



**AUTARQUIA ASSOCIADA À UNIVERSIDADE
DE SÃO PAULO**

AVALIAÇÃO NEUTRÔNICA DE REATOR CARREGADO COM COMBUSTÍVEL METÁLICO E REFRIGERADO POR CHUMBO

JAMIL ALVES DO NASCIMENTO

**Tese apresentada como parte dos
requisitos para obtenção do Grau de
Doutor em Ciências na Área de Reatores
Nucleares de Potência e Tecnologia do
Combustível Nuclear.**

**Orientador:
Dr. Adimir dos Santos**

**São Paulo
2000**

INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES

Autarquia associada à Universidade de São Paulo

**AVALIAÇÃO NEUTRÔNICA DE REATOR CARREGADO COM
COMBUSTÍVEL METÁLICO E REFRIGERADO POR CHUMBO**

JAMIL ALVES DO NASCIMENTO

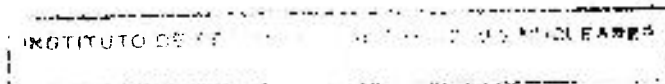


Tese apresentada como parte dos requisitos para a obtenção do grau de Doutor em Ciências na Área de Reatores Nucleares de Potência e Tecnologia do Combustível Nuclear.

Orientador:
Dr. Adimir dos Santos

SÃO PAULO

2000



**Aos meus pais,
Leal Alves do Nascimento e
Benedicta Pereira Alves,
a quem tudo devo.**

**Para Shizuca, minha esposa,
e nossos filhos,
Guilherme e Flavio,
que a cada dia
me fazem ver o mundo
com outros olhos.**

AGRADECIMENTOS

- Ao amigo e orientador, Dr. Adimir dos Santos, pela orientação, dedicação, confiança e incentivo durante o desenvolvimento deste trabalho.
- Ao Instituto de Estudos Avançados (IEAv) do Centro Técnico Aeroespacial, Comando da Aeronáutica, pelo apoio Institucional.
- Ao Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN-CNEN-SP) e Comissão de Pós-Graduação pelos cursos realizados.
- Ao amigo Renato Matheus pela, sempre, boa vontade e ajuda na área de informática.
- Aos amigos Alexandre David Caldeira, Jaime Anaf e Wilson José Vieira, pelo apoio e ajuda em várias áreas.
- À amiga Raquel M. Villela Nunes pela ajuda na tecnologia do sódio.
- Ao Prof. Luiz Osorio de Brito Aghina do IEN-CNEN, pela presteza e ajuda na obtenção de documentos bibliográficos.
- À Fundação de Amparo à Pesquisa do Estado de São Paulo (FAPESP), que viabilizou a infra-estrutura de informática.
- Finalmente, aos amigos que, direta ou indiretamente, colaboraram para a execução deste trabalho.

AVALIAÇÃO NEUTRÔNICA DE REATOR CARREGADO COM COMBUSTÍVEL METÁLICO E REFRIGERADO POR CHUMBO

Jamil Alves do Nascimento

RESUMO

É proposto um conceito de reator integrado (ILR) para ser usado futuramente no Brasil e em outros países em desenvolvimento. O ILR é uma associação das melhores características do reator rápido integrado (IFR) americano e do reator russo refrigerado por chumbo (LCR). Como o ILR não libera rejeitos de alta atividade no ambiente, ele é uma alternativa adequada para a próxima geração de reatores. Também, é idealizada a sua associação com uma bomba de calor química para uso em processos industriais a altas temperaturas. O reator é iniciado com combustível U-Zr e passa para U-TRU-Zr no ciclo de equilíbrio. Os principais parâmetros do núcleo: reatividades de queima e de vazios no chumbo, efeito Doppler, enriquecimentos e fluência rápida foram avaliados em função do diâmetro da vareta, razão passo/diâmetro e potência do núcleo no intervalo 300 a 1500 MWe. Para amenizar o acidente TOP um requisito é ter a reatividade de queima (Δk_{queima}) $< \beta_{\text{ef}}$. O uso do urânio enriquecido resulta em uma baixa conversão, portanto, nos primeiros ciclos o objetivo para Δk_{queima} não é satisfeito no intervalo de potência analisado. No ciclo de equilíbrio, a superioridade neutrônica do U-TRU-Zr aliada a uma estratégia de compensação de reatividade possibilita uma $\Delta k_{\text{queima}} < \beta_{\text{ef}}$ com um núcleo de 350 MWe. O efeito Doppler é pequeno, como esperado em um reator rápido carregado com combustível metálico. A reatividade de vazios no chumbo é negativa para perturbações no núcleo todo. A fluência rápida é alta e o projeto do núcleo precisa ser otimizado para satisfazer o limite atual de $4,0 \times 10^{23}$ n/cm². Nos ciclos iniciais é necessário tolerar um enriquecimento maior que 20 % e uma $\Delta k_{\text{queima}} > \beta_{\text{ef}}$. Todo o processo de otimização do ILR ainda está por ser feito.

NEUTRONIC EVALUATION OF METALLIC FUELED AND LEAD COOLED NUCLEAR REACTOR

Jamil Alves do Nascimento

ABSTRACT

An Integral Lead Reactor concept (ILR) is proposed to be used in the future in Brazil and other developing countries. The ILR is an association of the best characteristics of the American Integral Fast Reactor (IFR) and of the Russian Lead Reactor (LCR). Since the ILR does not release high level wastes to the environment it may constitute a viable alternative for the next generation nuclear reactors. Moreover, an association of the ILR and a Chemical Heat Pump to be used in high-temperature industrial processes is idealized. The reactor is started with U-Zr fuel and shifts to U-TRU-Zr fuel in the equilibrium cycle. The main core parameters: burnup and lead void reactivities, Doppler effect, enrichments and fast fluence are evaluated as a function of the fuel pin diameter, pin/diameter ratio and reactor cores in the 300 to 1500 MWe power range. To mitigate the TOP accident, an ILR requisite is to have a burnup reactivity $\Delta k_{Bu} < \beta_{eff}$. The use of enriched uranium results in a poor core conversion ratio, therefore, in the first few cycles, the goal Δk_{Bu} is not satisfied in the analyzed power range. The neutronic superiority of U-TRU-Zr allied to a reactivity compensation strategy results in a $\Delta k_{Bu} < \beta_{eff}$ for a 350 MWe core in the equilibrium cycle. The Doppler effect is small, as expected in a fast reactor loaded with metallic fuel. The lead void reactivity coefficient is negative for whole core perturbations. The fast fluence is high and the studied core needs an optimization to satisfy the present limit of $4,0 \times 10^{23}$ n/cm². Enrichments higher than 20 % and a $\Delta k_{Bu} > \beta_{eff}$ must be tolerated in the initial cycles. All the optimization process of the ILR concept is still to be performed.

SUMÁRIO

	Página
1 INTRODUÇÃO	1
1.1 Objetivo	7
1.2 Organização e Conteúdo do Trabalho	7
2 HISTÓRICO E ESTADO ATUAL DO REATOR RÁPIDO	10
2.1 Estados Unidos da América	14
2.2 Rússia	17
2.3 França	18
2.4 Reino Unido	20
2.5 Japão	22
2.6 Índia	23
2.7 Brasil	24
2.8 Coreia	25
2.9 China	26
2.10 Outros	26
2.11 Sumário e Conclusões	27
3 O CONCEITO “INTEGRAL FAST REACTOR - IFR”	30
3.1 Filosofia do IFR	30
3.2 Características do IFR	31
3.2.1 Combustível metálico	34
3.2.2 Reciclagem, refabricação e tratamento dos rejeitos	43

4	REFRIGERANTE E MATERIAL ESTRUTURAL	52
4.1	Refrigerantes Sódio e Chumbo	52
4.2	Material Estrutural	57
4.2.1	Aços austeníticos	58
4.2.2	Aços ferríticos	60
4.3	Sumário e Conclusões	61
5	SEGURANÇA E CUSTOS DO REATOR	63
5.1	Segurança Inerente e Passiva	63
5.2	Acidentes Base de Projeto	67
5.3	Capacidade de Desligamento Passivo	67
5.3.1	Acidente de perda da vazão (LOF)	68
5.3.2	Acidente de perda da rejeição de calor (LOHS)	71
5.3.3	Controle de reatividade pela temperatura de entrada	73
5.3.4	Potência e desligamento passivo	74
5.4	Testes de Controle Passivo Com o Reator EBR-II	75
5.4.1	Testes de circulação natural	75
5.4.2	Testes de perda de vazão sem desligamento (LOF-WS).	76
5.4.3	Teste de perda da rejeição de calor sem desligamento (LOHS-WS)	78
5.4.4	Teste de super-resfriamento	79
5.5	Custos	81
5.6	Sumário e Conclusões	84
6	SISTEMA DE CÁLCULO	86
6.1	Dados Nucleares e Códigos	86
6.2	Avaliação do Sistema de Cálculo	89
6.3	Avaliação do Número de Grupos Condensados	91
7	CONCEPÇÃO DO NÚCLEO DO ILR	94
7.1	Filosofia Para a Concepção do Núcleo	94
7.2	Materiais Utilizados no Núcleo	95
7.3	Diâmetro da Vareta e Razão passo/diâmetro (p/d)	96
7.4	Feixe de Combustível	97

7.5	Potência do Núcleo	98
7.6	Temperaturas de Entrada e Saída	98
7.7	Arranjo Horizontal e Estrutura Axial do Núcleo	99
8	AVALIAÇÃO NEUTRÔNICA DO ILR	103
8.1	Requisitos Para o Conceito ILR	103
8.1.1	Queima	103
8.1.2	Fluência rápida	104
8.1.3	Enriquecimento	104
8.1.4	Reatividade de queima	105
8.1.5	Reatividade de vazios no chumbo	105
8.1.6	Efeito Doppler	106
8.2	Método de Cálculo	106
8.3	Avaliação do Primeiro Ciclo de Queima	109
8.3.1	Reatividade de queima, razão de conversão e regeneração	109
8.3.2	Enriquecimento de ^{235}U	118
8.3.3	Fluência rápida	119
8.3.4	Efeito Doppler	120
8.3.5	Reatividade de vazios no chumbo	121
8.3.6	Efeito do acúmulo do ^{239}Np e ^{236}U	124
8.3.7	Comentários e conclusões	125
8.4	Considerações Para a Obtenção do Ciclo de Equilíbrio	126
8.5	Método Para a Obtenção do Ciclo de Equilíbrio	129
8.6	Avaliação do Ciclo de Equilíbrio	136
8.6.1	Reatividade de queima e β_{ef}	138
8.6.2	Enriquecimento e massas de TRU e MA	145
8.6.3	Fluência rápida	148
8.6.4	Efeito Doppler e reatividade de vazios no chumbo	152
8.6.5	Síntese do núcleo para $\Delta k_{\text{queima}} < \beta_{\text{ef}}$	156
8.6.6	Comentários e conclusões	161

9	ILR DE 350 MWe (ILR-350)	163
9.1	Projeto do Feixe	163
9.2	Arranjo dos Feixes no Núcleo	164
9.3	Eletrorefino de Uma Recarga do ILR-350	170
9.4	Aplicação do ILR em Alta Temperatura	172
9.5	Comentários e Conclusões	175
9.6	Sugestões Para Trabalhos Futuros	177
10	CONCLUSÕES	181
	REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	185

1 INTRODUÇÃO

A Agenda 21 estabelecida no encontro do Rio de Janeiro em 1992 apontou que os principais desafios da humanidade no próximo século serão tirar da pobreza três quartos da população mundial que vivem nos países em desenvolvimento (PiDes) e prover um ambiente saudável para todos. Considerando que somente um quarto da energia produzida é consumida nestes países este resgate exigirá um aumento considerável na capacidade de geração.

As projeções médias do “World Energy Council” para o crescimento populacional e demanda de energia no século 21 estão apresentadas na Tabela 1.1. A população mundial deve dobrar enquanto que a geração de energia quadruplicará. Os maiores crescimentos, 90 % na população e 200 % na energia, ocorrerão nos PiDes.

Tabela 1.1: Projeções da população mundial e demanda de energia primária até 2100.

Ano	População (Bilhões)	Energia (Gtoe)*
2000	6	10
2050	10	20
2100	12	39

Energia dos recursos de urânio usado em:

Reatores térmicos	260 Gtoe
Reatores rápidos	15540 Gtoe

(*) Gtoe = Giga toneladas de petróleo equivalente

O aumento da demanda associado à necessidade de ambiente saudável indica que a energia nuclear poderá ter um papel fundamental na vida dos cidadãos nas próximas décadas. Os reatores térmicos atuais terão que ser melhorados e sistemas mais eficientes e com baixo impacto ambiental deverão ser desenvolvidos. Nestes aspectos, o reator térmico não é a melhor opção, como mostra a Tabela 1.1. O desenvolvimento do reator rápido (RR) com aplicações não só na produção de energia elétrica pode ser a chave para atender a demanda e cumprir o desafio da Agenda 21.

Atualmente, os reatores nucleares da próxima geração estão sendo pesquisados nos países desenvolvidos. Estes reatores possuem características inovadoras e procuram satisfazer vários requisitos para ser comercializados: (a) utilização eficiente dos recursos naturais; (b) ênfase em segurança inerente e passiva; (c) adequado gerenciamento dos rejeitos; (d) resistente a proliferação; (e) economicamente competitivos com outras fontes; e (f) boa aceitação pública.

Para os PiDes e Brasil, além das características citadas acima, os requisitos preconizados pelo conceito denominado “Self-Consistent Nuclear Energy System” (SCENES) [Arie et al, 1998] proposto no início da década de 90 é bem adequado: (a) gerar energia; (b) regenerar combustível; (c) auto-confinar e queimar produtos de fissão; e (d) ser seguro.

O conceito denominado “Integral Fast Reactor” (IFR) [Graham, 1985; Hannum, 1997] proposto pelo laboratório nacional de Argonne (ANL) dos EUA é uma boa opção para satisfazer estes requisitos. O IFR adota a filosofia de centro de geração elétrica auto-sustentável com dois pontos: (i) no sítio ficarão os reatores e as instalações de fabricação, reciclagem e tratamento dos rejeitos; e (ii) só entra urânio enriquecido e empobrecido ou plutônio para as cargas iniciais e só sai material na forma final para depósito permanente. Para satisfazer esta filosofia foram escolhidos, estrategicamente, o combustível do tipo metálico e um processo de reciclagem via seca, realizado por eletrodeposição usando a tecnologia de sais fundidos, denominado piroprocesso [Laidler et al, 1997].

O ciclo de combustível do IFR foi demonstrado em escala de laboratório com o reator EBR-II [Stevenson, 1987] e as tecnologias relevantes estão na fase de desenvolvimento comercial [Hannum, 1997]. A fabricação do combustível está bem estabelecida e continuam sendo desenvolvidos os processos de reciclagem e acondicionamento de rejeitos de alta atividade (“High Level Waste”) (HLW) [Ackerman et al, 1997; Battles et al, 1991; Benedict et al, 1991; Burris et al, 1987].

Nas questões de segurança, os estudos [Ott, 1988] e desenvolvimentos feitos nos EUA e os testes reais, a plena potência, feitos no EBR-II [Kusmaul et al, 1987],

demonstraram que o combustível metálico apresenta um comportamento favorável à segurança passiva do RR em acidentes severos do cenário base de projeto, como: perda de vazão sem desligamento (“Loss-of-Flow Without Scram”) (LOF-WS) e perda da rejeição de calor sem desligamento (“Loss-of-Heat Sink Without Scram”) (LOHS-WS). Dos acidentes do cenário, o “Transient Over Power” (TOP) é o que ainda traz uma preocupação maior devido ao pequeno efeito Doppler deste combustível [Waltar et al, 1981], que é compensado, em parte, pelo seu coeficiente de expansão térmica. No entanto existe uma questão técnica, se a expansão térmica é eficaz em uma matriz porosa, como fica este combustível com a queima.

O uso do combustível metálico com o processo de enriquecimento a laser (“Atomic Vapor Laser Isotope Separation”) (AVLIS) é ideal porque não é preciso nenhuma transformação no combustível, antes e depois do enriquecimento. Por outro lado, os outros tipos requerem transformações que aumentam custos. O combustível óxido usa processo de fabricação complexo, baseado na tecnologia do pó, com transformações que requerem muitas amostragens para o controle de qualidade e inspeções de rotina. Isto exige um maior número de equipamentos o que torna a contaminação mais problemática e a possibilidade de uma maior exposição de operadores.

No piroprocesso os actínídeos menores (MA) (“Minor Actinides”) permanecem no combustível e retornam para ser queimados [Laidler et al, 1997; Stevenson, 1987]. Esta queima permite que o tempo de armazenamento do HLW seja reduzido de milhões de anos para algumas centenas de anos [Benedict et al, 1991; Kock, 1992]. Com isto o trabalho de salvaguarda é minimizado e a garantia de armazenamento seguro por um tempo tão longo pode ser, eventualmente, eliminado. A engenharia de construção já provou que possui tecnologia segura para tempos da ordem de centenas de anos. Conseqüentemente, os custos de armazenamento do HLW e o impacto ambiental serão menores que os obtidos com a tecnologia de reatores térmicos e do reator rápido tradicional.

Nos reatores rápidos está consagrada o uso do sódio, apesar das dificuldades na sua utilização: reação exotérmica com a água e umidade do ar, corrosão dos

materiais estruturais, ativação por nêutrons e reatividade de vazios (RV) positiva, dependendo do porte e projeto do núcleo. No entanto, os problemas com os reatores rápidos construídos, vazamentos nos reatores SUPERPHENIX [Pesteil et al, 1990] e MONJU [PNC, 1996], mostram que o “Calcanhar de Aquiles” desta tecnologia é o manuseio do sódio.

Em meados da década de 80 o Instituto Kurchatov da Rússia [Adamov et al, 1997] propôs uma nova linha de reatores rápidos com chumbo como refrigerante (“Lead-Cooled Reactor”) (LCR). Esta proposta foi baseada na experiência russa adquirida com o uso de reatores refrigerados por chumbo/bismuto em submarinos nucleares. Recentemente foi autorizada a construção do protótipo BREST-300 [INN, 1998] que usa o combustível nitreto.

No início dos anos 90 renovou-se o interesse nos conceitos híbridos acelerador/reator (“Accelerator Driven Systems”) para produção de energia ou redução dos problemas com o HLW [Carminati et al, 1993; Rubbia et al 1995]. O uso do chumbo nestes sistemas deve-se às suas boas propriedades térmicas e alta produção de nêutrons pela reação de “spallation” com prótons de energia da ordem de 1 GeV.

Atualmente, o chumbo é uma alternativa ao sódio [Sekimoto et al, 1994; Gromov et al, 93; Adamov et al, 1993; Myasnikovm et al, 1993] como refrigerante do reator rápido refrigerado por metal líquido (“Liquid Metal Reactor”) (LMR). Ele melhora a segurança e os custos destes reatores. O alto ponto de ebulição permite imaginar aplicações do LCR em áreas que utilizam energia intensivamente, como fonte de calor para processos industriais e propulsão marítima [Myasnikovm et al, 1993; Tupper et al, 1993]. Consequentemente, isto pode melhorar a penetração do LMR no mercado de energia. Porém, neste caso, ainda será necessário um grande esforço em P&D. Além disso, o LCR também pode ser usado em associação com o LWR para queimar os MA e transmutar os produtos de fissão (PFs) gerados neste reator.

A utilização do combustível metálico com chumbo como refrigerante já é objeto de interesse da comunidade nuclear americana e japonesa. Em 1995, Sekimoto [Sekimoto et al, 1994] estudou reatores pequenos refrigerados por chumbo ou

chumbo/bismuto carregado com combustível metálico ou nitreto para utilização em áreas remotas. Neste mesmo ano Zaki [Zaki et al, 1995a, 1995b] apresentou cálculos mais detalhados com respeito a segurança destes reatores. Estes estudos foram restritos a reatores com potência de 150 MWt, com núcleos de vida longa, 12 anos, e a ênfase foi no combustível nitreto. Nesta mesma linha, Greenspan [Greenspan et al, 1998] estudou em 1998 a associação do combustível U-Zr e chumbo para um reator de 50 MWt com ciclo de queima longo, para utilização nos PiDes. Neste estudo a reciclagem do combustível foi descartada para melhorar a resistência à proliferação.

Atualmente, os países desenvolvidos têm um grande estoque de plutônio oriundo da operação dos LWRs e do desmonte de ogivas nucleares, conseqüentemente, a médio prazo a regeneração está descartada nestes países. Por outro lado, nos PiDes não existe estoque de plutônio e nem capacidade de reprocessamento e a regeneração é um requisito desejável como foi no passado nos países desenvolvidos. A regeneração limitará a quantidade de mineração necessária, a sua associação com o conceito de central de geração auto-sustentável diminuirá o impacto ambiental e o risco de proliferação, visto que o transporte de material ficará drasticamente reduzido e confinado ao sítio do reator.

O panorama exposto anteriormente sugere que a associação das melhores características dos conceitos IFR e do LCR pode resultar em um conceito híbrido aqui denominado ILR (“Integral Lead Reactor”) que satisfaz os requisitos para os reatores de 4ª geração e aqueles do conceito SCENES e é adequado para ser usado nos PiDes e, em particular, no Brasil.

Especificamente, o ILR aqui proposto adota a filosofia de central de geração de energia auto-sustentável, com reprocessamento, fabricação e tratamento dos rejeitos no local; só entra urânio enriquecido ou plutônio para os ciclos iniciais; só sai material na forma final para depósito permanente. Também, ele usa combustível denso, metálico ou nitreto; circuito primário a prova de vazamento, tipo piscina ou “top-entry”; piroprocesso para o reprocessamento; e chumbo como refrigerante.

Os requisitos do conceito SCENES exigem um sistema ambientalmente limpo. Para um sistema nuclear se enquadrar nesta classe é necessário que ele tenha um

eficiente esquema de reciclagem e transmutação dos núclídeos (“Partition/Transmutation P/T”). O ILR apresenta todas as características necessárias para satisfazer este esquema: ele recupera os elementos transurânicos (TRUs) com alta eficiência (>0.999) [Laidler et al, 1997], via piroprocesso, e possui um excelente dispositivo para queimá-los, o reator rápido. Para o caso dos PFs problemáticos, pode-se projetar linhas específicas de recuperação durante o tratamento dos rejeitos e prover posições especiais no núcleo para transmutá-los. Consequentemente, o ILR apresenta todas as características para ter rejeitos isentos de HLW e de PFs problemáticos.

