resultado global deste comportamento, ocorre um efeito de alargamento da seção de choque de captura em função da temperatura. Portanto, os nêutrons que antes estavam disponíveis para gerar fissões, agora seriam absorvidos pelo U-238. Do ponto de vista de regeneração é um efeito interessante, mas que prejudica a reatividade do núcleo, que perde nêutrons.

Esse resultado confere uma segurança inerente ao reator, pois sem necessidade de intervenção externa, com um aumento da temperatura, o reator reduziria sua reatividade naturalmente.

4.9 COEFICIENTE DE VAZIOS

Nos reatores térmicos, o coeficiente de vazios geralmente é negativo, mas em reatores rápidos com núcleos extensos, as bolhas no sódio podem de fato causar um efeito positivo. Ao determinar o coeficiente de vazios, existem dois efeitos que competem entre si. O primeiro é em relação ao espectro, o refrigerante pode funcionar como um moderador, degradando o espectro e diminuindo a razão η , mas também pode endurecer o espectro, implicando num efeito positivo. Já o segundo efeito é a perda por fuga, nos vazios o nêutron não perde energia, assim, ele percorre estes espaços sem qualquer dificuldade, caso os vazios estejam localizados nas bordas do núcleo, este efeito contribui para saída dos nêutrons do núcleo ativo, acarretando num coeficiente negativo.

Entretanto, espera-se que o coeficiente de vazios apresente um valor positivo no centro, enquanto nas bordas do núcleo o efeito seria o oposto. No estudo realizado, constatou-se exatamente esta previsão: na primeira camada, o coeficiente de vazio apresentou, em todas as hipóteses, um aumento na reatividade do sistema, com valor de $0,019 \pm 0,017$. Já na última camada do núcleo, o coeficiente foi de $-0,012 \pm 0,005$, o qual sempre resultaria um efeito negativo. Nas regiões mais centrais, não houve um resultado conclusivo, podendo ter casos de aumento ou diminuição da reatividade.

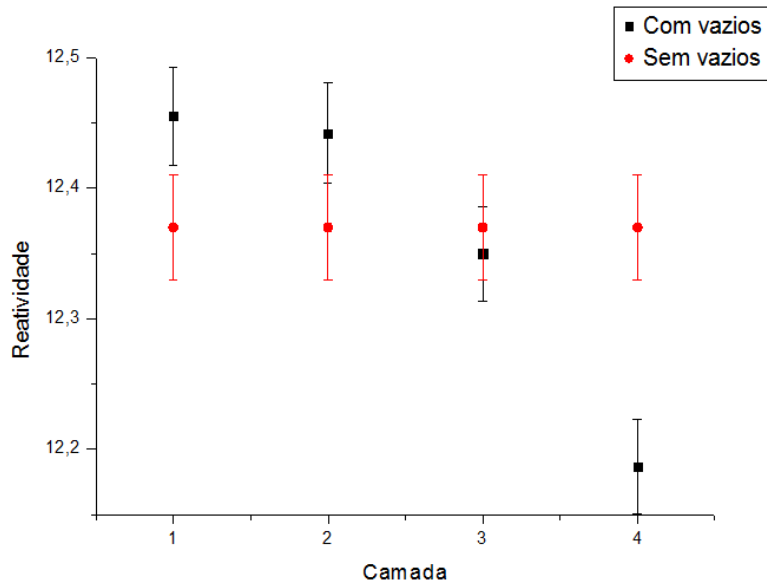


FIG. 4.3 Comparação da reatividade do reator sem vazios e com vazios em 4 diferentes regiões.

Os valores do coeficiente de vazios calculados estão na TAB.4.11 a seguir:

TAB. 4.11 Coeficientes de vazios.

Região	Volume de vazios (%)	Coeficiente de vazios	Incerteza
1	4,52	0,0188	0,0171
2	6,03	0,0119	0,0143
3	12,05	-0,0017	0,0063
4	15,06	-0,0122	0,0051

Esta maneira de estudar como os vazios interferem na reatividade não é a mais adequada, pois foi inserido mais que 1% de vazios no volume de refrigerante do núcleo, além de que, para cada região, houve um valor diferente de volume de vazios. Com isso, nas regiões mais periféricas, o volume de vazios é bem superior dando uma resposta mais acentuada na reatividade. Por um lado é bom, pois foi assim, a única maneira de observar tal efeito. Quando se utiliza exatos 1% de vazios e distribuídos uniformemente no volume em cada região (cada simulação), nas últimas regiões o vazio se torna tão insignificante, que não permite fazer qualquer análise a seu respeito.