No futuro, os PiDes e o Brasil necessitarão de novas fontes de energia para atender o aumento da demanda devido a melhoria da qualidade de vida de suas populações. O potencial hidráulico terá se esgotado e novas fontes terão que ser introduzidas. Os combustíveis fósseis serão menos competitivos tanto do ponto de vista econômico como ambiental, os problemas devido ao efeito estufa poderão estar agravados. O ILR pode ser uma alternativa para atender este aumento de demanda visto que os problemas devido ao uso do sódio serão eliminados. Além disso, se esta concepção provar que pode amenizar não só as principais questões hoje colocadas à energia nuclear: segurança, custos e os problemas relacionados ao HLW, mas, também, aquelas relacionadas ao aquecimento global, a aceitação pela população pode ser prontamente conseguida.

Nos PiDes e no Brasil será mais adequado iniciar o ILR com urânio enriquecido. Nestes países não há plutônio suficiente e o início com este combustível será inviável e indesejável, tendo em conta os aspectos de proliferação e falta de experiência. À medida que a tecnologia for amadurecendo e a experiência aumentando, se passará, ciclo a ciclo, para o combustível mais eficiente, o plutônio.

As vantagens esperadas deste conceito são:

- i) as dificuldades mencionadas quanto ao uso do sódio serão amenizadas;
- ii) devido ao espectro duro, o reator será um eficiente regenerador de material físsil;
- iii) dentre as tecnologias de reatores a fissão, este conceito apresenta excelentes características para diminuir o problema dos rejeitos de alta atividade;

- iv) no caso de acidente, a segurança deste reator será superior à do refrigerado por sódio devido ao aumento da margem de temperatura até a ebulição;
- v) a aceitação da população poderá ser facilitada devido ao alto grau de segurança passiva e baixo impacto ambiental em toda as etapas do ciclo de combustível, e
- vi) os custos relacionados poderão ser menor devido as simplificações no sistema primário e vantagens em vários aspectos do ciclo de combustível.

1.1 Objetivo

O objetivo deste trabalho é fazer uma avaliação neutrônica do conceito ILR proposto, carregado com combustível U-Zr, no início da vida, e U-TRU-Zr no ciclo de equilíbrio. Esta avaliação permitirá estabelecer o comportamento de parâmetros importantes do núcleo em função da potência do reator, diâmetro da vareta e razão passo/diâmetro. Usando critérios de projeto atuais para os reatores rápidos do futuro, serão estabelecidos os intervalos de validade das variáveis em estudo para que se obtenha um conceito tecnologicamente possível. O foco principal será a amenização do acidente de sobrepotência (TOP), para isso a reatividade de queima alvo deverá ser menor que β_{ef} . Também, baseado no estudo, propor um núcleo com boa segurança passiva e inerente que poderá ter rejeitos isentos de HLW e dos PFs problemáticos, o que melhorará a aceitação pela população. Portanto, um reator que satisfaz os requisitos para os reatores da próxima geração e que pode atender uma futura necessidade de geração de energia no Brasil e nos países em desenvolvimento.

1.2 Organização e Conteúdo do Trabalho

O trabalho foi organizado como segue.

O Capítulo 2 apresenta o histórico dos reatores rápidos, com ênfase nos refrigerados por sódio, desde as descobertas que levaram a construção dos primeiros

reatores deste tipo na década de 50 até os dias atuais. É comentada a situação Brasileira neste cenário.

O Capítulo 3 mostra, de maneira sucinta mas completa, o conceito IFR proposto pelos americanos que é a base do “Advanced Liquid Metal Reactor - ALMR” e do conceito aqui proposto. São apontadas as principais características e comentadas suas conseqüências para a segurança e custos do reator.

O Capítulo 4 faz uma comparação das principais características dos refrigerantes sódio e chumbo para uso em de reator rápido. São apontadas algumas diferenças relevantes entre estes refrigerantes tanto do ponto de vista nuclear como de propriedades físicas e térmicas. Em seguida são apresentados alguns tipos de aços inoxidáveis usados como material estrutural no sistema primário do reator rápido.

O Capítulo 5 trata a questão da segurança e os custos dos RR. É comentada a questão da segurança inerente e passiva que é um requisito para a próxima geração de reatores. É apresentada uma comparação teórica de alguns acidentes do cenário base de projeto com reator carregado com combustível óxido e metal. São mostrados alguns testes reais feitos com o EBR-II em 1986 que comprovam a segurança inerente dos RR carregados com combustível metálico. A questão dos custos é abordada de forma simples com comparações entre economia de escala, padronização, construção em módulos e evolução de alguns projetos como o SupePhenix e ALMR.

No Capítulo 6 é mostrado o sistema de cálculo estabelecido para a análise do ILR. São apresentados os códigos e comentados os testes de verificação da operacionalidade deste sistema.

O Capítulo 7 trata da concepção dos núcleos para os estudos do ILR. É estabelecida a filosofia para a concepção dos núcleos e são apresentadas todas as considerações e aproximações feitas para a definição do arranjo dos núcleos.

No Capítulos 8 são feitas as avaliações dos núcleos no primeiro ciclo e no ciclo de equilíbrio, respectivamente. São apresentadas a metodologia de cálculo e os

requisitos do conceito, tanto para o primeiro ciclo como para o ciclo de equilíbrio. São discutidos o comportamento dos parâmetros de interesse nestes ciclos. Posteriormente, baseado nos parâmetros avaliados, são discutidas as tendências das variáveis em estudo de modo que se obtenha a reatividade de queima desejada.

No Capítulo 9 é feita a concepção de um núcleo para o ILR baseado nas conclusões das análises feitas no primeiro ciclo e no ciclo de equilíbrio. O objetivo para o conceito é uma boa segurança inerente e passiva. Em seguida é mostrado a associação do ILR com uma bomba de calor química, para uso em processos industriais que requeiram alta temperatura. Também, são comentadas as questões relevantes que devem ser objeto de estudos posteriores para aperfeiçoamento e otimizações do ILR.

A Seção 10 apresenta as conclusões e a contribuição deste trabalho para um possível uso seguro da energia nuclear.

2 HISTÓRICO E ESTADO ATUAL DO REATOR RÁPIDO

O início do desenvolvimento do reator rápido (RR) ocorreu nos Estados Unidos sendo resultado direto dos conhecimentos adquiridos com as pesquisas feitas em Los Alamos durante a II Guerra Mundial. Naquela época, os cientistas perceberam os benefícios que a energia nuclear poderia trazer para a Humanidade se os fenômenos descobertos pudessem ser usados para a produção de energia em larga escala.

No início da década de 40 demonstrou-se que os isótopos ^{233}U , ^{235}U e ^{239}Pu podiam ser fissionados pelo bombardeamento com nêutrons. Também foi descoberto que o ^{238}U e ^{232}Th podiam capturar nêutrons e converterem-se em ^{239}Pu e ^{233}U , respectivamente. Surgiu então a idéia que este fenômeno poderia ser usado para gerar isótopos físeis a partir destes elementos que chamaram de férteis. Este processo foi denominado de regeneração (“breeding”).

Um pouco mais tarde descobriu-se que o parâmetro η , nêutrons emitidos em fissão por nêutron absorvido, do ^{239}Pu dependia da energia do nêutron que ocasionava a fissão. Também, que o ^{233}U era melhor que o ^{239}Pu , neste aspecto, no caso de nêutrons térmicos. Ficaram então estabelecidos os ciclos do ^{233}U e ^{239}Pu para os reatores regeneradores térmicos e rápidos. Embora o urânio possa ser usado no espectro rápido o plutônio é mais eficiente.

Portanto, já na década de 40 a base física para a construção de um reator nuclear capaz de gerar mais combustível do que consome tinha sido identificada. Este conhecimento motivou os cientistas a iniciarem o esforço para o estabelecimento desta tecnologia o que persiste até hoje. A Tabela 2.1 apresenta todos os reatores rápidos já construídos no mundo e algumas de suas características. Também são mostrados os novos projetos dos países desenvolvidos e dos países que estão iniciando-se nesta tecnologia.

Tabela 2.1: Reatores rápidos no mundo

PAÍS	Reator	Potência MWt/MWe	Combustível	Refrigerante	Operação
E.U.A.	Clementine	0,025/0	Pu	Hg	1946-52
	EBR-I	1,2/0,2	U, U-Fe, Pu Pu-Al	NaK	1951-63
	LAMPRE	1,0/0	Pu-Fe	Na	1961-65
	SEFOR	20	(Pu-U)O ₂	Na	1969-72
	Fermi	220/65	U-Mo	Na	1963-72
	EBR-II	62,5/20	U-Fs, U-Zr	Na	1963-
	FFTF	400	UO ₂ -PuO ₂	Na	1980-
	CRBR	975/380	UO ₂ -PuO ₂	Na	Cancelado
	ALMR	840/303	U-Pu-Zr	Na	2005
França	Rapsodie	20-40/0	UO ₂ -PuO ₂	Na	1967-83
	Phenix	605/270	UO ₂ -PuO ₂	Na	1973-
	SuperPhenix 1	3000/1242	UO ₂ -PuO ₂	Na	1985-
Reino Unido	DFR	60/15	U-Mo	NaK	1959-77
	PFR	670/250	UO ₂ -PuO ₂	Na	1974-94
Rússia	BR-1	30 W	Pu	Hg	1955-
	BR-2	0,1/0	Pu	Hg	1956-57
	BR-5	5/0	PuO ₂ /UC	Na	1958-72
	BR-10	10/0	PuO ₂	Na	1973-
	BOR-60	60/12	UO ₂ -PuO ₂	Na	1969-
	BN-600	1470/600	UO ₂ -PuO ₂	Na	1980
	BN-800	2100/800	UO ₂ -PuO ₂	Na	Indeterm.
Kasaquistão	BN-350	750/135	UO ₂	Na	1972-
DEBENE*	KNK-II	58/21	UO ₂ -PuO ₂	Na	1977-
	SNR-300	762/312	UO ₂ -PuO ₂	Na	Cancelado
Japão	Joyo	100/0	UO ₂ -PuO ₂	Na	1972-91
	Monju	714/280	UO ₂ -PuO ₂	Na	1994-
	DFBR	1600/600	UO ₂ -PuO ₂	Na	Indeterm.
Itália	PEC	118	UO ₂ -PuO ₂	Na	Cancelado
Índia	FBTR	42/12,5-15	UC-PuC	Na	1985-
	PFBR	1250/500	UO ₂ -PuO ₂	Na	2007
Coréia	KALIMER	392/150	U-Zr	Na	2011
China	CEFR	65/25	UO ₂ -PuO ₂	Na	Indeterm.
EUR	EFR**	3600/1580	UO ₂ -PuO ₂	Na	Indeterm.

DEBENE = Alemanha/Bélgica/Holanda, **EFR = European Fast Reactor

Atualmente, 7 países têm programas, em conjunto ou não, de desenvolvimento do reator rápido. Pode-se dizer que alguns programas já atingiram o estágio pré-comercial: França, Rússia e Inglaterra, outros estão bem estabelecidos e em andamento: Japão e Índia; e alguns estão na fase de consolidação: Coreia e China.

A Alemanha, Bélgica e Holanda desenvolviam um programa conjunto que foi desativado com o cancelamento dos reatores a serem operados na Alemanha. Estes três países mais a Itália se associaram com a França e Inglaterra para desenvolver um projeto europeu, o EFR (“European Fast Reactor”). Recentemente, foi noticiado na imprensa comum que a Alemanha irá desativar todos os seus reatores. Neste caso, parece que no curto prazo, a construção de reatores rápidos neste país está inviabilizada.

O EUA é um caso curioso, investiu fortemente em várias linhas deste tipo de reator e, atualmente, cortou drasticamente as verbas para a operação dos seus reatores experimentais. O EBR-II irá ser desativado após a demonstração da queima do combustível reciclado pelo piroprocesso, U-Pu-Zr, que completa a demonstração do conceito IFR. Apesar deste esforço todo, ele nunca operou um reator protótipo com geração elétrica e, no entanto, o projeto do ALMR continua em andamento.

Os países asiáticos: China, Índia, Japão, Coreia estão com programas firmes de desenvolvimento desta tecnologia. O reator japonês Monju é o mais recente a chegar a criticalidade, 1995.

Os países desenvolvidos nesta área tem histórias de desenvolvimentos semelhantes. Por questão de organização será feito um histórico dos principais países que contribuíram ou contribuem, para o desenvolvimento deste reator. A atuação do Brasil nesta área será brevemente comentada.

O desenvolvimento do reator rápido está bem documentado na literatura técnica sobre esta tecnologia. Uma coleção das conferências sobre estes reatores, não exaustiva, é mostrada na Tabela 2.2. Duas referências, ricas em detalhes, de dois reatores rápidos são o livro editado por Alexanderson [Alexanderson, 1979] sobre o FERMI e o livro de Stevenson [Stevenson, 1987] sobre o ciclo de combustível no EBR-II.

A Agência Internacional de Energia Atômica tem, há mais de 20 anos, um grupo de estudos nesta área: o IWGFR (“International Working Group on Fast Reactor”) do qual o Brasil já participou de 95 a 99, que se reúne anualmente e gera uma grande quantidade de informações, algumas delas estão apresentadas na Tabela 2.3, sobre esta tecnologia.

Tabela 2.2: Conferências na área de reatores rápidos.

Título	Cidade/País	Mês/Ano	Ref.
International conference on fast reactor	Aix-En-Provence, France	Sep/71	93
Optimization of sodium-cooled fast reactors	London, England	Nov/77	27
Design construction and operating experience of demonstration LMFBRs	Bologna, Italy	Apr/78	44
Fast breeder reactors: experience and trends	Lyons, France	Jul/86	46
Fast Breeder Systems: experience gained and path to economical power generation	Pasco, USA	Sep/87	94

Tabela 2.3: Publicações da AIEA sobre os encontros do IWGFR e reatores rápidos

Título	Cidade/País	Mês/Ano	Ref.
Status of national programmes on fast reactors	Tsuruga/Japan	Apr/91	47
Progress in liquid metal fast reactor technology	Vienna, Austria	May/95	49
Conceptual designs of advanced fast reactors	Kalpakkan, India	Oct/95	50
Advances in fast reactor technology	Beijing, China	May/97	51
Status of liquid metal cooled fast breeder reactors	--	1985	45
Status of liquid metal cooled fast reactor technology	--	1999	52

A revisão aqui apresentada foi baseada em trabalhos obtidos nas referências acima mencionadas e em outros identificados no texto.

2.1 Estados Unidos da América

O primeiro reator rápido, experimental, do mundo foi o Clementine, construído em Los Alamos em 1946. Logo em seguida, o entusiasmo de Enrico Fermi fez com que o EBR-I fosse construído e em 20 de dezembro de 1951 foi produzida a primeira energia elétrica gerada no mundo por um reator nuclear [Waltar et al, 1981].

Em 1953 surgiu a idéia de construir um reator, o EBR-II, com uma instalação completa de ciclo do combustível anexa que seria naquela época uma evolução do reator rápido para aplicação comercial. Um requisito era usar um processo de reciclagem, via seca, mais simples que o via aquosa desenvolvido durante a II Guerra Mundial. A sua construção durou de 1958 a 1961. Durante a primeira fase de operação, de 1964 a 1969, ele foi usado para provar, com sucesso, o que é a base para o conceito IFR proposto na década de 80. Esta primeira fase do EBR-II está bem documentada no trabalho de Stevenson [Stevenson, 1987]. Após esta fase, os objetivos do EBR-II foram mudados para o desenvolvimento de materiais estruturais e combustíveis para o RR americano.

Os desenvolvimentos feitos com o EBR-II no projeto da vareta foram provados com a obtenção de queimas em feixes de teste que excedem 20 % átomos. [Sackett, 1997]. O fator de capacidade tem sido maior que 70 % e chegou já próximo de 80 %, mesmo realizando um grande número de experimentos. O gerador de vapor deste reator nunca sofreu quebra, fato raro em reatores refrigerados por metal líquido.

Os avanços na área nuclear na década de 50 motivaram empresas privadas americanas a investir na concepção e construção do reator Enrico Fermi [Alexanderson, 1979] de 220 MWt/65MWe que teve sua primeira criticalidade em 1963. Em 1967 houve o acidente, talvez, mais sério já ocorrido em um reator rápido a sódio; o bloqueio do refrigerante na entrada de um feixe fez com que vários feixes tivessem fusão parcial. Após os reparos necessários, em 1972 ele foi autorizado a operar a plena potência mas considerações econômicas fizeram com que fosse desativado.

Nas décadas de 50 e 60 foram construídas várias unidades críticas nos EUA para estudos da física de reatores rápidos. As unidades críticas de potência zero ZPR (“Zero Power Reactor”) e ZPPR (“Zero Power Plutonium Reactor”) e os resultados obtidos nestes experimentos são usados até hoje para verificação de dados nucleares, sistemas de cálculos e modelamento [CSEWG, 1974].

Também, na década de 60 o interesse no combustível óxido começou a ganhar força motivado pela possibilidade de uma maior queima e da existência de um fenômeno inerente, o Doppler, que ameniza os efeitos do acidente TOP. Foi então criado um consórcio de empresas americanas que se associaram com laboratórios europeus para demonstrar, experimentalmente, esta característica. Foi construído o SEFOR (“Southwest Experimental Fast Oxide Reactor”), carregado com UO_2 - PuO_2 , onde foram feitos testes de transitórios que demonstraram este efeito e sua ação benéfica em acidentes de pronto-criticalidade [Waltar et al, 1981].

A cuidadosa estratégia americana de desenvolvimento fez com que fosse construído o FFTF (“Fast Flux Test Facility”) para prover um ambiente de testes de materiais e combustíveis em condições reais de um reator protótipo. Porém, este reator não possibilitava a experiência com os componentes de grande porte de uma central de geração elétrica, como: geradores de vapor com sistema sódio/água; nem com o aspecto de licenciamento. Foi programado então a construção de um reator protótipo para este fim o CRBR (Clinch River Breeder Reactor”) de 350 MWe. O FFTF entrou em criticalidade em 1980 e opera até hoje. O CRBR foi construído e em 1982 foi cancelado quando todos os equipamentos já estavam no sítio do reator.

Os americanos pesquisaram um largo espectro de reatores regeneradores, tanto térmicos como rápidos. Embora o foco tenha sido nos reatores a sódio, reatores rápidos a gás GCR (“Gas Cooled Reactor”) e térmicos também foram estudados. No GCR foram feitos estudos pela General Atomic Company com o hélio como refrigerante, mas nenhuma instalação deste tipo foi construída. Nos reatores térmicos foram pesquisados o tipo MSBR (“Molten Salt Breeder Reactor”) com sais de urânio e tório como combustível. Um reator experimental deste tipo foi construído no ORNL. Dos reatores regeneradores térmicos o mais estudado foi o de Shippingport na década de 70.

Com os desenvolvimentos feitos no EBR-II, a proposta do conceito IFR na década de 80 e do atraso da necessidade de reatores regeneradores, a estratégia americana para a aplicação comercial mudou. Em meados da década de 80 foram feitos estudos para se definir qual seria o reator rápido americano do futuro. Concorreram alguns projetos como o PRISM [Berglund et al, 1989] e SAFAR [Oldenhamp et al, 1987]. O PRISM foi o escolhido para ser desenvolvido o que resultou no ALMR atual.

Desde então o programa americano se deslocou para a linha do ALMR, com a escolha de reatores modulares e de pequena potência, combustível metálico e óxido como alternativa. A demonstração das características do IFR, em escala comercial, começou nos anos 90 com a reforma da instalação FCF (“Fuel Cycle Facility”) que estava desativada desde 69 e com projetos, testes e experimentos dos equipamentos necessários em escala de engenharia. A demonstração da queima do combustível U-Pu-Zr em altas taxas já foi conseguida com encamisamentos de D9 e HT-9.

Nos últimos anos o governo americano reduziu drasticamente os investimentos nesta área e a política de energia determinou a desativação do EBR-II após a demonstração, parcial, em escala comercial do ciclo IFR [IAEA, 1999].

Os EUA acumularam uma vasta experiência na tecnologia de reatores rápidos. Porém, efetivamente, ainda não demonstraram esta experiência porque não operaram um reator protótipo para geração elétrica. A atual política americana de energia cortou investimentos na área de reator rápido, mas mantém uma atividade mínima em projeto, o ALMR. Atualmente já existem indícios de reaquecimento da sua indústria nuclear. Segundo James A. Fici [Fici, 2000], em 1999 a contribuição nuclear na geração de eletricidade americana excedeu 22 %, a maior da história, com fator de carga acima de 90 %, o que evidencia a importância das usinas nucleares. Portanto, no futuro, a geração núcleo-elétrica necessitará de novas concepções que satisfaçam as questões econômicas, tecnológicas e ambientais. Neste aspecto, os reatores rápidos poderão ter um papel decisivo. A história já mostrou que os EUA tem uma capacidade de mobilização grande e a diminuição de investimento na área de reator rápido pode ser, apenas, conjuntural.

2.2 Rússia

As atividades em RR na Rússia começaram na década de 50. Uma série de pequenas unidades, ver Tabela 2.1, foram construídas para adquirir conhecimentos básicos na física e operação de reatores com metal líquido. O refrigerante usado inicialmente foi o mercúrio. Nesta série, o BR-5 foi o primeiro reator no mundo a usar o óxido de plutônio como combustível. Em 1970, a Rússia completou a maior unidade crítica rápida no mundo, a BFS-2, que pode simular núcleos até o porte do BN-1600 [Waltar et al, 1981].

O escalonamento para potências maiores foi cuidadoso. Em 1972, foi iniciada a operação do BN-350, que com o desmembramento da antiga União Soviética ficou no Kasaquistão, sendo seguido pelo BN-600 que entrou em criticalidade em 1980.

Atualmente, o BN-600 é o único reator rápido protótipo operando na Rússia. Ele possui um histórico de operação favorável, o fator de carga médio é 72 % e já obteve 82,5 % em 92. O custo da eletricidade produzida é 20 % mais barato que o de uma usina com combustível fóssil operando na mesma região, Belojarsk [IAEA, 1999].

Desde o início de operação ele já funcionou com três projetos diferentes de núcleos. O primeiro projeto não correspondeu às expectativas, ocorrendo muitas falhas de varetas que resultou em 6 paradas, não planejadas, para recarregamento entre 83 e 87. A partir de 87 o núcleo operou com um projeto avançado de vareta e esquema de gerenciamento do combustível no núcleo. Houve uma sensível diminuição de quebra de vareta e o nível de contaminação do sódio diminuiu substancialmente. Em 1992 foi adotado aço ferrítico para ser usado no duto do feixe e um aço inoxidável austenítico, modificado com boro, para o encamisamento. Com estas modificações a queima no combustível chegou a 10 % átomos.

Outros dois projetos foram feitos, o BN-800 e BN-1600. Mas nenhum destes dois últimos tem data para operar. O projeto detalhado do BN-800 foi terminado em 1980 e alguns equipamentos começaram a ser fabricados. As atividades para a construção

tiveram início mas a falta de fundos e protesto da população local fizeram com que ela fosse suspensa.

O BN-350 é um reator interessante porque além de ser usado na geração elétrica também é usado na produção de água doce, obtida pela destilação de água salgada. Ele foi construído em torno da cidade de Aktau na costa do mar Cáspio, uma região rica em recursos naturais, no programa de RR da antiga União Soviética e, atualmente, pertence ao Kazaquistão. Sua capacidade é de 750 MWt dos quais 150 MWt são usados para obter 100.000 t/dia de água doce e gerar 135 MWe de eletricidade [IAEA, 1999].

O término da guerra fria permitiu ao ocidente conhecer uma linha de reatores rápidos usada na antiga União Soviética que tem como refrigerante uma liga eutética Pb-Bi. Reatores nucleares deste tipo foram utilizados em oito submarinos [NN, 1998]. Com base nesta experiência, em meados da década de 80 pesquisadores russos propuseram a utilização do chumbo como refrigerante de reatores rápidos. Recentemente foi autorizada a construção do protótipo BREST-300 que usa combustível nitreto [NN, 1998].

2.3 França

A França se interessou por sistemas refrigerados por sódio desde 1953, mas somente em 1967 seu primeiro reator rápido experimental, o Rapsodie, entrou em operação. Após este atraso inicial o desenvolvimento do programa francês foi acelerado. Em 1973 entrou em operação o reator Phenix de 605 MWt. Em 1989 o reator sofreu três oscilações de potência (-10 pcm) e em 1990 uma vez. Estas oscilações resultaram em desligamento automático. As variações da reatividade foram muito rápidas, 50 ms. Após estas oscilações, foram feitos muitos testes para verificar sua origem mas não foi identificada, conclusivamente, a sua causa. Dentre as causas examinadas, a que permanece é um efeito de variação do volume do núcleo cuja origem não pode ser determinada. O fator de carga do Phenix até 1993 foi de 50,36 %. Este baixo valor é devido aos testes realizados para identificar as oscilações de potência mencionadas anteriormente.

O Phenix tem sido usado intensivamente no programa de desenvolvimento do reator rápido francês e europeu. Atualmente os esforços tem sido dirigido ao aumento da sua vida útil em mais 10 anos para ser usado no programa CAPRA (“Consummation Accrue de Plutonium dans les Rapides”). Este programa, que é europeu, foi iniciado em 1993 e tem o objetivo de demonstrar a possibilidade de queimar plutônio em altas taxas, para diminuir os problemas do seu armazenamento. Atualmente, há um grande estoque de Pu na Europa decorrente da operação de LWRs.

O sucesso de operação do Rapsodie e Phenix fez com que a França, em parceria com vários países europeus, construísse na cidade de Creys-Malville o SuperPhenix de 3000 MWt [CEA, 1986], para demonstração de um projeto comercial. Uma ilustração do sistema primário deste reator está mostrado na Figura 2.1. A primeira criticalidade ocorreu em 1985 e um ano após, 12 setembro de 1986, o reator atingiu potência plena. Em março de 87 foi descoberto um vazamento de sódio no tanque de armazenamento e transferência de feixes combustíveis. Este problema fez com que o reator ficasse parado até abril de 1989. Neste ano operou por 5 meses e voltou a ser desligado até junho de 1990, quando voltou a operar a plena potência. Após um mês de operação foi constatada uma contaminação por ar no circuito de argônio que ocasionou uma oxidação no sódio do primário, o que ocasionou novo desligamento. A partir desta data, ele funcionou intermitentemente até 1997 quando as autoridades francesas decidiram o seu abandono [IAEA, 1999]. Em 12 anos de vida ele operou por 4,5 anos gerando 7,9 Bi-kWh, parou 2 anos por problemas técnicos e 4,5 anos por problemas administrativos.

Pode-se considerar que a França é o país mais desenvolvido na área de reatores rápidos. Ela já passou por todos os estágios do desenvolvimento padrão deste reator, desde a fase experimental até o porte comercial. Seu programa sempre teve uma forte consistência e desde o Rapsodie desenvolve o combustível óxido com Pu. Ela desenvolveu os processos de reciclagem via aquosa, PUREX, e construiu usinas de reprocessamento como La Hague e Marcoule para o combustível queimado em LWR. Com a desativação do Rapsodie em 87, foi estabelecido um programa de demolição deste reator. As primeiras operações para este fim já foram realizadas e o desmantelamento completo do sistema primário ainda não foi decidido.

Apesar da descontinuação do SuperPhenix2 a França continua, juntamente com a comunidade nuclear européia a projetar o EFR, que deve ser o próximo reator rápido construído na Europa.

2.4 Reino Unido

O Reino Unido se engajou no desenvolvimento do reator rápido na década de 50 com a construção de unidades críticas, Zeus, Zephyr e Zebra para estudos de física de reatores rápidos.

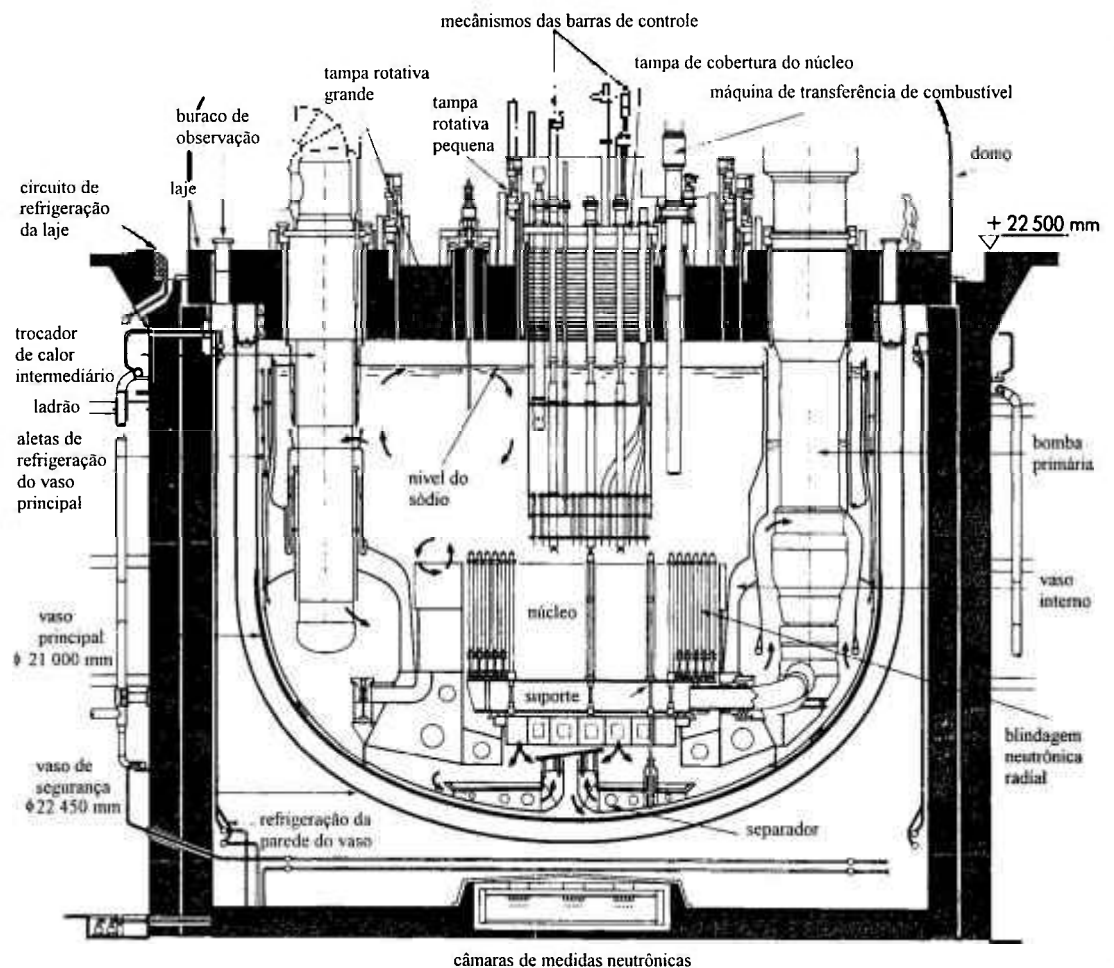


Figura 2.1 – Projeto do sistema primário do reator SuperPhenix-1 de 3000 MWt

O reator DFR com combustível metálico teve sua primeira criticalidade em 1959 e operou a plena potência em 1963. Dois fatos que marcaram este projeto foram: sua concepção do sistema primário que, ao contrário de todos os outros RR, tem fluxo de refrigerante, NaK, com sentido de cima para baixo; e em 1967 foi descoberto com ele o fenômeno do inchamento (“swelling”) do aço inoxidável que é uma preocupação dos projetistas do núcleo de RR até hoje. Também, o projeto da vareta permitia o escape (“vented”) do gases de fissão.

Em 1974 houve a primeira criticalidade do PFR de 250 MWe. Este reator foi o primeiro a operar inteiramente com combustível UO_2 - PuO_2 . Nos 10 primeiros anos o fator de carga, 12 %, foi baixo devido a problemas de fuga no gerador de vapor. Com a substituição deste componente, a partir de 1984 até seu desligamento em 1994, trabalhou com ~ 40 % de fator de carga e em 1994 cerca de 80 %. O ciclo de combustível foi fechado em 1982 quando foi retornado ao reator o combustível reprocessado e refabricado.

O escalonamento para as potências maiores seria feito com a construção e operação do CDFR (“Commercial Demonstration Fast Reactor”), com potência de 3800/1500 MWt/MWe, carregado com combustível óxido. Este reator foi cancelado com o engajamento do Reino Unido no projeto europeu de RR.

Desde 94 está em andamento o desmantelamento deste reator que será feito em três etapas. A primeira fase compreende o início da demolição e preparação para os cuidados e manutenções necessárias, esta etapa irá até 2001. Nesta fase está programada a retirada dos feixes de combustível e sua substituição por feixes falsos; drenar o Na do circuito secundário e o NaK do circuito de refrigeração de emergência; e remover todos os equipamentos não essenciais. A partir de 2001 o sódio do primário será removido e acondicionado para ser guardado por longo tempo; o circuito primário será limpo e preparado para um tempo longo de manutenção e monitoração; desmantelamento de equipamentos e construções não essenciais. Esta fase está programada para terminar em 2070. A segunda etapa está prevista para iniciar em 2070 e compreende desmontar o circuito secundário e de vapor; construir uma contenção nova em torno do circuito primário e do depósito de combustível irradiado; desmontar os prédios do circuito secundário, esta fase durará 6 anos. A terceira etapa será o desmonte das partes internas do

reator e da blindagem de concreto com um período de cuidados e manutenção que levará 20 anos. Como pode ser calculado, o descomissionamento deste reator levará 100 anos.

2.5 Japão

O Japão é um país com escassez de recursos naturais e importa cerca de 90 % de sua energia, por isso desenvolve agressivamente a tecnologia de RR desde a década de 60. Desde esta época o PNC (“Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation”), instituição governamental, estabeleceu um programa onde as indústrias japonesas: Fuji, Hitachi, Toshiba e Mitsubishi participam ativamente. O horizonte para aplicação comercial é 2030.

O reator experimental JOYO entrou em criticalidade em 1977, com potência inicial de 75 MWt que passou para 100 MWt com um segundo núcleo. Este reator é usado para o desenvolvimento de combustível e materiais para o programa japonês. Até 31 de março de 1995 ele tinha acumulado 51.100 horas de operação.

O Japão segue o programa tradicional de desenvolvimento de RR. O aumento da potência dos projetos tem sido cuidadoso. O MONJU de 714 MWt foi conectado a rede elétrica em 1995 e em dezembro deste ano sofreu um vazamento de sódio secundário sem maiores conseqüências.

O próximo passo do programa é construir o DFBR de 1600 MWt. O projeto detalhado já foi concluído e sua construção está prevista iniciar na próxima década. Este reator tem um circuito primário diferente do JOYO e MONJU que são tipo “loop”. No DFBR adotou-se para o circuito primário o que os japoneses chamam de circuito “TOP ENTRY”, isto é, o vaso do reator é conectado por um tubo em forma de U invertido ao trocador de calor intermediário.

O programa tem sido desenvolvido de modo integrado. Na área de combustível foi estabelecida a tecnologia do combustível MOX. As instalações de fabricação japonesa suprem todo o combustível dos reatores JOYO e MONJU. Serviço na área de reprocessamento do combustível queimado em LWR tem sido comprado da

França e do Reino Unido. Na área de reprocessamento do combustível queimado em RR, existem instalações de demonstração em escala de laboratório e está em andamento a qualificação de equipamentos de processo em escala de engenharia.

2.6 Índia

A atuação da Índia na área nuclear é obstinada e foi iniciada por um cientista, Homi J. Bhabha, na década de 40 [Rodriguez, 1996]. Vinte anos mais tarde foi iniciado o programa de desenvolvimento do RR indiano, com a proposta de construção de um reator experimental. Eles se associaram a França para treinamento de pessoal, projeto do reator e construção.

O projeto indiano FBTR (“Fast Breeder Test Reactor”) tem semelhança com o Rapsodie e foi construído quase que totalmente na Índia. Originalmente ele foi projetado para operar com combustível óxido, mas houve problemas de fornecimento deste combustível pela França. Então foi decidido mudar o combustível para o carbeto que é totalmente fabricado no país. Com isso a potência de operação do reator foi diminuída para 10 MWt.

Na década de 70 teve início o projeto do reator protótipo PFBR (“Prototype Fast Breeder Reactor”) e o projeto detalhado terminou no fim dos anos 80. A operação deste reator está planejada para 2007. No programa indiano este reator seria o primeiro de uma série para o estabelecimento da fase comercial.

Na área de reprocessamento existe desenvolvimento em escala de laboratório. Uma instalação para reprocessamento do combustível do PFBR deverá estar operando com capacidade de 15 t/ano por volta de 2010. Neste aspecto o projeto indiano é ambicioso, o requisito é reprocessar combustível queimado até 20 % átomos. com um curto período de tempo de refrigeração, < 1 ano.

A Índia tem grandes reservas de tório e procura estabelecer o mercado deste combustível nuclear. Ela não possui desenvolvimento na área de enriquecimento [Rodriguez, 1996] e seu programa está baseado no uso futuro do ^{233}U . Para isso tem

carregado tanto reatores térmicos, como o FBTR, com Th para gerar este material e para adquirir experiência em todas as etapas de utilização. Um pequeno reator, Kamini (30 kW), entrou em operação no final de 1996, totalmente carregado com ^{233}U .

2.7 Brasil

No Brasil as atividades na área de reator rápido iniciaram-se em 1969 [Menezes, 1996] no Instituto de Engenharia Nuclear (IEN) da CNEN. Neste instituto o grande incentivador desta tecnologia foi o Prof. Luiz Osório de Brito Aghina, um de seus fundadores. Neste início foi projetado um reator térmico/rápido em conjunto com a empresa francesa TECHNICATOME que nunca foi construído por problemas de fornecimento do combustível. Em 1972 foi montado um pequeno circuito de sódio de 100 kW para adquirir experiência neste refrigerante. Os estudos com sódio continuaram e em 1981 foi feito um acordo com a empresa ANSALDO/NIRA italiana, que trabalhava no programa do reator rápido francês, para intensificar o programa brasileiro. Este acordo resultou na transferência, para o País, de um circuito de sódio mais moderno e completo que permite uma série de simulações da termoidráulica do sistema primário do reator. No entanto, este circuito nunca foi montado por problemas de fundos.

Paralelamente aos esforços do IEN, o IEAv (Instituto de Estudos Avançados) criou, em 1979, um grupo de pesquisa em reatores para aplicação espacial que concluiu, também, que o reator rápido poderia ser uma boa opção para o País. Os estudos iniciais tiveram o objetivo de escolher uma estratégia de introdução de reatores rápidos que utilizassem o tório que aqui é abundante. Este objetivo foi atingido com o estabelecimento da estratégia: construção de um reator experimental e construção de reatores de potências pequenas e crescentes e a introdução do conceito de reator regenerador binário, proposto por Ishiguro [Ishiguro et al, 1984] que basicamente usa os dois ciclos Th e U no núcleo do reator. Em 1986 adotou-se o combustível metálico com base nos desenvolvimentos feitos no EBR-II.

Este estudo foi descontinuado em 1988 sendo retomado em 1992. Nesta nova fase foi feito um esforço para unir os institutos em torno de um projeto nacional.

Foram estabelecidos convênios com o IPEN, IEN, ITA e IPT para desenvolvimentos nas áreas de: reciclagem (processo pirometalúrgico), combustível metálico (U-Zr), liga estrutural (HT-9); foi montado um laboratório de circulação natural no ITA, foi programada a montagem de uma parte do circuito de sódio no IEN e foi desenvolvido uma bomba eletromagnética no IEAv. Além disso, foi feito um pré-projeto de um reator experimental de 60/20 MWt/MWe de concepção inovadora no gerenciamento dos ciclos operacionais [Nascimento et al, 1994], carregado com U-Zr.

Infelizmente os esforços não foram suficientes para criar uma consciência da futura necessidade deste tipo de reator, e de seus méritos, no Brasil. O programa foi encerrado, pelos menos no IEAv, em 1999 e não há indicações de retomada de atividades nesta área no curto prazo. No âmbito do IEN/CNEN, as atividades estão limitadas ao desmonte do único circuito de sódio do hemisfério sul. As informações também são de abandono desta linha de reator por parte deste Instituto.

2.8 Coréia

A Coréia tem um programa na área de reatores rápidos desde 1992 quando iniciou o desenvolvimento de tecnologia básica [Cho, 1996] que, aparentemente, está bem estabelecido. Ela tem se associada a outros países para adquirir experiência e estabelecer capacidade de cálculo em projeto de RR. A estratégia de desenvolvimento é um pouco diferente daquela observada nos países desenvolvidos. O seu programa de operação inicia-se com um reator de 150 MWe, KALIMER [Kim et al, 1999]. Esta potência é muito maior, ~8 vezes, que a dos reatores experimentais iniciais construídos nos países avançados. A primeira criticalidade está prevista para 2011 [Cho, 1996]. Eles adotam o combustível U-Zr e apoiam-se nos desenvolvimentos feitos nos EUA para esta escolha. O horizonte para aplicação comercial é ~2030.

2.9 China

A China está engajada em um programa de desenvolvimento do reator rápido desde 1990, embora tenha desde 1970 um reator rápido de potência zero para estudos neutrônicos [Mi, 1997]. Ela segue o programa tradicional de desenvolvimento estabelecido nos países avançados. Construiu vários circuitos de sódio e está fazendo o projeto detalhado do seu primeiro reator experimental, CEFR-25 de 65 MWt que era para ter sua primeira criticalidade por volta de 2000. A partir de 98 o programa começou a ter um apoio maior do governo e o processo para a construção do CEFR-25 teve novo avanço, o sítio já foi escolhido e todo o processo de licenciamento está em andamento [IAEA, 1999]. No entanto, a primeira criticalidade não tem prazo definido. No que é possível, a China tem feito acordos internacionais para melhor se qualificar nesta tecnologia.

2.10 Outros

A Alemanha se interessou por RR desde a década de 60. O combustível adotado foi o óxido e isto a levou participar do reator SEFOR, que demonstrou o efeito Doppler, dos EUA. Nesta época foi construído o KNK e a unidade de potência zero SNEAK. Na década de 70 o KNK foi reformado e transformou-se no KNK-II. O programa alemão foi conduzido na maior parte em consórcio com a Bélgica e Holanda em um proporção 70-15-15 [Waltar et al, 1981]. Nesta cooperação foi construído o reator SNR-300 que foi cancelado após estar com todas as condições para operar. O cancelamento foi motivado por problemas políticos e de oposição pela população que inviabilizaram a sua operação. O projeto do SNR-300 é considerado o mais exaustivamente examinado na área de RR. Na seqüência seria construído o SNR-2 de 3420 MWt / 1497 MWe, que foi substituído pelo EFR no engajamento destes países no projeto europeu.

A Itália tinha um pequeno programa autônomo de desenvolvimento de RR onde seria construído o reator PEC de 118 MWt que foi cancelado. A atividade italiana ocorre mais no regime de cooperação com outros países europeus, particularmente com a França.

Os países europeus são os mais desenvolvidos na tecnologia de RR. Em 1984 foi assinado um memorando de cooperação nesta área pelos principais países. Nesta época já havia um consenso que a utilização comercial deste reatores não se daria nas primeiras décadas do próximo século e que em uma primeira fase ele seria usado para diminuir os problemas de armazenagem do plutônio gerado nos LWRs. Portanto, em vez de regenerador ele seria queimador de plutônio. Também, as avaliações de custos indicavam um valor alto para o reator de demonstração. Assim em 1988 foram estabelecidas as bases da cooperação para se construir o EFR que substituiu os projetos nacionais: SuperPhenix-2, CDFR e SNR-2. Após a fase de validação do conceito foi feita uma avaliação econômica do projeto. Esta avaliação confirmou que o custo de energia gerada seria competitivo com os dos obtidos nos PWRs destas nações [IAEA, 1999]. Este reator não tem previsão de construção. O maior sucesso do EFR talvez não seja o reator propriamente, mas a demonstração de que várias nações podem se juntar para um único propósito, com benefícios de menores custos e troca de experiência.