No entanto, este não é um problema apenas deste trabalho – com certeza seria necessária uma análise aprofundada a respeito do coeficiente de vazios deste projeto. Em geral, para garantir a segurança dos reatores rápidos refrigerados a metal líquido são

tomadas algumas providências: mantém-se a temperatura normal de operação mais abaixo possível do ponto de ebulição; também é estudado o tempo de resposta das barras de controle. Pois, com tais medidas, pode-se assegurar que num cenário de emergência, os controles externos garantem o desligamento do reator. Porém, não é a solução mais apropriada, tendo em vista que controles externos estão sujeitos a falhas. Espera-se que, em caso de emergência, os efeitos inerentes por si só mantenham o reator em um patamar de segurança.

4.10 ESTUDO DA QUEIMA

O estudo da queima foi realizado numa simulação em que o reator esteve em operação por 400 dias seguidos a uma potência fixa. No entanto, este tipo de simulação não condiz com uma operação real, pois não houve o controle da criticalidade do reator, isto é, não se manteve o k_{ef} igual a um. Como o objetivo era estimar o tempo do ciclo, dispensou-se o controle da criticalidade, e foi observado apenas o decaimento do k_{ef} com o tempo em virtude da potência. Com isso, o comportamento do k_{ef} foi linear no tempo (FIG. 4.4). A queima de material físsil foi mantida a mesma durante todo o período, levando ao seu esgotamento principalmente no núcleo ativo. Foi observado que, ao final do período, houve um aumento na queima (*burnup*) do envoltório fértil. Essa descentralização da queima acarretou numa oferta menor de nêutrons, levando à diminuição da reatividade.

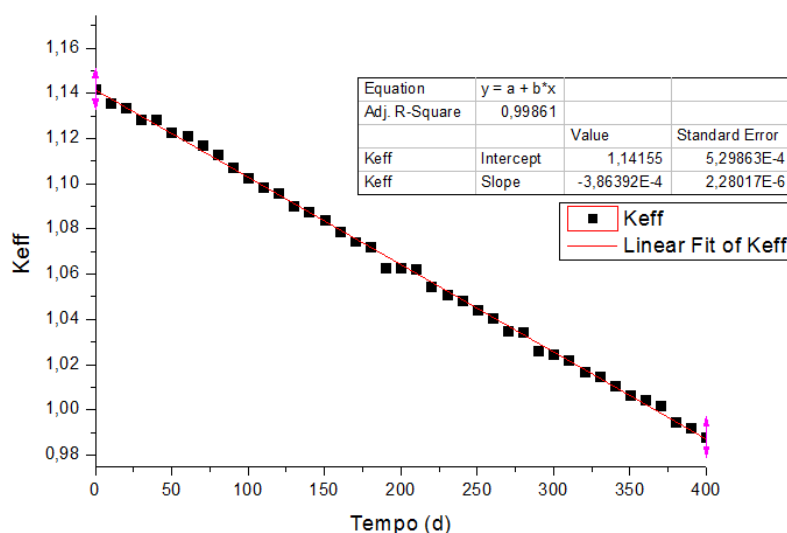


FIG. 4.4 Fator de multiplicação em função do tempo.

É possível afirmar que o tempo mínimo para o ciclo do reator projetado é de 360 dias. Considerou-se como tempo de operação até o dia que o reator se tornava subcrítico, impedindo seu funcionamento a partir deste dia. O “tempo mínimo” é devido ao fato em que se houvesse mantido o reator crítico desde o primeiro dia, o esgotamento se daria mais lentamente, podendo arrastar o tempo do ciclo para mais alguns meses.