2.11 Sumário e Conclusões

Atualmente, 7 países têm programas, em conjunto ou não, de desenvolvimento do reator rápido. Alguns programas já atingiram o estágio pré-comercial: França, Rússia e Inglaterra. Outros estão bem estabelecidos e em andamento: Japão e Índia; e alguns estão na fase de consolidação, Coreia e China. A Alemanha, Bélgica, Holanda, que atuavam em consórcio e mais a Itália, desativaram seus programas mas continuam participando do programa conjunto europeu.

A história observada nos países que tem programa avançado em RR mostra uma seqüência padrão de desenvolvimento: 1-) o início ocorre com pesquisas básicas em: física de reatores rápidos, termoidráulica, combustível, materiais, tecnologia do sódio e alguns componentes. Nesta fase é construída e operada diversas instalações experimentais, para adquirir a experiência básica. Os estudos para definir a estratégia de desenvolvimento do programa começam nesta fase; 2-) os conhecimentos básicos permitem projetar, construir e operar reatores experimentais com potência de até 100 MWt que podem gerar energia elétrica ou não; o escalonamento para potências maiores é feito

de maneira progressiva com construção e operação de unidades do porte de 100 a 500 MWe, reatores protótipos e, por fim, unidades de grande potência até 1200-1500 MWe, quando se considera que a tecnologia chegou ao estado comercial. No caso particular dos EUA, o escalonamento para potências maiores é feito com a adição de um número maior de módulos base, visto que seu reator, o ALMR, é modular.

O combustível óxido está bem desenvolvido para a aplicação nestes reatores e é o escolhido pela maior parte dos países avançados nesta área. O combustível metálico é o adotado pelos americanos e coreanos e pode se dizer que a sua demonstração até queimas comerciais foram demonstradas nos EUA.

Todos os reatores construídos mostram um histórico de falhas com vazamento de sódio que diminui à medida que vai se ganhando experiência. Estes problemas foram tanto devido a falta de experiência com o próprio sódio, bem como o uso de material estrutural inadequado. Os desenvolvimentos avançaram nas duas áreas e pode-se dizer que a tecnologia do sódio para aplicação em reatores rápidos está bem estabelecida nos países avançados. Os vazamentos, como no MONJU recentemente, e SupherPhenix, que não foram no sistema primário, não resultaram em acidentes mais sérios, embora tenham penalizado o custo da central.

O polo de desenvolvimento deste reator está sendo deslocado para o oriente: Japão, Índia, Coréia e China em menor escala. Os programas japonês e indiano continuam firmes e as indicações são que o programa coreano segue como estabelecido e que o programa chinês tem uma garantia mais sólida de continuação por parte do governo.

Pode se dizer que a história do reator rápido já tem 50 anos e ele ainda requer inovações para uma efetiva aplicação comercial. A euforia das previsões de necessidades de energia das décadas de 60 e 70 não se concretizou e a regeneração tornou-se uma característica desfavorável devido a possibilidade de desvio de plutônio (proliferação). Atualmente, o Pu é um problema nos países com grande parque de reatores térmicos devido ao seu armazenamento. Também, o término da “guerra fria” tem disponibilizado Pu proveniente de ogivas nucleares desativadas.

Os países desenvolvidos nesta área têm criado consórcios para a troca de experiência e diminuição de custos para a demonstração comercial desta tecnologia. A

pouca experiência brasileira em cooperação internacional nesta área mostra que para entrar nestes “Clubes” não basta a vontade e dinheiro, é preciso uma boa experiência técnica, o que leva um certo tempo.

O uso do reator rápido na produção de energia elétrica está previsto para 2030 na maior parte dos países avançados nesta área. No curto prazo, o emprego desta tecnologia está sendo revisto para aplicação na redução do estoque do Pu e MA oriundos do uso dos reatores térmicos.

3 O CONCEITO “INTEGRAL FAST REACTOR – IFR”

O IFR não é um conceito novo, ele nasceu com a própria aplicação da energia nuclear para a geração de eletricidade, sendo fruto direto dos reatores experimentais EBR-I e EBR-II [Grahan, 1985]. No entanto, ele é atual porque foi concebido com muitas características desejáveis para os reatores de 4^a geração que deverão ser usados nas próximas décadas. Ele é o resultado dos esforços de desenvolvimento realizados por mais de 40 anos nos EUA com o EBR-II e o FFTF.

As características do ciclo de combustível do IFR foram demonstradas em escala de laboratório com o EBR-II. Entre 1964 e 1968 mais de 34.500 varetas foram reprocessadas, refabricadas e voltaram ao reator para ser queimadas [Sackett, 1997]. Em um experimento de limite uma vareta foi queimada, reprocessada e voltou ao reator em somente 29 dias. O desenvolvimento em escala comercial [Hannum, 1997] começou em 1985 com o início das irradiações da liga U-Pu-10Zr e continuou nos anos 90 com a reforma da instalação de reciclagem anexa ao reator. A refabricação do combustível está bem estabelecida, a reciclagem e o acondicionamento dos rejeitos de alta atividade (HLW) [Ackerman et al, 1997; Benedict et al, 1991] estão na fase de otimização.

3.1 Filosofia do IFR

O IFR adota a filosofia de central de geração elétrica auto sustentável com dois pontos importantes: (i) no local da usina ficarão o reator, as instalações do ciclo de combustível e de tratamento dos rejeitos radioativos; (ii) entram no sítio somente urânio enriquecido ou plutônio para as cargas iniciais e só sai material radioativo acondicionado de maneira adequada para o depósito de rejeito permanente.

Para satisfazer esta filosofia foram, estrategicamente, escolhidos o combustível metálico e um processo de reciclagem a seco, baseado na tecnologia de sais fundidos, denominado piroprocesso [Laidler et al, 1997].

3.2 Características do IFR

As características técnicas do IFR são: (i) o refrigerante é o sódio; (ii) o núcleo fica mergulhado em um vaso tipo piscina; (iii) usa combustível do tipo metálico; (iv) as instalações do ciclo do combustível estão integradas à usina; (v) o reprocessamento é feito por via seca, piroprocesso; (vi) a refabricação é feita em um forno evacuado por injeção em moldes; e (vii) os rejeitos radioativos são adequadamente acondicionados para serem depositados permanentemente.

A Figura 3.1 apresenta uma perspectiva do EBR-II e a instalação do ciclo de combustível (FCF) (“Fuel Cycle Facility”) anexa, usada na década de 60 para provar este conceito. A Figura 3.2 mostra, esquematicamente, todas as etapas do combustível no ciclo do conceito IFR. A Figura 3.3 é uma planta da instalação FCF com todos os equipamentos de processos usados no ciclo IFR.

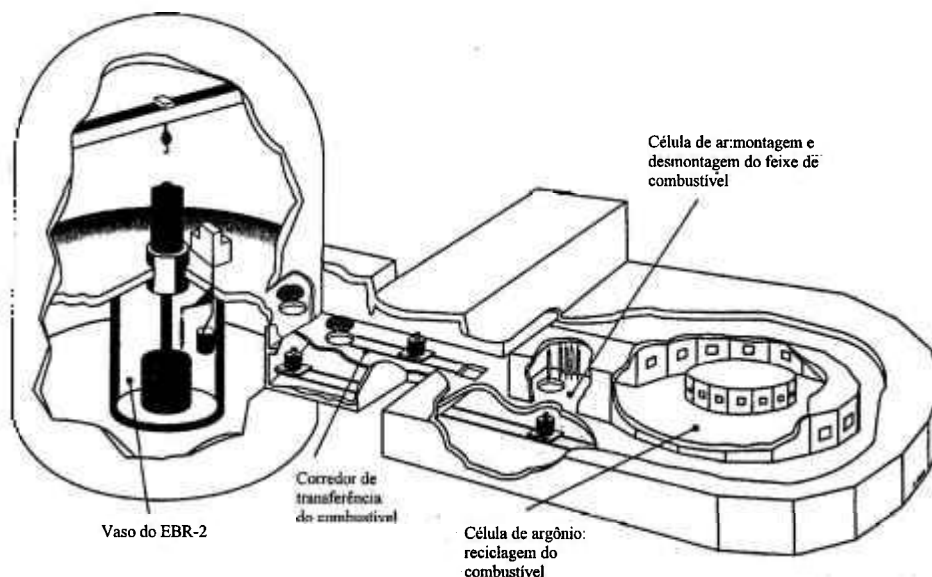


Figura 3.1 – Vista artística do reator EBR-II e a instalação de reciclagem anexa (FCF).

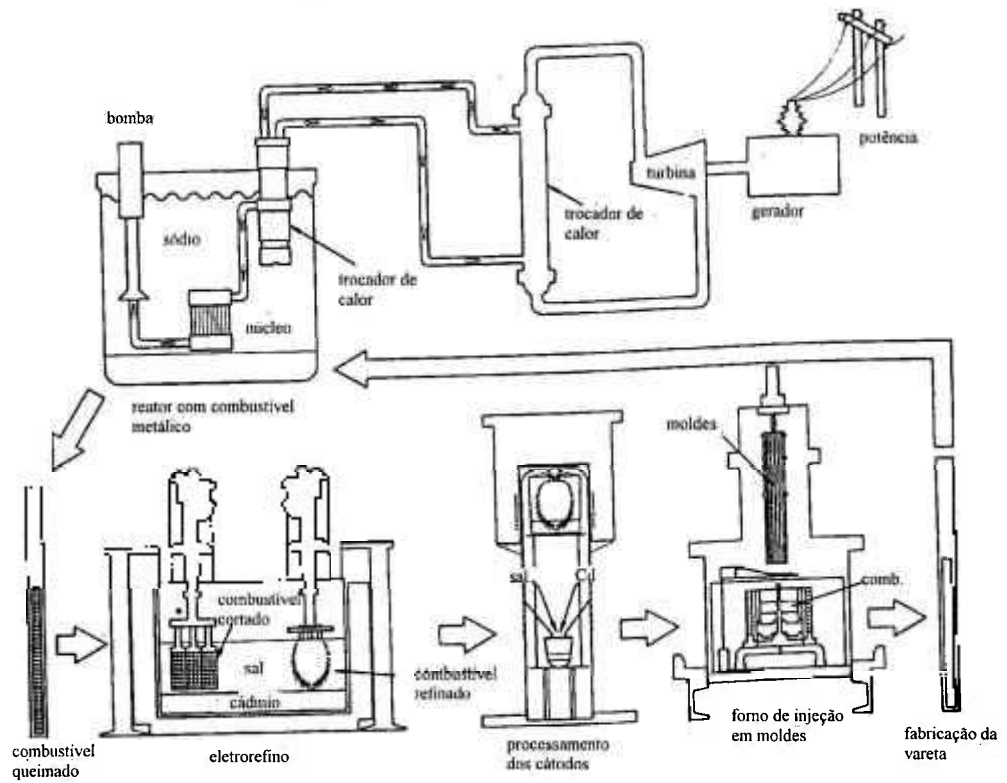


Figura 3.2 – Ciclo do combustível no conceito IFR.

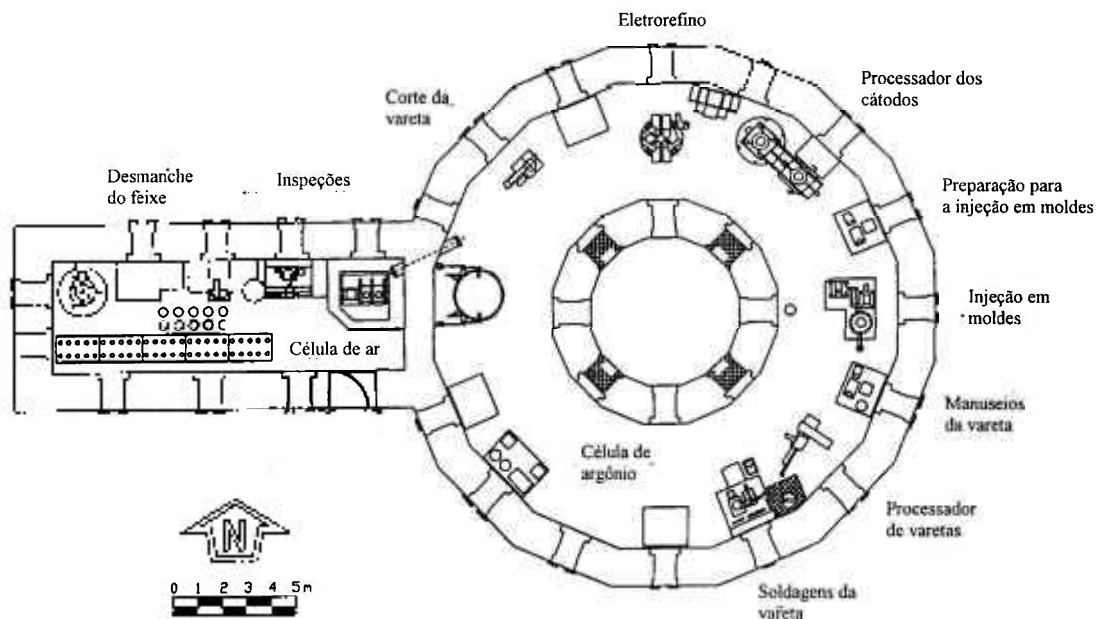


Figura 3.3 – Planta da instalação FCF com os equipamentos de processos.

As vantagens potenciais destas características são: 1-) o combustível metálico tem excelente desempenho, é de fabricação mais fácil do que as pastilhas do combustível do tipo cerâmico; 2-) o reprocessamento é mais simples do que o processo PUREX adotado para o óxido e pode ser realizado remotamente; 3-) o grau de segurança inerente do combustível é alto; 4-) os aspectos econômicos, custo de capital da central e o custo do ciclo do combustível são esperados ser da mesma ordem do LWR ("Light Water Reactor") ou melhor; 5-) a quantidade de rejeitos radioativos é menor que no caso do processo PUREX; 6-) o conceito é resistente à proliferação porque o fator de descontaminação do piroprocesso é $< 100\%$ o que torna o combustível altamente radioativo e, além disso, ele não sai do sítio; e 7-) o sistema é flexível quanto às dimensões da usina, podendo abranger reatores de 100 a mais de 1000 MWe.

O uso do sódio como refrigerante permite a utilização de uma pressão aproximadamente igual à atmosférica no circuito primário. Existe uma ampla margem entre a temperatura de ebulição, $\sim 890\text{ }^{\circ}\text{C}$, e as temperaturas de operação, tipicamente: $350\text{ }^{\circ}\text{C}$ na entrada e $500\text{ }^{\circ}\text{C}$ na saída. Isto elimina a necessidade de vasos de pressão fortes e pesados e permite a utilização de vaso do tipo piscina com uma grande inércia térmica. A implicação destas características na segurança do reator é significativa. Elimina-se o acidente de perda do refrigerante (LOCA), a piscina não possui perfurações para entrada ou saída de líquido. A margem de temperatura até a ebulição, associada à inércia térmica da piscina, garante um tempo suficiente para se tomar ações corretivas em qualquer evento anormal com o reator.

O combustível metálico possui importantes características como alta condutibilidade térmica resultando em baixa temperatura de operação do combustível e um pequeno efeito Doppler introduzido na redução de temperatura. Estas características, associadas com a inércia térmica da piscina, resultam em uma excelente segurança inerente.

Do ponto de vista de fabricação, o combustível metálico torna possível a adoção de um processamento metalúrgico compacto, simples e de poucas fases, o que torna real a diminuição do custo do ciclo do combustível.

Como comentado anteriormente, no piroprocesso os MAs permanecem no combustível e retornam para ser queimados. Esta característica permite que o tempo de armazenamento do HLW seja reduzido de milhões de anos para algumas centenas de anos e os custos e impacto ambiental associados são menores que nos reatores, térmico ou rápido, tradicionais.

Em geral, todo o ciclo é menos perigoso que o ciclo empregado nos LWRs. As razões são: (a) o transporte de material radioativo fora da central é drasticamente reduzido; (b) as instalações têm dimensões menores, portanto, fáceis de ser contidas dentro do sítio e o processo não usa moderadores de nêutrons que geralmente se tornam rejeitos; (c) a liberação de radioatividade é pequena, todos os produtos de fissão podem ser facilmente contidos dentro da instalação; (d) o combustível não é diretamente manuseado nas operações do ciclo e a exposição de trabalhadores é baixa; e (e) os componentes usados no piroprocesso são mais resistentes à degradação pela irradiação e, como esse é realizado em alta temperatura, o tempo de resfriamento do combustível pode ser menor o que diminui as necessidades de armazenamento e, por conseqüência, os riscos potenciais associados e custos.

3.2.1 Combustível metálico

Os principais reatores que usaram combustível metálico são os americanos EBR-II, FERMI e o britânico DFR. Aqui não será discutido o desenvolvimento do combustível metálico, o que foi feito no excelente artigo de Walters [Walters et al, 1984]. Mas será mostrado, de modo sucinto, os desenvolvimentos feitos com o EBR-II na vareta de combustível metálico e os motivos para se escolher a liga U-Pu-10Zr para o ALMR americano.

O interesse no combustível metálico começou com o desenvolvimento da indústria nuclear para a geração de eletricidade. O primeiro reator nuclear a gerar energia elétrica, o EBR-I em 1951, usava combustível metálico. Esta escolha, nas décadas de 50-60, deveu-se a um melhor conhecimento deste material e a natural superioridade neutrônica relativamente as outras formas, isto é, a possibilidade de uma maior regeneração.

Com o decorrer do tempo, outros fatores começaram a deslocar o interesse para o combustível óxido, tais como: obtenção de taxas de queimas maiores, o que diminui custo; e temperaturas de saída elevadas, 600-650 °C, para um melhor desempenho das turbinas. Além disso, a indústria dos LWRs começou a ter um grande impulso e a tecnologia do combustível óxido foi sendo estabelecida e, naturalmente, tomou o lugar do combustível metálico nas aplicações em reatores rápidos.

No reator EBR-I foram testados alguns tipos de combustível metálico: U, U-2%Zr e Pu-1,75%Al, fabricados com diferentes processos metalúrgicos e de conformação. As instabilidades dimensionais do combustível metálico, inchamento, impediram altas queima e a máxima alcançada neste reator foi com o projeto Mark-III, U-2%Zr coextrudado com o encamisamento Zircaloy-2, que chegou a 0,3 % átomos.

O reator EBR-II foi o grande responsável pelo renascimento do combustível metálico para aplicação em LMRs. A evolução deste combustível com a operação do EBR-II está bem documentada nos trabalhos de Walters [Walters et al, 1984] e Stevenson [Stevenson, 1987].

Naquela época notou-se que após várias reciclagens o combustível apresentava uma taxa de inchamento menor que o combustível novo. Os estudos sobre esta mudança de comportamento identificaram que a causa tinha sido a formação de uma liga com melhor estabilidade dimensional. Esta liga era resultante do tipo de reprocessamento usado, processo pirometalúrgico. Este processo deixa como impurezas no combustível reciclado alguns elementos metálicos provenientes da fissão. Após uma série de ciclos reprocessamento/irradiação, chega-se a um equilíbrio destes elementos na liga, ~5 % em peso. O conjunto destes elementos foi chamado de Fs ("Fission Fs"). A composição do Fs é: 0,2% Zr; 1,8% Mo; 1,0% Tc; 1,5% Ru; 0,3% Rh; 0,2% Pa e 95% U (% peso), esta liga é conhecida por U-5Fs.

Terminada a fase de demonstração, em 1969, mudou-se o combustível usado no EBR-II para uma liga de urânio e um material sintético que simula o Fs. Isto foi feito para manter as características de operação da primeira fase. Nesta liga sintética, o Tc foi omitido, devido a sua indisponibilidade, e simulado pelo aumento do molibdênio para 2,4 % e rutênio para 1,9 %. O objetivo inicial de queima para esta liga foi 1 a 2 % átomos.

Com a experiência ganha em projetos de vareta foi desenvolvido então o elemento chamado Mark-II que entrou em operação em 1973 e permitiu ao reator trabalhar com altos fatores de carga como instalação de testes de combustível e materiais. Mais de 30.000 varetas foram irradiadas sem nenhum problema até a queima, conservativa, de 8 % átomos [Hofman et al, 1997]. As principais diferenças deste projeto e dos anteriores foram: diminuição da densidade efetiva (DE) para 75 %, aumento da espessura do encamisamento para 0,30 mm e o aumento do volume da câmara de gases de fissão.

A diminuição da DE foi decidida com base em conhecimento teórico que se fosse permitido a matriz metálica inchar até 30 %, as bolhas de gases de fissão começariam a se interconectar criando um caminho para a liberação destes gases. Este conhecimento era reforçado pelas análises de desempenho dos projetos anteriores que constatou que a deformação do combustível era devido, principalmente, aos gases e sólidos de fissão retidos na matriz metálica. Este fenômeno foi comprovado por exames destrutivos em varetas irradiadas até altas queimas. Constatou-se que a menor DE permitiu a interconexão das porosidades até a superfície livre da matriz com a, conseqüente, liberação dos gases retidos e que os sólidos de fissão acomodaram-se nos poros criados. Este fenômeno é um processo cíclico de formação de bolhas, interconexão, liberação dos gases e acomodação dos PFs sólidos.

O aumento da espessura do encamisamento e do volume da câmara de gases de fissão foram motivados pela comprovação que a pressão dos gases de fissão e do inchamento impunham um carregamento excessivo no encamisamento; isto ocasionava falha da vareta na região do combustível. Com estas alterações, o inchamento da matriz pode ser, facilmente, contido pelo encamisamento sem que este sofresse fadiga excessiva que ocasionasse a falha. Com este novo projeto de vareta, o combustível chegou a queimas superiores a 10 % átomos com alta confiabilidade. Então, o limite de queima foi estabelecido em 8 % átomos para o projeto Mark-II.

Na época em que se desenvolvia o projeto Mark-II concluiu-se que a liga U-Fs não era atrativa para a utilização nos futuros LMFBRS. A compatibilidade combustível/encamisamento não era adequada nas temperaturas de interesse e ela não

continha plutônio. Então, os esforços de desenvolvimento foram dirigidos para ligas ternárias, U-Pu-X, com boa compatibilidade, em altas temperaturas, com o aço inoxidável.

As ligas metálicas irradiadas nos reatores EBR-II, CP-5 e MTR foram : U-Pu, U-Pu-Fs, U-Pu-Zr, U-Pu-Ti e U-Pu-Mo. Seus desempenhos em estado estacionário são sucintamente comentados em seguida.