4.11 SISTEMA DE RECARGAS

O remanejamento os elementos queimados, que serão usados novamente na operação seguinte, deve ser cuidadosamente estudado antes de serem colocados no projeto. Nesta etapa, foram coletados os dados dos segundo, terceiro e quarto ciclos de operação do reator. Na FIG. 4.5 mostra o comportamento do k_{ef} para estes ciclos.

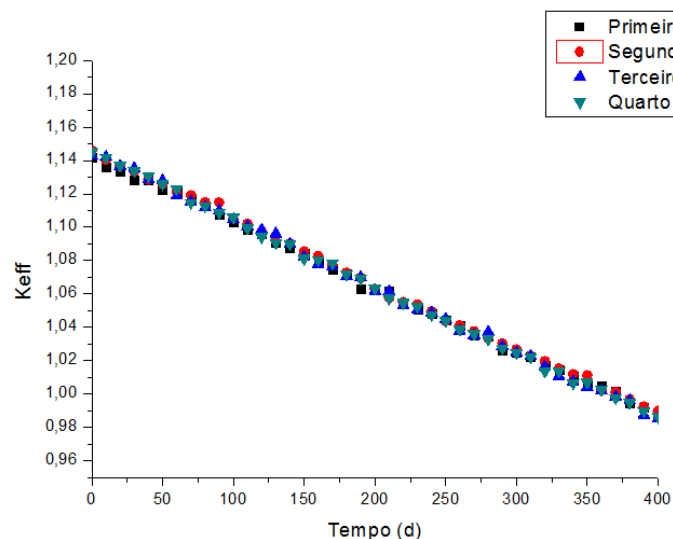


FIG. 4.5 Comparando o comportamento do fator de multiplicação no tempo para os ciclos posteriores.

TAB. 4.12 Valores do fator de multiplicação efetivo no início e final de cada ciclo.

Ciclo	k_{ef} inicial	k_{ef} final (360º dia)	Coefficiente angular da reta (10^{-4})
Primeiro	1,1421	1,0046	-3,86392
Segundo	1,146	1,0022	-3,93146
Terceiro	1,1432	1,0021	-3,84385
Quarto	1,1451	1,0026	-3,99498

O sistema de recargas atendeu com sucesso o seu propósito. Ao final de cada ciclo, é possível remanejar 45 dos 75 elementos combustíveis do núcleo. Analisando o k_{ef} no tempo, constatou-se que o reator apresentou um comportamento semelhante em todos os ciclos, não havendo uma alteração significativa da criticalidade inicial e final. Todos os ciclos se mantiveram dentro do limite de tempo estabelecido, assim, é possível afirmar que o reator poderia funcionar com no mínimo de 360 dias ininterruptos em todos os seus ciclos.

Para se chegar nas frações de 25%, 33% e 42%, foi realizada uma série de simulações. Nelas, buscou-se encontrar ao final de cada ciclo, a composição de combustível queimado que deveria preservar suas capacidades de queima.

4.12 TEMPO DE DOBRAMENTO

O tempo de dobramento está diretamente ligado com a capacidade do reator de regenerar o combustível. O tempo de dobramento do reator foi estimado em 28,84 anos.

TAB. 4.13 Tempo de dobramento dos ciclos.

		Ciclos			
		Primeiro	Segundo	Terceiro	Quarto
Massa de Material Físsil (Kg)	Inicial total	508,33	505,89	503,64	503,74
	Consumido no Núcleo	95,74	96,75	97,07	97,12
	Produzido pelo <i>Blanket</i>	115,09	114,50	114,72	114,65
	Excedente	19,36	17,76	17,65	17,55
Tempo de Dobramento (anos)		26,26	28,48	28,53	28,70
Razão de conversão		1,20	1,18	1,18	1,18

Os reatores que utilizam combustíveis óxidos apresentam tempos de dobramento entre 20 a 30 anos. Este tempo é reduzido para o caso dos combustíveis metálicos. Assim, o reator projetado está dentro da faixa desejável de tempo de dobramento e razão de conversão.

4.13 ENVOLTÓRIO FÉRTIL E TEMPO DE DOBRAMENTO

Foi visto que a quantidade de camadas de envoltório lateral possui um limite na contribuição do k_{ef} . Foi visto também que este valor era de quatro camadas. Contudo, o reator projetado possui seis, a explicação para essa escolha está no tempo de dobramento. Na TAB. 4.14 estão os resultados do estudo.