Liga U-Pu - Irradiações iniciais desta liga mostraram uma grande taxa de inchamento. Neste caso, o inchamento foi contido pelo uso de encamisamento espesso. Estudos futuros desta liga são muito improváveis, principalmente, por seu baixo ponto de fusão e pobre compatibilidade com os aços inoxidáveis austeníticos.

Liga U-Pu-Fs - Foi feito muito esforço na caracterização do desempenho desta liga em condições de operação. As primeiras irradiações foram em 35 amostras não encamisadas. Elas foram irradiadas no intervalo de temperatura de 230 a 470 °C e no intervalo de queima de 1,0 a 1,8 % átomos. A liga estudada, fabricada pelo método de injeção em molde, foi a U-20Pu-10Fs (% peso). Foi constatado que esta liga incha rapidamente para temperaturas maiores que 370 °C. Diminuindo o conteúdo do plutônio para 10 % melhora o inchamento. Uma complicação é a tendência de formar eutético com as ligas de encamisamento com base de ferro e níquel em temperaturas relativamente baixas, como 550 °C. Portanto, com esta liga , o encamisamento precisa ser feito de material refratário que não forma eutético com o combustível em baixas temperaturas. Outra possibilidade seria estabelecer uma barreira fina de metal refratário entre o encamisamento e o combustível.

Liga U-Pu-Ti - Esta liga é de interesse devido ao seu alto ponto de fusão. No entanto, ela não é compatível com os aços inoxidáveis austeníticos. Um experimento foi realizado com a liga U-15Pu-10Ti encamisada com V-20%Ti e usando sódio como material de contacto. A amostra foi examinada periodicamente com neutrografia e ao final da queima de 10,7 % átomos. A temperatura do experimento foi de 630 °C. Os exames periódicos revelaram uma elongação máxima de 14 % na queima de 4,6 % átomos. Exames metalográficos não mostraram uma penetração significativa do combustível no encamisamento. Em áreas isoladas houve evidências de reações no combustível até uma profundidade de ~ 0,13 mm.

Liga U-Pu-Mo - As investigações desta liga foram decorrentes da sua escolha para os reatores Fermi e DFR. Análises preliminares no Reino Unido em ligas U-6,5Pu-13Mo e U-18Pu-13Mo, irradiadas até queimas de 0,4 % átomos em temperaturas entre 500-700 °C, indicaram, em alguns casos, um aumento de volume maior que 100 %. Um segundo lote foi irradiado no intervalo de queima de 0,4-1,6 % átomos em temperatura de 600 °C. Neste caso, o aumento de volume foi até o máximo de ~70 %. Todavia, estes resultados foram desapontadores quando comparados com a liga binária U-Mo.

Em um estudo extensivo da liga U-Pu-Mo para um possível uso no reator Rapsodie da França, foram irradiadas inúmeras amostras no intervalo de queima de 0,4-0,8 % átomos, houve um inchamento considerável. Para verificar a extensão da resistência do encamisamento a este inchamento, foram feitos testes com espessuras de 0,3; 0,41 e 0,51 mm. A espessura do encamisamento revelou ser importante para a contenção deste efeito. Os encamisamentos com espessuras de 0,41 e 0,51 mm ficaram sem deformações enquanto que o com 0,30 mm sofreu deformações.

Atualmente, uma liga com Mo teria grandes restrições de uso visto que este elemento é gerador de Tc^{99} , $T_{1/2} = 2,1 \times 10^5$ anos. Este elemento apresenta uma boa afinidade biológica e mobilidade geológica, o que classifica-o como um dos mais perigosos radionuclídeos do rejeito nuclear.

Liga U-Pu-Zr - Esta liga provou ser a de maior interesse devido à excelente compatibilidade com o aço inoxidável austenítico. As primeiras irradiações foram realizadas em 7 amostras U-15%Pu-12%Zr encamisadas com SS-304, SS-316, Hastelloy-X e V-20%Ti. As amostras foram irradiadas em cápsulas instrumentadas no reator CP5. Exames metalográficos das amostras encamisadas com as ligas com base de ferro e níquel e que operaram à temperatura máxima de 610 °C mostraram excelente compatibilidade entre o combustível e encamisamento. O elemento encamisado com V-20%Ti chegou à queima de 12,5 % átomos a uma temperatura máxima de 655 °C.

Seguindo estes experimentos foram feitas irradiações em elementos de dimensões padrão do EBR-II. Foram irradiados 16 elementos colocados em um feixe especial. Medidas das dimensões dos elementos mostraram que não houve mudanças significativas devido à irradiação. O comprimento do tarugo de combustível dentro da

vareta foi determinado por neutrografia; uma média de 1,9 % de aumento foi observada. Os elementos foram montados sem restritores axiais para a observação deste movimento. A neutrografia dos elementos revelou uma ou duas separações axiais de 0,5 a 1,5 mm de largura na maior parte das varetas.

Dados de recuperação dos gases de fissão estabeleceram que ~57 % dos gases foram liberados para a câmara. O cálculo da pressão na câmara, na temperatura de operação do reator, revelou uma pressão de 316 kPa. Exames metalográficos, transversal e longitudinal, não mostraram penetração no encamisamento.

A partir de 1985 começaram campanhas agressivas de irradiação deste liga nos EUA para prover uma base de dados segura para uso comercial.

Escolha da liga U-Pu-10Zr

As ligas ternárias testadas nos EUA tiveram, primeiramente, o objetivo de elevar a temperatura de fusão do U e Pu que são baixas, ~1100 °C. Este objetivo foi conseguido com todas as ligas discutidas anteriormente. Porém, a compatibilidade do aço inoxidável austenítico foi melhor com a liga com Zr. Nas ligas sem este elemento, foi observado a interdifusão do Fe e Ni do encamisamento no combustível, resultando em uma composição, no contato, que tem uma temperatura baixa. A liga U-20Pu-10Zr apresenta uma temperatura limiar para o eutético de 655 °C [Hofman et al, 1997]. No caso de acidente, a pressão do contato do combustível e encamisamento pode induzir a formação do eutético e pode ocorrer a falha do encamisamento. Com isto ficou definido que o material de liga seria o Zr.

A concentração do Zr na liga ficou estabelecido em 10 % em peso por problemas tecnológicos na fabricação do tarugo e pelo processo de injeção em molde. Um teor maior que este resulta em uma temperatura de fusão muito alta, que supera a temperatura de trabalho dos moldes de quartzo [Hofman et al, 1997]. Além disso um alto teor é prejudicial do ponto de vista neutrônico porque diminui a fração de combustível no núcleo.

Até 1984 a base de dados da liga U-Pu-Zr era pobre com apenas 18 varetas irradiadas até 4 % átomos. Com a retomada da demonstração do conceito IFR, em 1984 foram iniciadas campanhas de irradiações para prover uma base de dados segura para esta liga. Os objetivos foram estabelecer os limites de queima em função da DE, razão volume da câmara de gás/volume de combustível, temperatura de operação e potência linear. Em paralelo foram estudados modelos analíticos para análise de desempenho e entendimento dos fenômenos envolvidos.

Esta série de irradiações começou em 1985 com ligas U-10Zr, U-8Pu-10Zr e U-19Pu-10Zr (% peso) encamisadas com aço D9 e HT9. As varetas encamisadas com D9 chegaram a queimas de 18,4 % átomos e as com HT9 a 17,5 % átomos sem nenhuma falha no encamisamento. Até 1997 tinha sido estudado com o EBR-II o combustível U-xPu-10 Zr (com $x = 0 \rightarrow 26$ % peso) para o conceito IFR [Sackett, 1997]. Atualmente, o combustível do ALMR americano é a liga -U-Pu-10Zr (% peso).

A base de dados estabelecida atualmente para a liga U-Pu-10Zr demonstra que ela apresenta excelente compatibilidade com o aço inoxidável austenítico e ferrítico. O Zr melhora a estabilidade da liga e aumenta a temperatura de eutético entre o combustível e encamisamento.

Foi quantificado o inchamento desta liga, mostrado na Figura 3.4 e o seu comportamento com o teor de U e Pu [Hofman et al, 1997]. Ele é anisotrópico, sendo maior no sentido radial, a chave para se obter altas queimas é a utilização de DE da ordem de ~75% e um adequado volume da câmara para acúmulo dos gases de fissão. Uma câmara adequada diminui os efeitos de longa duração, “creep” térmico no encamisamento.

Atualmente, a DE de 75% é o padrão desta liga mas estudos indicam ser possível aumentá-la até ~80% [Ogata et al, 1996] sem que se comprometa a liberação dos PFs gasosos. O comportamento da liberação dos gases de fissão como função da DE pode ser visto na Figura 3.5. O projeto adequado da vareta e o uso de material de liga garantem que este combustível tenha um desempenho confiável em altas queimas > 15 % átomos.

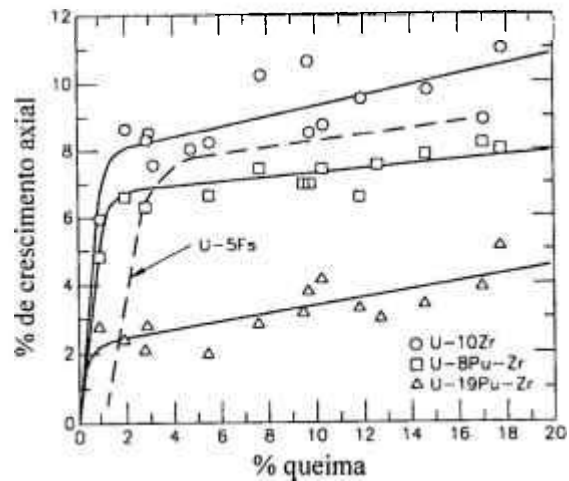


Figura 3.4 – Inchamento de vários combustíveis metálicos, irradiado no EBR-II, em função da queima. Todos os combustíveis têm densidades efetivas iniciais similares.

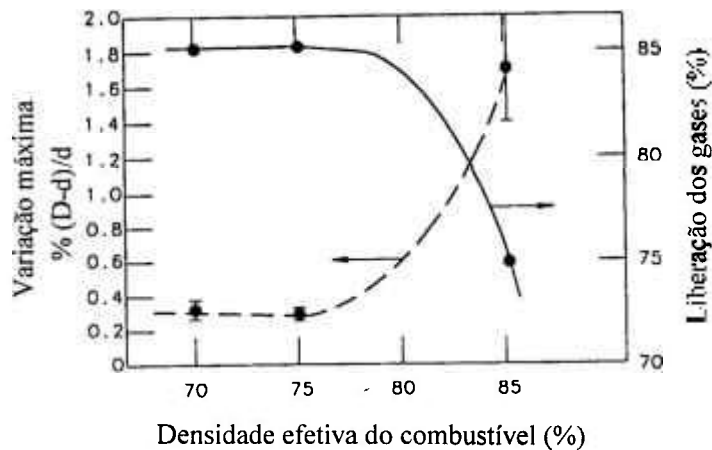


Figura 3.5 – Pico do aumento do diâmetro do encamisamento, HT-9, e fração dos gases de fissão liberados, no combustível U-19Pu-10Zr, em função das densidades efetivas de fabricação, em 12,5 % átomos de queima.

Desempenho do combustível em condições anormais

O desempenho do combustível metálico sob condições anormais foi uma preocupação constante dos pesquisadores americanos. Para se obter dados sobre este comportamento foram feitos muitos testes com o reator TREAT ("Transient Test Reactor") e com o EBR-II. Tanto as situações anormais mais realísticas, como: desempenho da

vareta sem o sódio de contacto e o seu comportamento em operação em condições que excedem o limite de falha ("Run-Beyond-Cladding-Breach (RBCB)"); como aquelas que poderiam ocorrer em acidentes hipotéticos com grandes inserções de reatividade, foram analisadas.

As questões de segurança só podem ser solucionadas após o entendimento das causas da falha do encamisamento e a sua relação com as condições de operação anormais do reator. A vareta pode falhar durante um transitório severo pela combinação de fatores como: penetração eutética, alta pressão interna devido a vaporização do sódio e pressão dos gases de fissão, e expansão térmica diferencial do combustível e encamisamento. A causa dominante da quebra depende das características do transitório e do projeto da vareta. Além disso, a taxa de elevação da potência e o tempo de permanência em altas temperaturas são variáveis que influenciam a falha da vareta submetida a transitórios.

As variáveis importantes estudadas no início do desenvolvimento do combustível metálico foram: encamisamento de material refratário ou aço inoxidável, varetas com ou sem material de contacto (gás, sódio), e varetas seladas ou abertas. As séries de experimentos em transitórios foram feitos no reator TREAT e EBR-II e cobriram um extenso intervalo de características de transitórios e estado da vareta.

No reator TREAT foram feitos testes em condições anormais em: (1) uma única vareta encapsulada com gás inerte; (2) testes em uma única vareta encapsulada com sódio; (3) testes em varetas irradiadas encapsulada com gás inerte; (4) testes em conjuntos de varetas com ou sem sódio circulando; (5) testes de varetas sem material de contato térmico e com vazão de refrigerante; e (6) testes de acidente TOP em varetas queimadas.

No reator EBR-II foram feitos testes em estado estacionário em varetas com e sem material de contacto e de desempenho de varetas após a falha. Também, foram feitos testes com fusão do combustível.

Nos eventos anormais com grande inserção de reatividade, a segurança requer que não haja fusão do núcleo para evitar que ele se rearranje em uma massa pronto

crítica. Os testes de transitórios realizados indicaram que existe um mecanismo, inerente ao combustível metálico, que dispersa o combustível fundido e previne este fenômeno.

Com a queima, o sódio de contato é expelido para a câmara de gás e a interconexão dos poros até a superfície livre permite que o sódio se infiltre na matriz metálica. Durante um transitório não protegido, este sódio poderá ebulir, em 1150 °C, que é aproximadamente o ponto em que o combustível começa a fundir. A estrutura da massa resultante dentro da vareta poderá ser uma onde os poros estarão dispersos. Uma analogia grosseira seria compará-la a uma espuma. Isto dispersa o combustível e previne o rearranjo em uma massa supercrítica. Se houver a falha da vareta, essa massa, que está com alta pressão, será ejetada em forma de “spray” o que, também, introduz reatividade negativa. Então, neste caso, o sódio é um agente efetivo de dispersão do combustível, antes e depois da falha, que previne a fusão do núcleo.

3.2.2 Reciclagem, refabricação e tratamento dos rejeitos

Uma observação a ser feita é que o combustível reprocessado para o reator rápido não precisa ser totalmente descontaminado dos produtos de fissão. No espectro duro deste reator, estes elementos possuem seções de choque de captura reduzidas e não há o efeito de envenenamento como nos reatores térmicos.

No IFR uma tecnologia chave é o processo de reciclagem que é baseado em processos eletroquímicos [Miller et al, 1985; Tomczuk et al, 1985; Laidler et al, 1997] que aqui será denominado piroprocesso. O processo é realizado em alta temperatura 500 °C. Isto é possível porque os sais envolvidos são altamente resistentes a temperatura e a degradação por irradiação. Os objetivos para este processo são: (1) ser economicamente viável; (2) ser resistente ao desvio de material radioativo e a proliferação de combustível com grau de bomba; e (4) mínima geração de rejeitos.

O combustível metálico é o tipo mais adequado para ser usado no piroprocesso porque o combustível entra e sai na forma metálica, apropriada para a rápida reintrodução no núcleo. O urânio e o plutônio ficam intimamente misturados e a fração de remoção dos produtos de fissão é menor que nos processos aquosos. Estas características

tornam o combustível reprocessado resistente ao desvio e a proliferação. Porém, todas as etapas do reprocessamento e refabricação têm que ser realizadas remotamente.

O pirop processo possui características que favorecem a segurança e diminuem o impacto ambiental. Não são usados solventes orgânicos, como no caso do PUREX, e todo o processo é conduzido sob atmosfera controlada de argônio. Não há o problema de fogo em solvente e explosão de hidrogênio. O volume de rejeitos é diminuído em mais da metade [Long, 1978; Chang, 1987a] devido à menor geração de fluxos contaminados.

No pirop processo o controle de criticalidade nas diversas etapas é simplificado pelo trabalho com lote, massa fixa, de combustível. A célula de eletrorefino trabalha com uma massa de combustível suficiente para garantir, no acidente mais severo, uma boa margem de subcriticalidade ($> 7\%$) [Mariani et al, 1996]. Exceto para a monitoração de requisitos reguladores, não é necessário um sistema dedicado de proteção contra a criticalidade [Lineberry et al, 1985]. A Figura 3.6 mostra um fluxograma da reciclagem com todas as etapas envolvidas.

Processo de eletrorefino

O coração do reprocessamento do conceito IFR é uma célula de eletrorefino, mostrada esquematicamente na Figura 3.2. Os objetivos para o eletrorefino são: (1) recuperar os materiais fissionáveis em altas taxas, atualmente $> 0,999$; (2) remover suficientemente os produtos de fissão do combustível, fator de descontaminação baixo; e (3) aumentar suficientemente a fração do elemento físsil no combustível para repô-lo no núcleo.

No início do desenvolvimento da tecnologia de reciclagem do combustível metálico foram adotados processos diferentes para o processamento do combustível do envoltório e do núcleo. No caso do envoltório, foi usado o processo denominado "halide slagging" [Steunenber et al, 1985] para concentrar o plutônio produzido neste combustível.

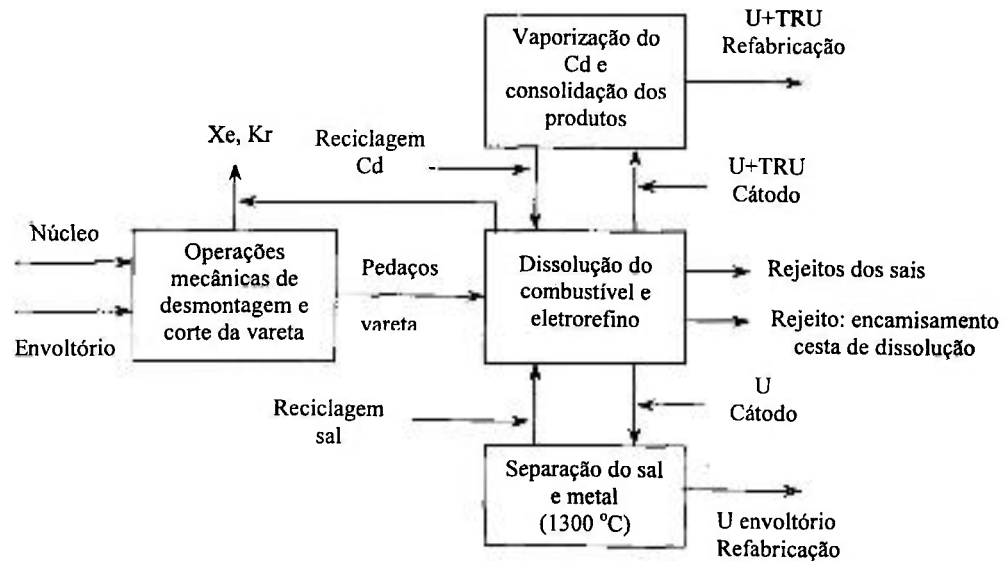


Figura 3.6 – Fluxograma da reciclagem do combustível no conceito IFR.

Atualmente, todas as operações são feitas por uma única célula de eletrorefino [Burriss et al, 1988] e eliminou-se a etapa de "halide slagging". Isto torna a célula de atmosfera inerte bem compacta. Esta simplificação foi possível porque concluiu-se que a mesma tarefa pode ser realizada com o eletrorefino usando-se eletrodos adequados para cada tipo de combustível: núcleo ou envoltório.

A célula de eletrorefino é um vaso cilíndrico de aço temperado, com dimensões típicas de 1 m de diâmetro por 1 m de altura [Laidler et al, 1997]. Neste vaso é colocado uma camada de cádmio ($T_{\text{fusão}} = 321 \text{ }^{\circ}\text{C}$) de 0,15 m de espessura, usada como ânodo, sobre o qual flutua o eletrólito com uma espessura de 0,3 m, uma mistura eutética de LiCl e KCl ($T_{\text{fusão}} = 350 \text{ }^{\circ}\text{C}$). O cátodo, ferro ou outro material adequado, é colocado em um mandril e mergulhado no eletrólito. Para ilustração, na Figura 3.7 é apresentada uma foto da célula em teste no ANL que será montada na instalação FCF [IAEA, 1999].

Antes de iniciar o reprocessamento propriamente a vareta é limpa dos resíduos do refrigerante. Em seguida ela é cortada em pequenos pedaços, ~6-7 mm. Os pedaços de vareta com o combustível são colocados em uma cesta de aço perfurado que é mergulhada no eletrólito da célula. A célula é polarizada e a cesta torna-se ânodo para a

dissolução. O material combustível e produtos de fissão são dissolvidos ficando o encamisamento limpo e intacto com poucos resíduos. Os elementos: U, Pu e os PFs ficam distribuídos pelo cádmio e eletrólito.