TAB. 4.14 Tempo de dobramento em função da espessura do envoltório lateral.

Número de camadas de envoltório lateral	Tempo de dobramento (anos)
4	Apenas conversor
5	53,92
6	26,26

É possível diminuir ainda mais o tempo de dobramento do reator projetado, elevando-se a quantidade de camadas de *blanket*. Foram mantidas seis camadas, pois esta configuração alcançava o objetivo de manter o tempo entre 20 a 30 anos.

4.14 NÚCLEO HETEROGÊNEO

A escolha de um núcleo heterogêneo contribuiu em três aspectos. Primeiro, houve um achatamento o fluxo de nêutrons no centro, o que facilitou o processo de controle, evitando a necessidade de um número maior de barras de controle. Segundo, ajudou a manter o reator crítico por mais tempo, estendendo o tempo de ciclo. Terceiro, colocando material fértil no local de maior importância neutrônica, contribuiu para um menor tempo de dobramento, visto que ocorreria um volume maior de conversão.

4.15 ANÁLISE PRELIMINAR DA POTÊNCIA

O *Burnup* utilizado nas simulações foi de 30MW/MTHM. O programa TRITON faz a divisão da queima nos materiais onde existem núclídeos físséis. A distribuição de potência é renovada a cada intervalo da queima (*time step* de 10 dias), mas sempre mantendo a potência total fixa. A TAB. a seguir apresenta a distribuição da queima no primeiro dia de operação do reator.

TAB. 4.15 Distribuição do *Burnup* nos materiais do reator no início da operação.

Material	Volume (cm³)	Densidade (g/cm³)	Massa (Tonelada)	Burnup (MW/T)	Potência (MW)
MOX 25%	42.690	11,015	0,470	6,413	3,016
MOX 33%	48.790	11,054	0,539	8,654	4,667
MOX 42%	60.990	11,098	0,677	11,310	7,656
BLANKET	1.370.150	10,892	14,923	3,501	52,246
Total	1.522.620	44,059	16,609	29,878	67,585

O valor total de potência do reator foi estimado em 67,6 MW. Presume-se que se o reator tivesse se mantido crítico durante os 360 dias de operação, o excesso de reatividade possibilitaria uma potência de operação maior que a estimada.

No trabalho precursor a este – Projeto Conceitual Mínimo De Um Reator De Espectro Rápido Voltado Para O Parque Nuclear Brasileiro - foi estimada a densidade linear de potência que as varetas de combustíveis poderiam alcançar. Tendo em vista as varetas de ambos trabalhos possuem as mesmas dimensões transversais, é possível aplicar o mesmo resultado no presente caso. A densidade linear calculada foi de 22 KW/m. Os cálculos estão disponíveis para consulta na Seção 7.1 do Anexo.

Adaptando este valor para o reator projetado neste trabalho, o qual possui 91 varetas de 90 centímetros de altura e 75 elementos combustíveis, tem-se:

$$P = \frac{91 \cdot 0,9 \cdot 75}{10^6} \cdot 2,2 \times 10^4 \sim 135 \text{ MWt}$$

10

Dessa forma, o reator projetado comportaria uma potência máxima de 135MW térmicos.

5 CONCLUSÃO

Há mais de 70 anos a tecnologia nuclear vem beneficiando e facilitando a vida das pessoas, seja salvando vítimas de câncer através da radioterapia até a geração de energia elétrica de forma estável e limpa. O mundo precisa da energia proveniente dos núcleos atômicos para continuar prosperando. Atualmente, muito se fala do desenvolvimento sustentável das atividades humanas, e neste contexto, para que a energia nuclear possa continuar contribuindo por muito mais tempo, é necessário a implementação dos reatores Rápidos Regeneradores.

A proposta de reciclar resíduos nucleares e produzir seu próprio combustível enquanto gera energia elétrica é extremamente vantajosa. E, somente os reatores Rápidos Regeneradores podem tornar possível tal previsão. Mas, esta tecnologia ainda encontra dificuldades para se estabelecer. Uma delas é o seu alto custo, devido ao processo de enriquecimento de urânio. Dessa forma, este trabalho veio colaborar no desenvolvimento tecnológico acerca do assunto, disponibilizando uma alternativa de um reator que prescinde do enriquecimento. Com isso, além de tornar o projeto mais favorável do ponto de vista financeiro, permite a expansão dessa tecnologia para países que não dominam o processo de enriquecimento.

O projeto aqui elaborado atendeu os propósitos iniciais. Utilizou MOX como combustível, que se trata de uma preferência entre os projetos deste tipo devido ao seu custo reduzido comparados com outras alternativas. Apresentou um tempo de dobramento compatível com reatores de mesma categoria, sendo de aproximadamente 28 anos, mas é possível ainda uma redução neste valor, elevando-se a quantidade de elementos do envoltório lateral. Possui um sistema de recarga eficiente, pois reutiliza 60% do carregamento do núcleo no ciclo de operação posterior. As barras de controle e segurança atendem sua função em todas as situações simuladas. Estimou-se para este reator de pequeno porte uma potência de 70MWt, mas com capacidade de chegar 135MWt, apresentando valores semelhantes ao projeto JOYO.

O coeficiente de temperatura revelou-se negativo, como é esperado devido à dilatação térmica e ao Efeito Doppler. No entanto, o mesmo não aconteceu com o coeficiente de vazios, que para a região mais central contribuiu em uma inserção de reatividade. O

comportamento do reator frente à geração de vazios mostrou-se problemático desde a maneira de ser mensurado. Assim, sugere-se para uma continuidade desse trabalho que se realize um estudo mais detalhado em relação a este assunto.

Portanto, o projeto básico de Reator Rápido Regenerador desenvolvido nesse trabalho retribui com êxito todos os objetivos propostos para essa etapa, indo além, comprovando a possibilidade de dispensar a tecnologia de enriquecimento. Assim, permite seguir adiante a proposta primária. Os próximos passos contam com a realização de um estudo aprofundado no aspecto termo-hidráulico do reator bem como encontrar soluções à questão dos vazios.

6 REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- ADE, B. J. **SCALE/TRITON Primer: A Primer for Light Water Reactor Lattice Physics Calculations**. Oka Ridge National Laboratory, 2012.
- ASTLEY, Ian. **Sodium Cooled Fast Reactors and the Pyro-Process: Conversion of Nuclear Waste into a Fuel Source**. 2011.
- BOWMAN, S. M. **KENO-VI Primer: A primer for criticality calculations with SCALE/KENO-VI using GeeWiz**. Oak Ridge National Laboratory, 2008.
- BOWMAN, S. M. **SCALE 6: Comprehensive Nuclear Safety Analysis Code System**. Oak Ridge National Laboratory, 2010.
- COCHRAN, T. B., et al. **Fast Breeder Reactor programs: History and status**. A research report of the International Panel on Fissile Materials, 2010.
- DUDERSTADT, James J., E LOUIS J. HAMILTON. **Nuclear Reactor Analysis**. Department of Nuclear Engineering. The University of Michigan, 1975.
- EISENBERG R. e RESNICK R. **Física Quântica**. Editora Campus, 1979.
- FAIRLEY, Peter. **Developing Nations Put Nuclear on Fast-Forward**. MIT Technology Review, 2013.
- HAZAMA, T., G. CHIBA, e K. SUGINO. **Development of a fine and ultra-fine group cell calculation code SLAROM-UF for fast reactors analyses**. Japan: Journal of Nuclear Science and Technology, 2006.
- IAEA, International Atomic Energy Agency. **Nuclear Power Reactors In The World**. Reference Data Series. Viena, 2013.
- ISHIGURO, Yuri. **Uma Análise de Projeto Nuclear Brasileiro: Necessidade de Reatores Regeneradores Rápido e Projetos de Núcleos de um Reator Rápido Experimental**. 1983.
- JUUTILAINEN, Pauli. **Simulating the Behaviour of the Fast Reactor JOYO**. Interlaken, Switzerland, 2008.
- KAPLAN, Irving. **Física Nuclear**. Aguilar, 1961.
- POPOV, S. G., J. J. CARBAJO, K. V. IVANOV, e G. L. YODER. **Thermophysical properties of MOX and PUO2 fuels including the effects of irradiation**. Oak Ridge National Laboratory, 2000.
- SABUNDJIAN, Gaiane. **Análise Básica e Comparação das Característica do GCFR e LMFBR com o Ciclo do Tório pela Teoria de Difusão em Um Grupo de Energia**. São Paulo, 1981.