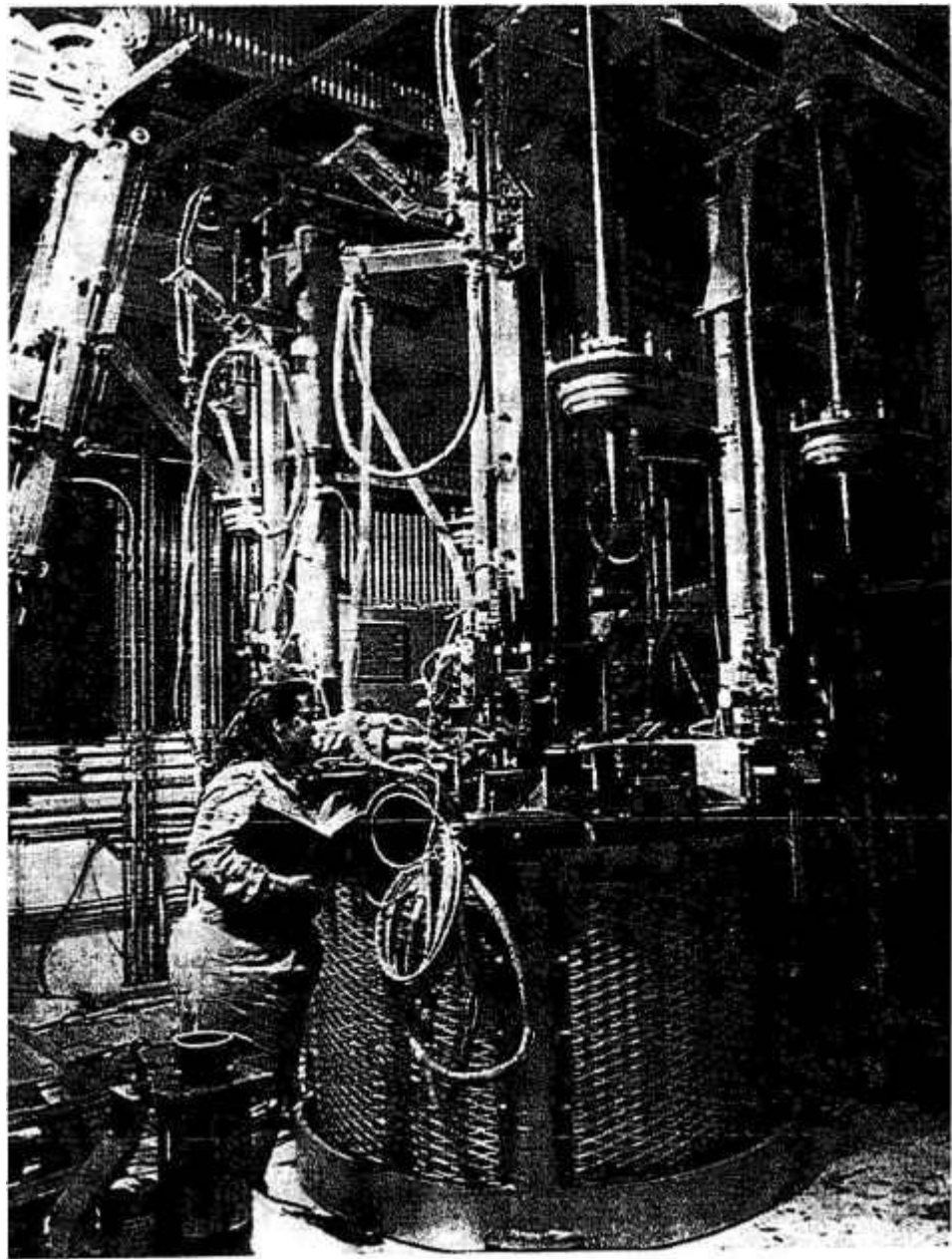


Figura 3.7 – Fotografia da célula de eletrorefino, escala de engenharia, da instalação FCF do EBR-II, sendo testada no laboratório de Argonne, década de 90.

A coleta do urânio é feita com a introdução de um mandril, cátodo de aço, que é mergulhado no eletrólito. Aplicando uma tensão apropriada nos eletrodos o U se deposita no mandril. O urânio coletado é um sólido com forma dendrítica com algum eletrólito (sal) ocluso. A deposição do Pu e MA é evitada usando-se uma propriedade dos cloretos de U, Pu e MA. Os cloretos destes dois últimos elementos são mais estáveis que o do U. Durante a deposição do U é usado a reação $UCl_3 + Pu \leftrightarrow U + PuCl_3$ para evitar a deposição do Pu. Neste caso, o Pu que tenderia a se depositar no cátodo reage rapidamente com o UCl_3 , esta reação tende fortemente para o lado direito da equação. Com este esquema foram obtidos, experimentalmente, deposição de U puro em presença da razão $PuCl_3/UCl_3 > 13$ [Laidler et al, 1997].

Para coletar o Pu e MA é preciso diminuir suas atividades químicas. Isto é conseguido pela eletrodeposição destes elementos em um cátodo de cádmio líquido. A estabilização ocorre pela formação de compostos intermetálicos com o cádmio. As terras raras (TeRa) também são coletadas e estabilizadas, mas em menor quantidade. Este eletrodo líquido é um cadinho cerâmico com uma camada de cádmio que é suspenso na altura do eletrólito. Com a polarização da célula são coletados Pu, MA e TeRa como MCd_6 e algum U metálico na interface sal-Cd do cadinho. Em campanhas de eletrorefino já feitas em célula com dimensão comercial foram obtidos 4 kg de Pu + MA com alguns ppm de TeRa e ~1 kg de U [Laidler et al, 1997]. Os cátodos sólido e líquido podem operar separadamente ou simultaneamente.

Estudos teóricos do funcionamento da célula indicam que gerenciando-se adequadamente os processos envolvidos na célula de eletrorefino é possível obter no, cátodo líquido, combustível com o enriquecimento desejado, [Nawada et al 1996]. Este é um efeito desejável porque simplifica a operação no forno de injeção em molde.

Os tempos obtidos no ANL em campanhas experimentais para os processos envolvidos na célula de eletrorefino [Nawada et al, 1996] são: 24 horas para a dissolução anódica de ~10 kg de urânio; 27 horas para a deposição de ~9-10 kg de urânio no cátodo sólido; 33 horas para a deposição de ~3-4 kg de urânio no cátodo de cádmio líquido. A quantidade de combustível irradiado processada por vez, um "batch", é ~20 kg [Mariani et al, 1996]

Após a campanha de eletrorefino os materiais coletados nos cátodos passam para a etapa do processamento dos materiais do cátodo. Usando dois cadinhos e alta temperatura o sal e o cádmio são separados dos metais e coletados em um dos cadinhos para posterior reciclagem. No outro ficam os produtos metálicos que são consolidados em lingotes e estão prontos para irem para o forno de injeção em molde.

Processo de refabricação

As características do combustível metálico e a experiência adquirida na fabricação do combustível do EBR-II desde 1964 [MacFarlane et al, 1997], permitem procedimentos de fabricação que levam à significativas simplificações nos processos dentro da instalação de reprocessamento e, também, uma grande redução no espaço da célula inerte necessário. Os feixes são pré-fabricados fora da célula. Dentro desta, os trabalhos estão limitados ao encamisamento do combustível, preenchimento com sódio e soldas de vedação da vareta. Não é necessário um sistema de manuseio no topo da célula e os trabalhos podem ser realizados por dois robôs de processo e um de manutenção [Lineberry et al, 1985].

As ligas metálicas reconstituídas no processamento dos materiais dos cátodos são conformadas no novo combustível por processo de injeção em molde em forno à vácuo, mostrado na Figura 3.8 [Stevenson, 1987]. Todos os elementos necessários são colocados em um cadinho de grafite aquecido por indução, onde o material é devidamente homogeneizado para se obter as características desejáveis na liga.

Quando o material está pronto para ser conformado em tarugos, é imerso no metal fundido um conjunto de moldes de quartzo revestidos internamente com uma fina camada de ZrO_2 [Pahl et al, 1986] para protegê-lo durante a solidificação. O forno é pressurizado com gás inerte e o metal fundido penetra no interior dos moldes que são, imediatamente, resfriados. Em seguida os moldes de quartzo são quebrados e os tarugos são removidos. Este processo produz tarugos de diâmetro adequado, os extremos são retirados e o restante do tarugo é cortado no comprimento, vários centímetros, desejado. As pontas do tarugo voltam para nova campanha de fabricação e os restos de vidro quebrado tornam-se rejeitos.

Na seqüência, os tarugos são inseridos nas varetas de aço inoxidável, é introduzido o sódio para contato térmico entre o combustível e encamisamento. Em seguida é colocada a estrutura superior da vareta, pode ser introduzido um gás marcador para identificar varetas falhadas e, por fim, ela é selada. Caso seja usado arame espaçador este é fixado na vareta e ela está pronta para ser arranjada no feixe, após as inspeções de rotina.

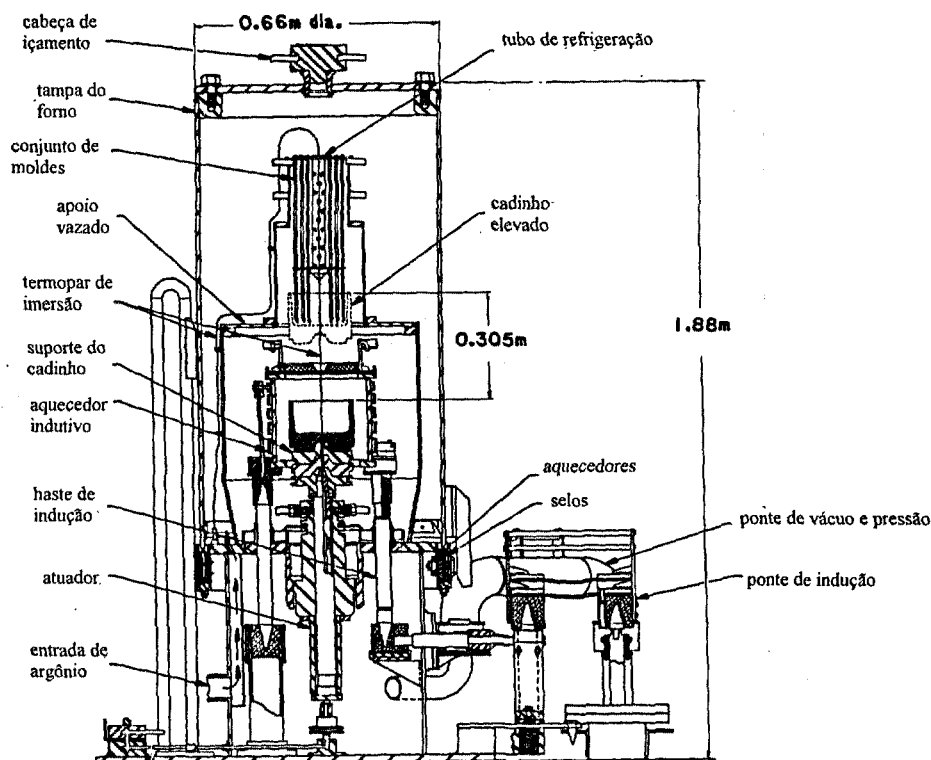


Figura 3.8 – Desenho do forno de injeção em molde do combustível metálico usado no EBR-II na década de 60, durante a demonstração do ciclo IFR em escala de laboratório.

Nesta etapa, além da fundição, moldagem e corte do material não são envolvidos outros processos, como usinagem por exemplo. Todas as etapas são bem limpas, devido a ausência de material em suspensão. Esta seqüência de fabricação foi testada centenas de vezes na instalação de ciclo de combustível do reator EBR-II.

O objetivo para esta etapa é qualificar um projeto de forno para injeção em molde com capacidade comercial, ~20 kg de liga ternária [MacFarlane et al, 1997].

Tratamento dos rejeitos

No reator propriamente não existe liberação de qualquer rejeito e, praticamente, ele pode ser considerado um sistema com liberação zero [Ackerman et al, 1997]. No EBR-II em 27 anos de operação não foi substituído o sódio do primário. Os gases de fissão liberado no primário são coletados na parte superior do reator com armadilhas criogênicas. As armadilhas frias usadas na purificação do sódio são substituídas de tempo em tempo e tornam-se rejeitos de baixa atividade.

Um objetivo do conceito IFR é tratar, acondicionar e imobilizar, adequadamente todos os rejeitos de alta atividade gerados no piropocesso para serem guardados em depósitos geológicos. Estes rejeitos são acumulados no eletrólito, no cádmio e nas cestas de dissolução. Após algumas campanhas de eletrorefino o calor de decaimento pode superar a capacidade de refrigeração da célula. Então é preciso fazer uma limpeza para evitar este problema.

Os produtos de fissão gasosos, Trítio, Kriptônio e Xenônio, são coletados durante o corte da vareta e durante a dissolução do combustível na célula de eletrorefino. Após a separação do trítio, os elementos restantes são acondicionados em latão convencional onde decaem seguramente.

Os rejeitos sólidos têm diversas origens. Alguns produtos de fissão, o Zr da liga combustível e os pedaços do encamisamento são rejeitos que ficam na cesta da dissolução. Outros produtos de fissão ficam dissolvidos no eletrólito, sal. Após várias campanhas de eletrorefino o sal é purificado e os PFs recuperados tornam-se HLW. Algum TRU que está no sal contaminado permanece no sal após a purificação e volta para a célula de eletrorefino.

O método para a recuperação dos gases é a armadilha criogênica. Também é usado armadilha fria para recuperar alguns elementos como o céσιο e oxigênio

do sódio. Estas armadilhas, após algum tempo são substituídas e tornam-se rejeitos de baixa atividade.

A purificação dos sais envolve várias etapas que estão bem documentadas no trabalho de Ackerman [Ackerman et al, 1997] e não serão aqui abordadas. Os sais purificados são misturados com CdCl_2 e colocado em contato com cádmio contaminado com actinídeos. Estes actinídeos reagem com o CdCl_2 e passam para o sal na forma de cloretos. O sal e o cádmio ficam prontos para ser reutilizados, todo o cádmio é reciclado e os rejeitos são isentos deste elemento. A purificação do sal do eletrólito gera rejeitos minerais (Zeolite). A forma de imobilização em estudo destes rejeitos é a dispersão em matriz vítrea.

Os rejeitos metálicos são consolidados em um bloco metálico para o depósito permanente. A contaminação destes metais por PFs e actinídeos é eliminada por purificação com cálcio metálico, o metal resultante deste processo volta para a célula de eletrorefino. Ao metal purificado é adicionado Zr e aço inoxidável para formar uma mistura eutética (% 15 de Zr). Esta liga, já testada, apresenta propriedades mecânicas excelentes e resistência a corrosão superior às formas vítreas para o acondicionamento de rejeitos [Ackerman et al, 1997].

O volume de rejeitos, sem acondicionamento, relativo ao feixe combustível de uma central comercial LWR típica é $0,43 \text{ m}^3$ por tonelada de combustível. No piroprocesso o volume de rejeitos, por tonelada de combustível reciclado, é cerca de $0,30 \text{ m}^3$ de rejeitos minerais e $0,05 \text{ m}^3$ de rejeitos metálicos. Se for comparado o volume com base na energia obtida do combustível, o volume de rejeitos é quatro vezes menor [Ackerman et al, 1997].

4 REFRIGERANTE E MATERIAL ESTRUTURAL

O reator rápido é concebido para ser um bom conversor ou regenerador de combustível e para isso ele necessita ter uma boa economia de nêutrons. Neste espectro as seções de choque são pequenas e para os elementos transplutônicos (TRU) o $\eta > 2$. Portanto, nestes reatores não é preciso, e nem desejável, que hajam materiais moderadores.

Os candidatos a refrigerante do reator rápido são os metais que tenham ponto de fusão relativamente baixo, alto ponto de ebulição e baixo poder de moderação. No começo do desenvolvimento destes reatores os metais: sódio, chumbo, lítio, mercúrio e ligas eutéticas destes foram estudados para este fim. Atualmente, o sódio é o refrigerante adotado em todos os reatores rápidos em operação e o chumbo é uma alternativa.

O uso de metal líquido como refrigerante possibilita que o RR trabalhe com altas densidades de potência, 2 a 4 vezes maior que no LWR e, também, com uma maior temperatura de saída. Isto melhora a eficiência da central mas necessita de materiais estruturais mais resistentes aos efeitos da temperatura.

Neste caso o material estrutural é o aço inoxidável e não zircaloy como nos reatores térmicos. No RR a captura parasítica no material estrutural é menor que no LWR, resultado do espectro mais duro.

4.1 Refrigerante Sódio e Chumbo

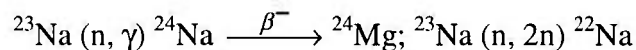
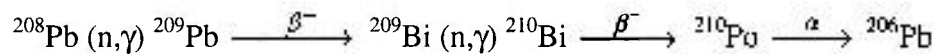
Os elementos sódio e chumbo são metais abundantes na natureza. O sódio natural é 100 % constituído do isótopo 23. O Pb_{nat} é constituído dos isótopos: ^{204}Pb , ^{206}Pb , ^{207}Pb , ^{208}Pb , na proporção: 1,4\24,1\22,1\52,4 (% peso). Estes elementos se combinam com outros para formar uma mistura eutética: o sódio forma eutético com o potássio e o chumbo com o bismuto, que também podem ser empregadas como

refrigerantes. A Tabela 4.1 mostra algumas propriedades físicas e nucleares, obtidas com o espectro típico de reator rápido, em 500 °C.

Tabela 4.1: Propriedades do sódio e chumbo em 500 °C

Propriedades		Sódio	NaK	Chumbo	PbBi
Físicas					
Massa específica	(kg/m ³)	830	740	10.483	10.020
Ponto de fusão	(°C)	98	19	327	125
Ponto de ebulição	(°C)	883	826	1740	1670
Térmicas					
Condutividade (k)	(W/m °C)	67,3	28,4	15,6	13,9
Viscosidade (μ)	(mPa.s)	0,24	0,21	0,20	--
Calor específico (Cp)	(J/kg °C)	1261	1040	144	146,5
Mudança de volume na fusão	(%vol.)	2,5	2,5	3,9	--
Pot. de bomb. (sódio=1)*		1	1,9	4,0	2,5
(T _{Ebul} - T _{Fus})/T _{op}		1,57	1,61	2,83	3,09
Nucleares					
Σ _c	(cm ⁻¹)	0,21 (-4)**		1,17 (-4)	
Σ _{elas.}		0,82 (-1)		2,26 (-1)	
Σ _{ine.}		2,22 (-3)		3,50 (-3)	
ξΣ _{elas.}		6,95 (-3)		2,17 (-3)	
Gerais					
Custo (sódio = 1)		1	10	0,7	7,6
Toxidade		alta	alta	alta	alta
Reação com U - Pu		baixa	baixa	baixa	baixa
Perigo de fogos e explosão		alto	alto	nenhum	nenhum

Ativação por nêutrons



(*) Considerando mesma geometria e distribuição de temperatura;

(**) Leia-se 0,21 x 10⁻⁴; NaK = 56/44 %; PbBi = 44,5/55,5 %

A massa específica do sódio a temperatura ambiente é 0,968 g/cm³ e a do chumbo 11,368 g/cm³. Na temperatura de operação do reator a condutibilidade térmica e o calor específico do sódio são quatro e nove vezes maiores que o respectivos valores para o chumbo. Porém, como a massa específica do chumbo é, aproximadamente, doze vezes

maior que a do sódio, isto ameniza em parte as suas características térmicas inferiores. Do ponto de vista nuclear a principal característica do chumbo é seu menor poder de moderação, cerca de 1/3. Embora sua captura seja maior, isto permite que o canal de refrigeração da vareta seja maior resultando em um comportamento nuclear similar. Os resultados destas diferenças são tais que o comportamento termoidráulico do chumbo é similar ao do sódio para projeto adequado da vareta de combustível.

A Figura 4.1a mostra o espectro neutrônico de células típicas de sódio e chumbo. Eles foram obtidos usando o código de transporte XSDRNPM do sistema AMPX-II [Greene et al, 1978] e a biblioteca VITAMIN-C [Roussin, 1977] em 171 grupos de nêutrons. Estes espectros são muito similares mas o da célula com chumbo é ligeiramente mais macio que o da célula com sódio. Embora o poder de moderação do chumbo seja menor que o do sódio, a sua maior fração de volume aumenta a razão refrigerante/combustível e a sua maior seção de choque $\Sigma_{\text{esp}} = \Sigma_{\text{elas}} + \Sigma_{\text{ine}}$, relativamente à do sódio, são importantes na definição do espectro.

Esta pequena diferença de espectro influencia o comportamento da reatividade de vazios (RV); o fato do espectro da célula típica de chumbo ser mais macio diminui esta reatividade no reator com chumbo. A Figura 4.1b mostra a mudança total nos componentes: espectral e captura, que serão discutidos no Capítulo 8. Não é possível distinguir as variações individuais nestes componentes mas é possível comentar suas tendências. O espectro mais macio no caso do chumbo diminui o efeito do componente espectral que é dominante. O componente de captura pode ser maior, porém deve ter magnitude muito menor que espectral, como ocorre no caso do sódio [Waltar et al, 1981]. Assim, para reatores com potência e geometria do núcleo semelhantes, o chumbo apresenta uma RV menor que o sódio.

A temperatura de fusão do chumbo é alta e em qualquer parada do reator deve ser garantido que o chumbo não se solidifique. A mudança de volume na fusão é cerca de 3,9 % no chumbo contra 2,4 % no sódio. Este fenômeno pode danificar as estruturas do circuito primário caso hajam ciclos de fusão/solidificação. Deve ser garantida uma margem de temperatura entre as temperaturas de recarregamento e de solidificação, e meios para que este fenômeno seja evitado. Estudo de reator refrigerado por chumbo

[Greenspan et al, 2000] têm apresentado um valor de 23 °C para esta margem, ou seja a temperatura de recarregamento seria de 350 °C.

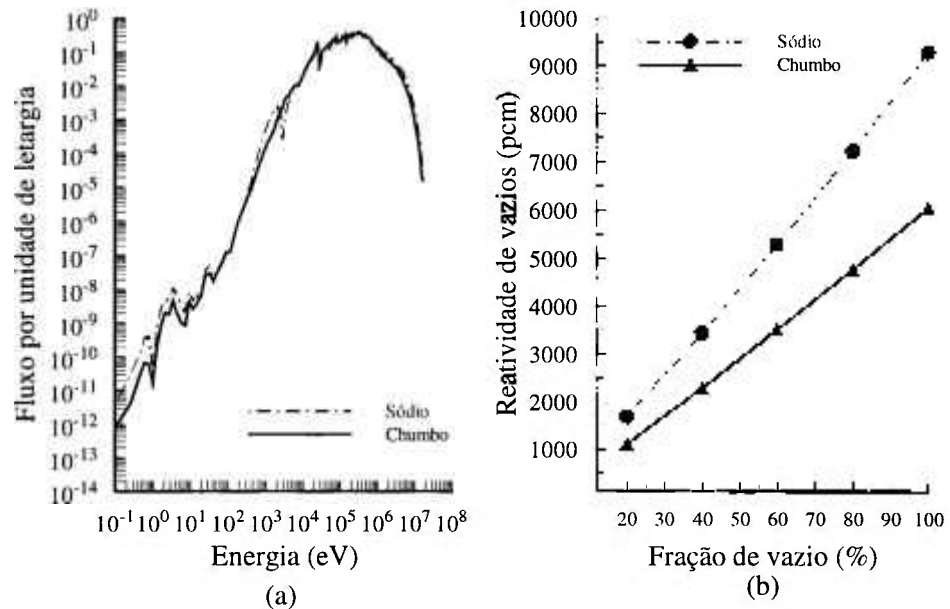


Figura 4.1 – Espectro (a) e reatividade de vazios (b) em células combustíveis com sódio ou chumbo

No reator refrigerado por chumbo a preocupação quanto a ativação é a formação do ^{210}Po ($T_{1/2}=138,4$ d) que é um emissor α altamente energético, 5,30 MeV. Na Tabela 4.1 está mostrada a cadeia de transmutação do ^{208}Pb submetido a um campo de nêutrons, que é um caminho para a formação do ^{210}Po .

O ^{210}Po é altamente volátil na temperatura de operação do reator e, no caso de vazamento, pode formar aerossol com o ar atmosférico. A formação do ^{210}Po não terá conseqüências se o circuito primário for selado e com pressão sub-atmosférica, o que ocorre normalmente. Além disso, pode ser projetada uma armadilha para retirar este elemento do sistema.

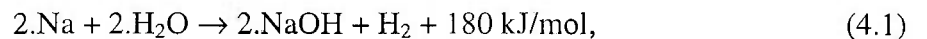
A experiência russa com o refrigerante Pb-Bi, 60 reator-ano, [Pankratov et al, 1993], indica que a atividade do ^{210}Po em operação sob potência pode chegar a 20-50 Ci/l. Estimativas com o projeto BRUST-150 indicam uma atividade de 70 Ci/l [Gromov et

al, 1994]. No caso do chumbo a atividade diminui de um fator de 10 para a mesma potência de reator.

No conceito ILR a presença do ^{210}Po não deve acrescentar problemas no transporte e na instalação de reciclagem. Esta instalação é selada e usa atmosfera inerte, com sistema criogênico para tratamento de gases, assim ele será recuperado e acondicionado de modo adequado neste sistema.

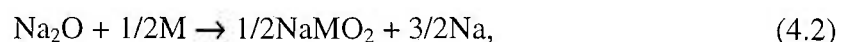
No reator a sódio a questão da ativação é a formação do ^{24}Na ($T_{1/2}=15$ h) que é emissor γ de 1,38-2,75 MeV e o ^{22}Na ($T_{1/2}=2,6$ anos). Neste caso, nos manuseios ou recarregamento só é necessário deixar o sódio decair.

A maior preocupação com o sódio relaciona-se com suas propriedades químicas, como: reatividade com a água, umidade do ar e do concreto, e combustão espontânea em cerca de 125-130 °C. A reação com a água:



libera hidrogênio e, como a reação é exotérmica, a possibilidade de explosão é alta. Nesta reação o hidróxido de sódio é uma fumaça espessa e tóxica, que exige equipamento adequado em caso de acidente. No caso de vazamentos em cima de concreto esta reação pode reagir com a água de hidratação existente, danificando a estrutura. Isto exige que o concreto seja protegido com revestimento de aço inoxidável na instalação com sódio. Estas características complicam o manuseio deste refrigerante e aumentam os custos do reator.

O sódio líquido com teor elevado de O_2 dissolvido é altamente corrosivo para os materiais do núcleo [Rodriguez, 1996b]. A reação que ocorre é:



onde M significa metal.

Esta reação dissolve alguns elementos da liga estrutural, aumentando a ativação das impurezas no circuito primário. Os óxidos formados, se não forem retirados do sistema, podem ocasionar entupimentos e emperrar válvulas. Este problema é

contornado pelo controle do teor de O_2 dissolvido e purificação do sódio do primário com armadilha fria para a retirada dos óxidos.

As **vantagens** esperadas do chumbo relativamente ao sódio ocorrem na área de sistemas do reator e segurança. Na área de sistemas, o chumbo permite simplificações no circuito primário porque não reage quimicamente com a água. Consequentemente, tanto o trocador de calor intermediário (IHX), que no caso do sódio serve para isolar o sódio do primário da água do gerador de vapor, como as proteções de aço inoxidável do concreto, podem ser eliminados. Na área de segurança ocorrem outras vantagens: aumento da margem de temperatura até a ebulição; o vazamento do chumbo por fissuras ou rachaduras pode ser evitado, o chumbo ao passar pela falha se resfria e solidifica-se e pode soldá-la evitando novos vazamentos; ele é uma armadilha para alguns produtos de fissão no caso de falha da vareta; o chumbo é um bom material de blindagem e pode ser resfriado para enclausurar o núcleo no caso de danos irreversíveis; e a reatividade de vazios é melhor que no caso do sódio. De acordo com estudos russos, o projeto adequado da vareta permite que a reatividade de queima seja menor que β_{ef} e o acidente TOP pode se amenizado. As condições de operação do chumbo permitem que o sistema de geração elétrica trabalhe com vapor superaquecido, possibilitando uma maior eficiência do reator. A alta temperatura de ebulição permite imaginar a aplicação deste reator como fonte de calor para processos industriais, como o HTGR, porém neste caso muito esforço de P&D ainda será necessário. As principais conseqüências destas vantagens são: custo menor e maior penetração no mercado de energia.

As **desvantagens** do chumbo são: seu menor desenvolvimento tecnológico nesta aplicação limita sua base de dados e requer investimento em P&D em áreas como corrosão em altas temperaturas; possibilidade de resfriamento localizado no primário que pode danificá-lo; e sua maior densidade exigirá estruturas mais resistentes para evitar problemas com carregamentos dinâmicos no caso de terremotos.

4.2 Material Estrutural

Considerações econômicas requerem que os RMLs do futuro tenham queimas superiores as obtidas atualmente, isso exige exposições em excesso a 100 dpa

("displacement per atom") [Powell et al, 1986]. Até meados dos anos 80 o material estrutural do encamisamento e duto do feixe de combustível era o fator que limitava a queima devido a instabilidade dimensional, "creep" e inchamento induzidos por irradiação, da matriz metálica. Estes fenômenos resultaram em problemas como, por exemplo, de retirada do feixe durante o recarregamento no FFTF [Leggett et al, 1987].

Nos reatores rápidos construídos, os componentes do núcleo foram fabricados em aço inoxidável austenítico, devido a sua melhor resistência a corrosão e temperatura. Embora hoje este seja o material estrutural de referência para os RMLs, novos materiais têm sido estudados para substituí-lo nestas aplicações. Os esforços para amenizar o problema da instabilidade dimensional têm sido dirigidos para a modificação da composição e estabelecimento de tratamentos termomecânicos. Recentemente, as pesquisas voltaram-se para os aços inoxidáveis ferríticos/martensíticos. Estudos mostram [Powell et al, 1986; Leggett et al, 1987] que este tipo de aço, devido a sua estrutura cristalina, é mais resistente ao inchamento.

A Tabela 4.2 apresenta uma composição dos materiais estruturais atualmente empregados em duto e encamisamento de reator rápido a sódio nos EUA [Makenas, 1986; Hofman et al, 1986]. Outros países têm materiais com composições que podem ser ligeiramente diferentes das mostradas.

4.2.1 Aços austeníticos

O aço inoxidável AISI-316 tem sido usado com sucesso em dutos e varetas dos feixes dos RMLs para fluência no intervalo de 60-80 dpa ($6-8 \times 10^{22}$) n/cm² ($E_{\text{nêutron}} > 0,1$ MeV) [Powell et al, 1986]. No entanto, acima desta fluência são observados grandes valores de inchamento. Para diminuir este fenômeno é usado o material trabalhado a frio (CW) ("Cold Worked"). Também, tem sido utilizada a adição de pequenas concentrações de elementos como: silício, fósforo, boro, nióbio etc, para estabilizar a micro-estrutura da liga e melhorar o inchamento [IAEA, 1999]. Este tem sido um caminho pesquisado pelos países avançados na tecnologia do RR.

Tabela 4.2: Composição de alguns aços inoxidáveis usados no feixe de reator rápido nos EUA, % em peso.

Liga	Ni	Cr	Mo	Si	Mn	Ti	C	W	Fe
AISI-316	13,5	17,5	2,5	0,6	1,75	-	0,05	-	64,1
D9 (encamis.)	15,2	13,8	1,46	0,92	1,74	0,23	0,052	-	66,6
D9 (duto)	16,1	13,5	1,50	0,97	1,70	0,20	0,048	-	65,98
HT-9	0,57	12,02	1,03	0,22	0,50	-	0,21	0,51	84,94

A adição do titânio, juntamente com o trabalho a frio tem sido uma boa associação. Estas mudanças têm resultado em estender o regime transitório do inchamento, como pode ser visto na Figura 4.2 [Hofman et al, 1997]. Porém, tem sido mostrado que no regime pós-transitório, a taxa de inchamento para todos os aços austeníticos é de 1 % por dpa [Powell et al, 1986].

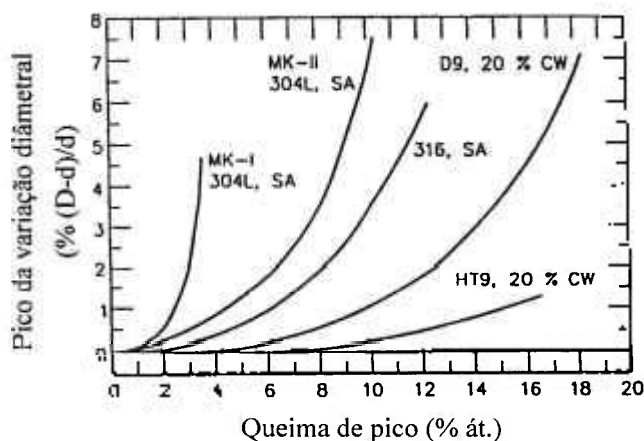


Figura 4.2 – Variação da deformação do encamisamento do combustível metálico irradiado no EBR-II, em função da queima, para vários aços (SA: “Solution Annealed”; CW: “Cold Worked”).

Na Europa ligas estabilizadas com titânio têm sido irradiadas com valores de dose que excedem 100 dpa até um máximo de 148 dpa, em temperaturas de até 650 °C [IAEA, 1999]. Para o reator rápido europeu (EFR) o objetivo de dose no encamisamento é 170 dpa.

O aço denominado D9 nos EUA é uma variante do aço SS-316 também estabilizado com titânio. Este material tem sido usado na estrutura de uma série de feixes do FFTF, que utiliza combustível (U-Pu)O₂. As composições do D9, para alguns usos, são mostradas na Tabela 4.2. No FFTF tem sido usado feixes inteiramente fabricados com este material, bem como feixes com duto fabricado com D9 e varetas com CW-SS-316. Nestes casos, têm sido evitado o emprego de uma força excessiva para a retirada dos feixes do núcleo durante o recarregamento. Com o EBR-II foram testados combustíveis U-10Zr;U-8Pu-10Zr e U-19Pu-10Zr encamisados com D9 que atingiram queimas até 18,4 % átomos [Hofmam et al, 1997].

A Figura 4.2 mostra a variação do diâmetro do duto do encamisamento, em função da queima, dos principais aços utilizados no núcleo de RML. Nesta figura, pode ser visto que os avanços em ligas melhorou, consideravelmente, o desempenho sob irradiação e que a liga ferrítica HT-9 é superior a liga austenítica D9.

4.2.2 Aços ferríticos

A liga denominada ferrítica tem sido considerada a mais promissora das atualmente pesquisadas para estender a capacidade de queima dos atuais RMLs. Todos os países com programa de desenvolvimento neste reator pesquisam esta liga. A condutibilidade térmica deste aço é maior que a do austenítico enquanto que a expansão térmica é menor. Estas características resultam em menor fadiga no encamisamento de aço ferrítico [Huet et al, 1974].

Estes aços , geralmente, tem concentração de Cr da ordem de 9-12 % (em peso) e baixo teor de Ni. Exemplos deste material são: HT-9 (EUA), EM-10 (França), DIN 1.4914 (DeBeNe) e FR 448 (UK). Na Tabela 4.2 é mostrada a composição da HT-9 americana.

As irradiações já realizadas mostram que na liga HT-9 o início do inchamento é retardado e que após este início, a taxa de inchamento é menor que nos outros aços, ver Figura 4.2. Provavelmente o combustível encamisado com esta liga terá sua vida limitada pela probabilidade de falha da vareta [Leggett et al, 1987]. No EBR-II foram testados combustíveis U-10Zr; U-8Pu-10Zr e U-19Pu-10Zr encamisados com HT-9

que atingiram queimas de até 17,5 % átomos [Hofmam et al, 1997] sem nenhuma falha. Irradiações com combustível óxido no FFTF em temperatura de até 600 °C, atingiram 200 dpa de dose sem nenhuma falha [IAEA, 1999].

O aço HT9 é relativamente insensível a temperaturas de irradiação abaixo de 500 °C e apresenta um “creep” menor que os aços austeníticos neste intervalo [Powell et al, 1986]. Um problema potencial para esta classe de material é a fratura, devido à fragilização, para os componentes sob carga. Também, sua limitada resistência a altas temperaturas limita as temperaturas de operação dos RMLs avançados em 550-600 °C [Powell et al, 1986].

Para melhorar a propriedade de resistência a temperatura, têm sido pesquisadas ligas ferríticas avançadas, impregnadas com óxidos dispersos (ODS) (“Oxide Dispersed Strengthened”) [Huet et al, 1974]. Neste caso, a matriz ferrítica é a responsável pela resistência ao inchamento e o óxido, material refratário, pela resistência a alta temperatura. Os óxidos pesquisados para este fim são: TiO_2 , YO_2 e CaO_2 [IAEA, 1999].

Vários países, como: França, Japão, Rússia, Bélgica etc, têm programas de desenvolvimento nesta liga. A liga que apresenta as melhores combinações de propriedades favoráveis é a DT2203Y05 (Bélgica) com ítrio disperso. Sua composição é: Fe-13Cr-1,5Mo-2,2Ti-0,5Y₂O₃ [Powell et al, 1986]. Com esta liga um possível problema pode ser a compatibilidade com o sódio.

No Japão a primeira geração de ligas ODS foram irradiadas até 90 dpa de dose e exibiram um encruamento devido a irradiação que ocasionou falhas severas [IAEA, 1999]. Os testes continuam na França e no Japão com adições de Ti a liga ODS 13Cr-3W.

4.3 Sumário e Conclusões

A base de dados dos materiais para encamisamento de combustível de reator rápido tem crescido em quantidade e qualidade. Os progressos feitos em vários países desenvolvidos mostram que já existem ligas austeníticas, como a D9 e similares, e ferríticas, como a HT-9 e similares, que possibilitam altas queimas sem problemas. Os

desenvolvimentos continuam com ligas avançadas para melhorar a resistência a temperatura, ligas ODS, que almejam atingir doses da ordem de 200 dpa.

Todos os países desenvolvidos com programas avançados em reatores rápidos têm programas de desenvolvimento de ligas que já duram mais de 30 anos. Estes países continuam, sistematicamente, a fazer este desenvolvimento.

Portanto, a obtenção de uma liga confiável para ser usada no feixe de combustível do reator rápido é uma tarefa que exige coordenação, planejamento e investimento contínuo por longo tempo.

5 SEGURANÇA E CUSTOS DO REATOR

A segurança na área nuclear sempre foi uma fonte de preocupação dos técnicos e cientistas. O acidente de “Three Mile Island” foi uma lição no sentido de que a operação precisa ser facilitada para os operadores e, também, a comprovação do funcionamento adequado dos sistemas de segurança projetados. O acidente de “Chernobyl” que na concepção ocidental seria inimaginável, mostrou que tanto o projeto como os procedimentos operacionais dos reatores russos precisavam ser reformulados. Estes dois acidentes trouxeram grandes lições para a comunidade nuclear. Estas lições se traduzem na busca de novas concepções que sejam mais dependentes da própria natureza dos fenômenos envolvidos, segurança inerente ou de dispositivos passivos, do que em segurança por engenharia.

Devido às suas características o combustível metálico pode atender vários destes requisitos e tornou-se uma opção para estes novos conceitos. Ele possibilita uma segurança inerente superior àquela obtida com o combustível óxido em vários acidentes do cenário base de projeto.

Neste capítulo será abordada a segurança inerente dos reatores rápidos com ênfase no combustível metálico. Serão mostradas avaliações teóricas da resposta do reator submetido a acidentes postulados e, também, serão comentados os testes reais [Kussmaul et al, 1987] realizados com o EBR-II a plena potência em 1986.

5.1 Segurança Inerente e Passiva

A segurança inerente e passiva baseia-se nos fenômenos naturais para obter uma resposta adequada do sistema submetido a um evento operacional anormal, independente de atuação de sistemas de segurança construídos para este fim. Alguns

princípios [Wade, 1988a] para um projeto de reator com boa segurança inerente e passiva são:

1-) Remoção do calor de decaimento por meios passivos. O objetivo é eliminar os sistemas de segurança que são projetados e construídos exclusivamente para este fim. Isto resultará em redução das instalações e de trabalhos contratados, o que diminuirá custos. Este objetivo pode ser conseguido com o uso do núcleo do tipo piscina que permite a circulação natural ao nível do calor de decaimento, auxiliado por um sistema de rejeição de calor que refrigera a estrutura externa da piscina com ar circulando naturalmente, como mostra a Figura 5.1. O projeto da piscina deve ser adequado para que sua inércia térmica absorva o excesso de calor de transitórios e que sua estrutura externa permita a circulação natural do ar.

2-) Desligamento passivo. O objetivo é eliminar o requisito de construção com grau de segurança exagerado e reduzir a importância, para a segurança, das bombas primárias e secundárias. A expectativa é reduzir o capital investido e os problemas de licenciamento. Outro possível ganho é o aumento da disponibilidade da central e fator de carga, decorrentes da eliminação, ou seleção menos rigorosa, de pontos de parada definidos no sistema de proteção da central (PPS).

Em um transitório, uma maneira de se obter o desligamento passivo do reator é adequar a razão potência/vazão e temperatura de entrada no núcleo de maneira que a reatividade positiva, efeito Doppler, que é introduzida no abaixamento da potência, possa ser compensada por reatividade negativa resultante de um moderado aumento na temperatura média do núcleo. A chave para se obter tal condição é projetar uma vareta de combustível que tenha um pequeno aumento de temperatura radial reduzindo, deste modo, a reatividade Doppler investida no aumento da temperatura do combustível.

Estas características da vareta podem ser melhor obtidas com o combustível metálico, cujas propriedades são superiores as do tipo óxido para estes propósitos. A sua alta condutibilidade térmica resulta em um pequeno gradiente de temperatura na vareta e um domínio mais efetivo da temperatura do refrigerante na determinação da temperatura do combustível. Outra característica melhor, neste aspecto, é o próprio efeito Doppler que é cerca da metade do apresentado pelo combustível óxido.

Nesta questão, um adequado projeto mecânico de restritores e espaçadores que favoreçam a expansão radial do núcleo com o aumento da temperatura média, introduz reatividade negativa e pode contribuir para o desligamento passivo. Aliado a isto, emprega-se um aumento da razão potência/vazão para ajustar as realimentações de reatividades associadas à temperatura do refrigerante àquelas associadas à temperatura do combustível. Deste modo, a escolha do combustível metálico, juntamente com um projeto adequado do núcleo, pode promover o desligamento passivo do reator em determinados eventos como: perda de vazão (LOF) e perda do sistema de rejeição de calor (LOHS).

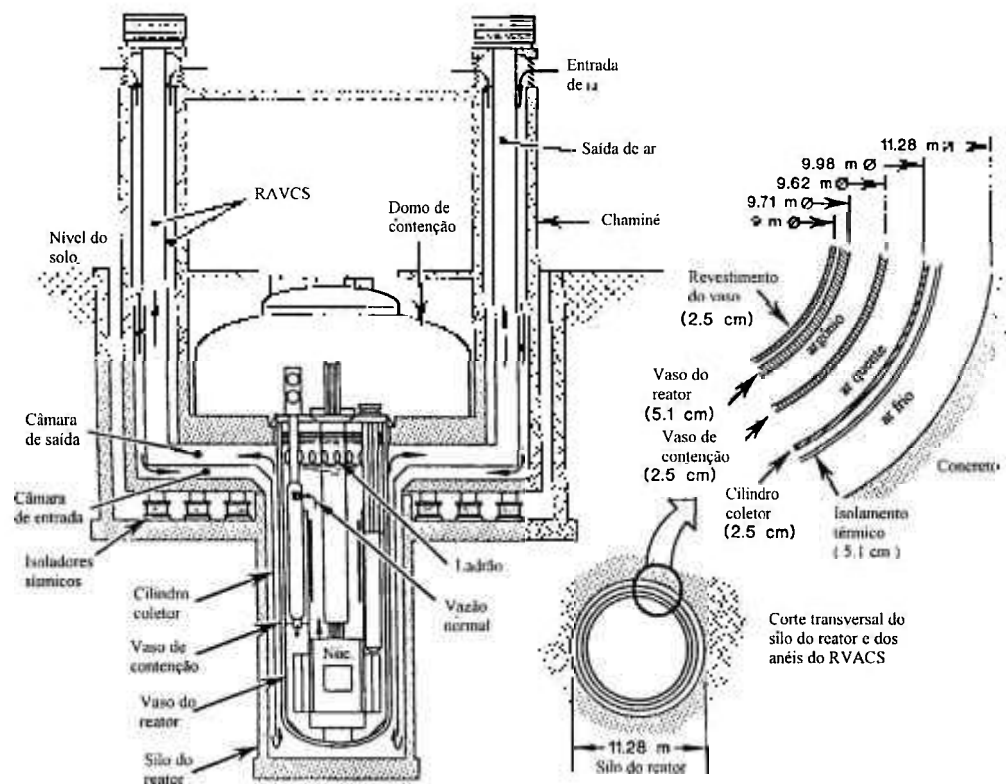


Figura 5.1 - Planta do ALMR com detalhes do sistema de remoção de calor de decaimento através do vaso da piscina (RVACS).

Embora o pequeno efeito Doppler seja favorável ao desligamento passivo, ele também concorre para exacerbar o transitório de sobrepotência (TOP). Neste caso, o efeito pequeno aumenta a excursão de potência por introduzir uma reatividade negativa menor com o aumento da potência.