SERIES, IAEA Nuclear Energy. ***Liquid Metal Coolants for Fast Reactors Cooled by Sodium, Lead and Lead-Bismuth Eutectic.*** 2012.

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

TAVARES, Odilon A. P. ***Energia nuclear: ontem e hoje.*** Vol. 50. 2011.

WALTAR, Alan E., e Albert B. REYNOLDS. ***Fast Breeder Reactors.*** USA, 1981.

ZAMBONI, Cibele Bueno. ***Fundamentos da Física de Nêutrons.*** Livraria da Física, 2007.

7 ANEXOS

7.1 DENSIDADES EM FUNÇÃO DA TEMPERATURA

7.1.1 DENSIDADE DO MOX

The UO₂, PuO₂, and MOX fuels have very similar thermal expansions.¹⁻² The expression of Martin¹ can be used for UO₂ and MOX, with the corresponding basic density (at 273 K). The relative thermal expansion $[(L(T) - L(273))/L(273) = \Delta L(T)/L(273)]$, the true linear thermal expansion coefficient (TLTEC) $[\alpha_s(T) = 1/L(273) * (dL/dT)_p]$, and density $[\rho(T)]$ of solid stoichiometric UO₂ or MOX fuel in the temperature region of 273 to 923 K are recommended to be calculated by these correlations:¹

$$\Delta L(T)/L(273) = -2.66 * 10^{-3} + 9.802 * 10^{-6} * T - 2.705 * 10^{-10} * T^2 + 4.391 * 10^{-13} * T^3 ;$$

$$L(T) = L(273) * (9.9734 * 10^{-1} + 9.802 * 10^{-6} * T - 2.705 * 10^{-10} * T^2 + 4.391 * 10^{-13} * T^3) ;$$

$$\alpha_s(T) = 9.828 * 10^{-6} - 6.39 * 10^{-1} * T + 1.33 * 10^{-12} * T^2 - 1.757 * 10^{-17} * T^3, (1/K) ;$$

$$\rho_s(T) = \rho_s(273)$$

$$* (9.9734 * 10^{-1} + 9.802 * 10^{-6} * T - 2.705 * 10^{-10} * T^2 + 4.391 * 10^{-13} * T^3)^{-3}, (kg/m^3) ;$$

Densities $\rho_s(273)$ at 273 K of uranium and plutonium dioxides are 10,970 kg/m³ and 11,460 kg/m³, respectively. Depending on mole fraction of PuO₂, density of the solid solution of uranium and plutonium dioxides (U_{1-y}Pu_y)O₂ changes according to the linear law:

$$\rho_s(273) = 10,970 + 490y \text{ (in kg/m}^3\text{)}, \text{ for } (0 \leq y \leq 1) .$$

Fonte: POPOV. S.G, CARBJO. J. J., IVANOV. V.K. e YODER G.L. **Thermophysical Properties of MOX and UO₂ Fuels Including the Effects of Irradiation**, 2000.

7.1.2 DENSIDADE DO SÓDIO

$$\rho(T) = \rho(T_{fus\grave{a}o}) \cdot 0,000224(T - T_{fus\grave{a}o})$$

Na qual:

$\rho(T)$ é a densidade em (g/cm³) do sódio a temperatura investigada T em °C

$\rho(T_{fus\grave{a}o})$ é a densidade em (g/cm³) do sódio a temperatura de fusão $T_{fus\grave{a}o} = 97,81^\circ\text{C}$

Fonte: Randbook of chemistry and physics - 75th Edition

7.2 CÁLCULO DA 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 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:

$$\frac{1}{r} \frac{d}{dr} k_F r \frac{dT}{dr} = -q'''$$

11

Sendo:

r = raio da vareta

k_F = coeficiente de condução de calor do combustível;

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

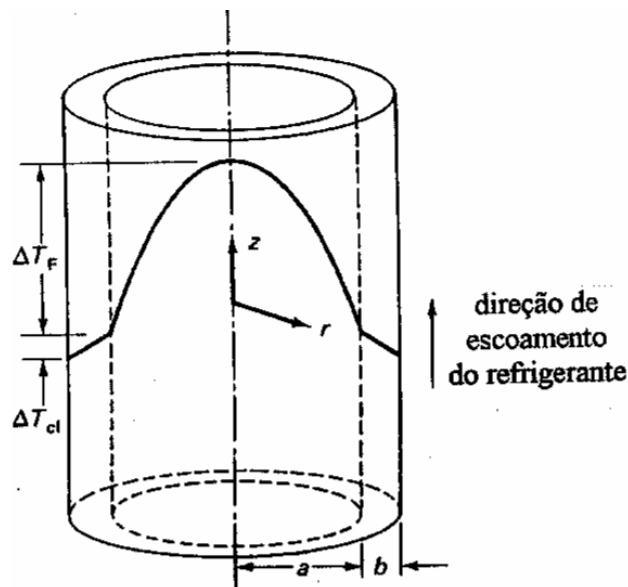


FIG. 1: Distribuição de temperatura em um elemento combustível cilíndrico.

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

11, a variação da temperatura T entre o centro e a extremidade do combustível:

$$T(r) = T_{LC} - \frac{q''' r^2}{4\bar{k}_F} \quad 12$$

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

Define-se a densidade de potência linear como:

$$q' = \pi r_F^2 q''' \quad 13$$

A equação 12 pode ser escrita então em termos da densidade de potência linear q' :

$$\Delta T_{Comb} = \frac{q'}{4\pi \bar{k}_F} \quad 14$$

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 UO_2 varia entre 61,1 a 71,9 KJ/mol.

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:

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

15

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.

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:

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

16

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:

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

17

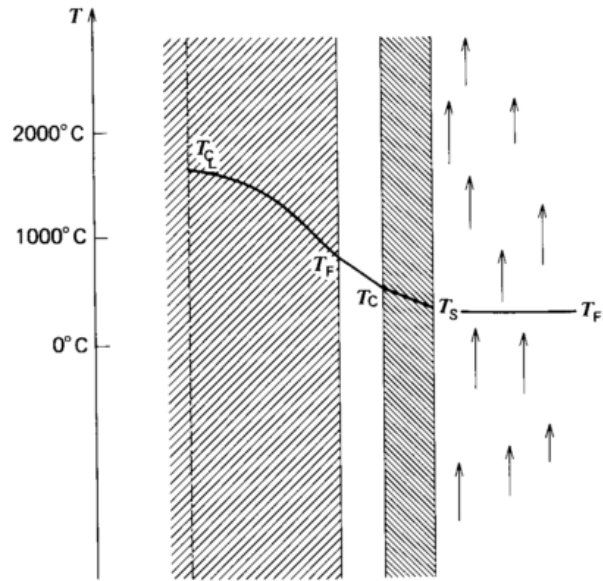


FIG. 2: Distribuição de temperaturas em uma vareta de combustível cilíndrica com vazio entre o combustível e o revestimento.

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:

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

18

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:

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

19

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 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° C ela diminui, após esse valor, aumenta. Por conta da grande variação radial de temperatura no combustível, é necessário fazer uma média:

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

20

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, esta se enquadra com as condições do trabalho:

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

21

Ela é válida para uma relação de aproximadamente 80% de UO_2 e 20% de PuO_2 . Tomando os valores das concentrações da TAB. 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 11, é possível gerar a densidade linear de potência do núcleo. Por comodidade, reproduzimos a expressão:

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

$$= \frac{2\pi (1500 - 800)}{\frac{1}{2 \times 3} + \frac{3,5 \times 10^{-4}}{11 \times 0,00281} + \frac{1}{2 \times 10^{-4} (2,81 \times 10^{-3} + 3,5 \times 10^{-4})}} \cong 22 \frac{kW}{m}$$

22

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 $1500 K \sim 1200^\circ C$. Uma análise termo hidráulica detalhada certamente poderá alterar o valor de q' que estará próximo dessa primeira aproximação.

Fonte: 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.