A base para o acidente TOP é a retirada inadvertida do feixe de controle (FC) mais reativo do reator, dado pela expressão:

$$\Delta\rho_{TOP} = \frac{\Delta k_{queima} + \Delta k_{inc}}{(\text{número de FC})} \times (\text{fator de interação de retirada do primeiro feixe}). \quad (5.1)$$

Teoricamente, Δk_{queima} pode ser próxima de zero e a reatividade base para o acidente TOP ficará restrita a Δk_{inc} , que é a reatividade resultante das seguintes incertezas: na criticalidade e reatividade de queima; as tolerâncias de fabricação; e aquelas decorrentes da mudança da geometria do núcleo resultantes do aumento de temperatura para a operação a potência plena. Após vários ciclos Δk_{inc} é estimada ser dezenas de cents [Wade et al, 1988c]. Assim, para amenizar este acidente a solução é diminuir o valor, em reatividade, investido em um FC. Isto pode ser conseguido de duas maneiras : (a) aumentar o número de FCs, (b) diminuir o excesso de reatividade de queima no ciclo operacional.

A primeira solução não é a melhor porque um grande número de feixes de controle diminui a fração de volume de combustível no núcleo, o que pode aumentar a reatividade de queima. Portanto, um resultado contrário ao que se deseja. Para se conseguir uma diminuição do valor investido por feixe é necessário um estudo e escolha criteriosa deste número.

A segunda solução é a mais indicada e para isto pode-se escolher dois caminhos, ou ambos: diminuir a reatividade associada às incertezas e/ou diminuir Δk_{queima} . A diminuição da reatividade, associada às incertezas, é uma tarefa demorada e onerosa porque requer estudos e investimentos para melhorar a qualidade dos dados nucleares, os métodos de cálculo e os processos de fabricação. Com a operação estas incertezas diminuirão [Wade et al, 1988c]. O caminho mais imediato é diminuir Δk_{queima} . Para isto é preciso projetar núcleos com altas taxas de conversão interna. Neste aspecto, o combustível metálico é uma escolha melhor do que o óxido porque sua maior massa específica garante um maior número de isótopos férteis para a conversão e o espectro de nêutrons é mais duro, características que diminuem esta reatividade.

5.2 Acidentes Base de Projeto

O núcleo de um reator rápido pode ser perturbado por eventos externos somente pelas seguintes vias [Wade et al, 1988b; 1988c]: (a) mudança na temperatura de entrada; (b) mudança na vazão do refrigerante; e (c) reatividade induzida, como: movimento dos feixes de controle, mudança da geometria do núcleo devido a abalos sísmicos, bolhas ou partes soltas passando pelo núcleo, etc.

Estas três vias pelas quais a reatividade pode ser afetada podem resultar nos seguintes acidentes: (a) perda de vazão sem desligamento (LOF-WS); (b) perda do sistema de rejeição de calor sem desligamento (LOHS-WS); (c) transitórios de sobrepotência (TOP); e (d) dois acidentes de super-resfriamento: aumento da rotação da bomba o que ocasiona um aumento da vazão, e diminuição da temperatura de entrada devido ao resfriamento do sódio.

A capacidade de desligamento passivo dos RMLs tem sido avaliada com estudos teóricos [Ott, 1988] e testes reais [Kussmaul et al, 1987] destes acidentes. Em seguida será sumariada a análise teórica da capacidade de desligamento passivo de reatores carregados com combustível metálico e óxido feita por Ott [Ott, 1988]. Posteriormente, serão apresentados os testes reais feitos no EBR-II.

5.3 Capacidade de Desligamento Passivo

Em 1988 Ott [Ott, 1988] apresentou estudos teóricos em dois tipos de transitórios: perda de vazão (LOF), e perda do sistema de rejeição de calor (LOHS), sem desligamento; em reator carregado com combustível óxido ou metálico. Este estudo cobriu os instantes iniciais dos acidentes até o estabelecimento da resposta assintótica do reator. Usou para isso um RML de média potência, 900 MWt (~350MWe). Os resultados, e os principais pontos da comparação, para os dois tipos de combustíveis, são mostrados em seguida.

5.3.1 Acidente de perda de vazão (LOF)

No acidente LOF, o primeiro efeito é o aumento da temperatura do refrigerante. Esta alteração introduz três efeitos de reatividade: diminuição da massa específica do sódio (ρ_s), reatividade positiva; expansão radial do núcleo (ρ_r), reatividade negativa que compensa a reatividade do sódio; e expansão axial dos feixes de controle (ρ_c) que é atrasada em relação as outras duas e menor. Estas três realimentações são denominadas reatividade do refrigerante. As realimentações de reatividade associadas à mudança de temperatura do combustível são: o efeito Doppler (ρ_{Doppler}) e a expansão axial do combustível (ρ_c). Aqui, estas reatividades são denominadas reatividade do combustível.

No reator carregado com combustível óxido, inicialmente a reatividade do refrigerante é negativa, o que reduz, imediatamente, a potência. Esta redução implica na diminuição da temperatura do combustível, o que introduz as reatividades positivas do efeito Doppler e diminuição da sua expansão térmica axial, que são atrasadas de alguns segundos em relação à reatividade do refrigerante. A Figura 5.2a-b [Ott, 1988] mostra o balanço de reatividade e a potência normalizada nas primeiras horas do evento. O decréscimo da reatividade total termina em ~ 10 s com ρ_{min} , sendo cerca de -20 cents e a potência decresce para 75 % (675 MWt) da total.

A partir deste tempo, as realimentações positivas excedem a reatividade negativa da expansão radial do núcleo e a reatividade total aumenta até chegar próxima de zero em ~ 30 minutos. A potência, neste tempo, está em torno de 10 % (90 MWt). A temperatura máxima de saída é de ~ 677 °C. Após 1 hora, o reator praticamente retorna à criticalidade e a potência tende, vagarosamente, para um estado seguro e estável, movida pelo ajuste das fontes internas de nêutrons. Em cerca de 24 horas a potência gerada e a rejeição de calor chegam, aproximadamente, a um equilíbrio, ~ 10 MWt. Se não for realizada alguma ação externa para alterar este estado, deixando o sistema por si só, após 10 dias a geração de calor cai para a metade do valor apresentado em 24 horas.

No caso do reator carregado com combustível metálico o comportamento, mostrado na Figura 5.3a-b, é diferente daquele carregado com o óxido. Isto pode ser visto pela comparação das Figuras 5.2a-b e 5.3a-b [Ott, 1988]. O início do

evento é igual e a alteração da temperatura do refrigerante introduz reatividade negativa que diminui a potência. A diferença fundamental entre as respostas está na diferença entre as temperaturas de operação do combustível e refrigerante, que é muito maior no caso óxido. No caso metálico, o decréscimo de potência degrada o gradiente de temperatura no tarugo combustível e sua temperatura fica sendo “comandada” pela temperatura do refrigerante. Este efeito não ocorre no caso do óxido.

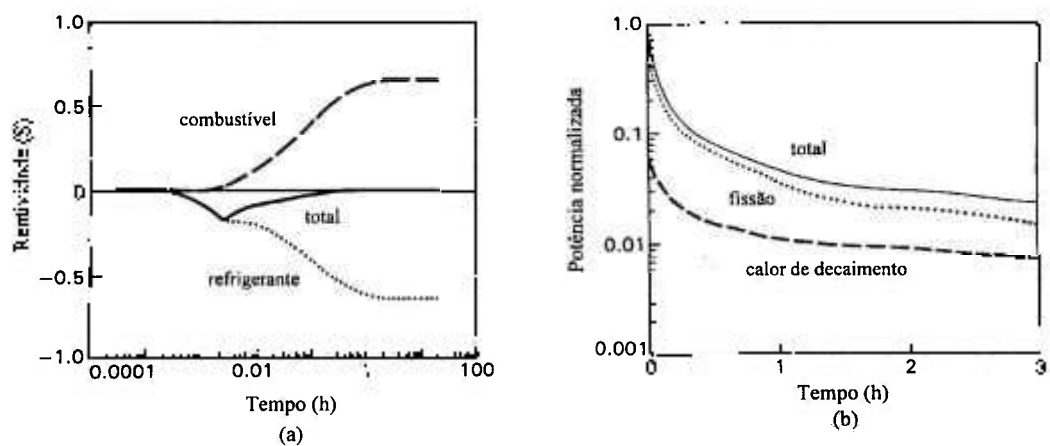


Figura 5.2 - Transitório LOF, combustível óxido: (a) reatividades do combustível, refrigerante e total nas primeiras 24 h; (b) potência normalizada gerada por decaimento, fissão e total.

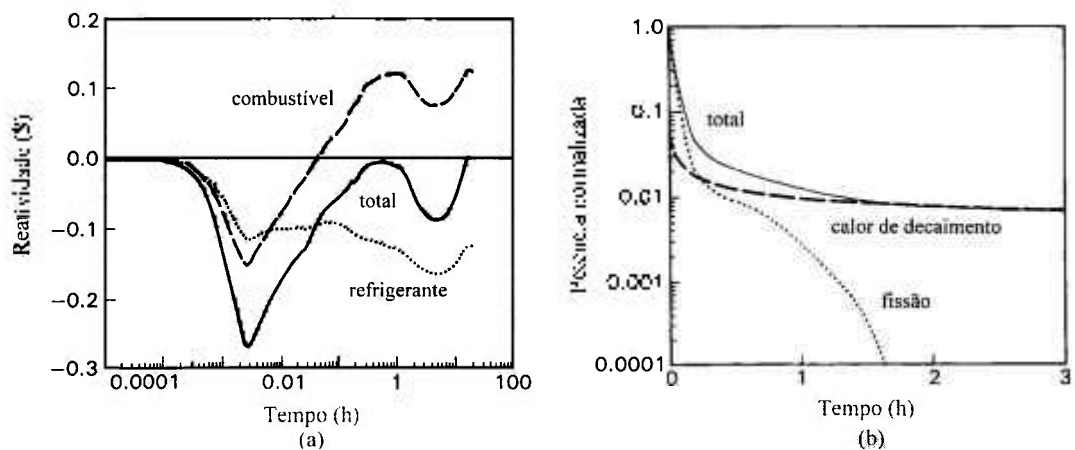


Figura 5.3 - Transitório LOF, combustível metálico: (a) reatividades do combustível, refrigerante e total nas primeiras 24 h; (b) potência normalizada gerada por decaimento, fissão e total.

No combustível metálico, seguindo o aumento da temperatura do refrigerante, há um aumento na temperatura média do combustível o que introduz uma reatividade negativa que se soma à reatividade negativa do refrigerante, o que reduz mais rapidamente a potência. Neste caso, a reatividade total do núcleo é cerca de -30 cents contra -20 cents no caso óxido. O pequeno gradiente de temperatura na vareta do combustível metálico armazena pouco calor, para a mesma potência linear, relativamente ao caso óxido. Esta energia armazenada não consegue aquecer o refrigerante e a diminuição inicial da potência inverte o aumento da temperatura no núcleo todo. Esta diminuição introduz uma reatividade positiva que é o resultado de três realimentações, duas positivas: efeito Doppler e contração do núcleo, e a reatividade negativa do refrigerante. A reatividade total volta a crescer e o reator fica, aproximadamente, crítico em cerca de 30 minutos, como ocorre no caso óxido. O comportamento do transitório de reatividade não é suave nas primeiras horas de evento devido ao comportamento da reatividade do combustível.

A potência gerada no núcleo em 30 minutos é uma pequena fração percentual da potência original. Desta, cerca de 15 MWt são devidos ao decaimento, este valor normalmente excede à capacidade de rejeição do sistema de emergência. Consequentemente, a temperatura de entrada do refrigerante e do núcleo voltam a aumentar o que ocasiona a expansão radial do núcleo que introduz cerca de -12 cents de reatividade. Esta reatividade é igual para os dois combustíveis. No caso óxido, esta inserção continua a realimentação negativa do componente de expansão porém ela é compensada, continuamente, pela reatividade positiva do combustível devido à diminuição de sua temperatura. No combustível metálico, o novo aumento de temperatura aumenta a temperatura do combustível o que introduz reatividade negativa (Doppler + expansão térmica) que se soma a do refrigerante. O balanço de reatividade no caso metálico origina uma realimentação negativa de cerca de -10 cents, que se mantém por algumas horas. A persistência desta reatividade termina a reação em cadeia o que finaliza o transitório neutrônico, ver a Figura 5.3b. O desligamento passivo ocorre em ~ 3 horas do início do evento com o calor de decaimento no nível de ~9 MWt. O comportamento subsequente do reator, e as várias temperaturas, dependem somente do balanço entre o calor de decaimento e a capacidade de rejeição do sistema de emergência (ECS).

No caso do sistema ECS rejeitar mais calor do que o gerado pelo decaimento, a temperatura de entrada e a do combustível diminuem. Esta alteração introduzirá uma reatividade positiva e o reator retornará à criticalidade. Entretanto, no caso metálico, este evento não é continuação do acidente LOF, mas um transitório de início de operação ("startup") totalmente independente que é comandado pelo ECS. O que acontece fisicamente é que a fonte de nêutrons, proveniente das fissões espontâneas é multiplicada conforme ρ_{total} tende a zero. Este processo de resfriamento é lento, ~15 - 20 horas, e o fenômeno de multiplicação da fonte de nêutrons estabelecerá um nível de fluxo que corresponderá à trajetória da reatividade em qualquer tempo, exceto alguns minutos antes da recriticalidade [Ott, 1988]. Na recriticalidade o nível do fluxo será aquele determinado pela potência gerada em excesso a capacidade de remoção do ECS. No caso óxido, este efeito é uma continuação do evento LOF e leva o reator ao estado crítico a baixa potência.

5.3.2 Acidente de perda da rejeição de calor (LOHS)

O acidente LOHS desenvolve-se de maneira semelhante ao LOF nos dois combustíveis, somente que o aumento da temperatura do núcleo tem que esperar a mudança na temperatura de entrada T_{ent} , o que causa um atraso de dezenas de segundos, ~80 s no caso óxido. As Figuras 5.4a-b e 5.5a-b [Ott, 1988] mostram os balanços de reatividades e as potências normalizadas nas primeiras horas do evento para os dois combustíveis.

No combustível óxido, nos primeiros instantes, a combinação da reatividade do refrigerante, densidade do sódio + expansão do núcleo, e do combustível resulta em uma reatividade negativa que começa a diminuir a potência. Esta reatividade permanece negativa, em torno de ~-2 cents, pelos próximos 2000 s. Após este tempo, a reatividade chega a zero e a potência atinge ~ 5 % (45 MWt) do seu valor inicial. Após 1 hora do início do evento, todos os componentes da reatividade e a temperatura atingiram um valor aproximadamente estável, que é cerca de 1-2 horas antes do que ocorre no evento LOF. Neste prazo, a temperatura do encamisamento aumentou de ~300 K e a do combustível diminuiu na mesma proporção. Neste combustível, os dois acidentes, LOF e LOHS, apresentam uma reatividade total cujo comportamento é suave, tendo um mínimo e tendendo a zero por baixo.

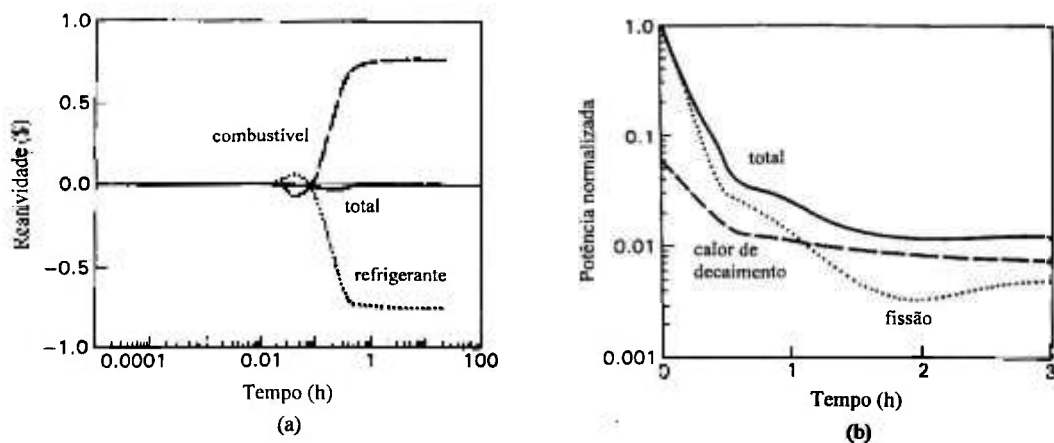


Figura 5.4 - Transitório LOHS, combustível óxido: (a) reatividade do combustível, refrigerante e total nas primeiras 24 h; (b) potência normalizada gerada por decaimento, fissão e total.

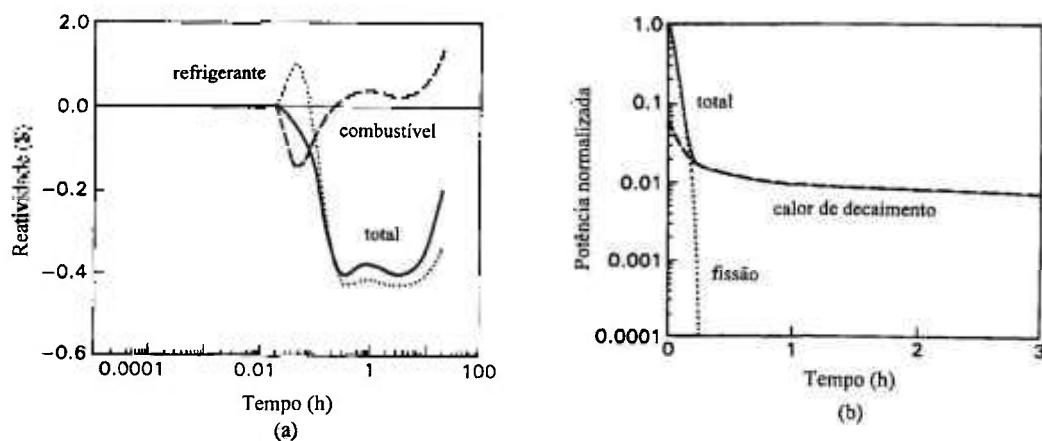


Figura 5.5 - Transitório LOHS, combustível metálico: (a) reatividade do combustível, refrigerante e total nas primeiras 24 h; (b) potência normalizada gerada por decaimento, fissão e total.

Também para o combustível metálico, o evento LOHS desenvolve-se similarmente ao LOF e a discussão apresentada neste último aplica-se a ele. Como no caso óxido, a excursão de potência termina mais cedo que no caso LOF. Aqui, a recriticalidade não ocorre antes de 24 horas com o sistema ECS operando normalmente. Assim, o reator tem um período de desligamento passivo de ~1 dia. Como no caso LOF, este período pode

ser estendido por alguns dias com um nível adequado de rejeição de calor pelo sistema ECS.

5.3.3 Controle de reatividade pela temperatura de entrada

No combustível metálico, o período de desligamento passivo pode ser estendido por várias horas, ou dias, dependendo da capacidade de remoção de calor do sistema de emergência. Para verificar a influência da diminuição da refrigeração da temperatura de entrada no tempo de desligamento passivo, Ott [Ott, 1988] fez um estudo nos dois acidentes: LOF e LOHS. Foram avaliadas reduções de 15 e 30 % no acidente LOHS e 15, 30 e 50 % no acidente LOF, na refrigeração do ECS. Os tempos de subcriticalidade obtidos, nestes eventos, correspondendo as reduções na capacidade de refrigeração do ECS mencionadas, estão mostrados na Tabela 5.1.

Estes resultados mostram que pode ser conseguido um desligamento passivo de vários dias pelo ajuste adequado da temperatura de entrada do refrigerante. Este tempo é mais do que suficiente para que medidas apropriadas possam ser tomadas para resolver as causas do acidente.

Tabela 5.1: Tempo de desligamento passivo nos acidentes LOF e LOHS com redução da refrigeração de emergência, combustível metálico

Redução da refrigeração do ECS	LOF Δt (horas)	LOHS Δt (horas)
nominal	16	41
15 %	27	63
30 %	53	63
50 %	128	105

Com isto, fica mostrado que nos eventos LOF e LOHS sem “scram” o reator carregado com combustível metálico pode se desligar sem nenhuma atuação de agentes externos. Para os operadores isto é uma alternativa muito mais desejável do que a criticalidade a baixa potência, como ocorre no caso do combustível óxido.

5.3.4 Potência e desligamento passivo

Anteriormente foi mostrada a segurança inerente de RMLs de porte médio, ~900 MWt. O uso de reatores pequenos e modulares é conveniente nos PiDes. A atual tendência nos EUA é usar este tipo de reator, a obtenção de centrais de potência maiores é conseguida pelo aumento do número de módulos-base, como o ALMR [Gluekler, 1997]. Estes módulos já são projetados com algumas das características de segurança inerente mencionadas anteriormente.

Embora a modularização apresente grandes vantagens, existe ainda uma questão em aberto quanto à economia de escala, isto é, para grandes potências, >1000 MWe, é melhor ter vários módulos de potência pequena ou um único reator de grande porte? Caso o reator de grande porte seja melhor, ele apresenta a mesma característica de segurança inerente dos reatores modulares?

Este aspecto foi estudado por Wade [Wade et al, 1988b] com a análise de 24 projetos de RMLs do ANL ("Argonne National Laboratory"). Estes 24 projetos cobrem o intervalo de potência de 400 a 3600 MWt, incluindo os combustíveis óxido e metálico, núcleos homogêneos e heterogêneos, alturas de núcleo entre 91 e 101 cm. Todos os reatores foram carregados com plutônio. Cabe salientar que estes reatores não foram projetados para este estudo. Assim, neste aspecto, não existe uma consistência total, mas eles foram projetados por uma mesma equipe com a mesma filosofia de projeto e com os mesmos métodos e códigos.

A conclusão geral deste estudo é que reatores de grande porte carregados com combustível metálico podem apresentar as mesmas características de controle passivo da reatividade que os de pequeno porte, nos principais acidentes que podem ocorrer. Já aqueles carregados com óxido, para obter a mesma característica favorável, tem que diminuir a reatividade investida no efeito Doppler. Uma possibilidade para isso é diminuir a potência linear da vareta para $\frac{1}{4}$ da normal. Esta diminuição tem implicações econômicas, como baixa queima e alto inventário de combustível, que necessitam de avaliação.

5.4 Testes de Controle Passivo Com o Reator EBR-II

As análises teóricas sobre segurança inerente dos RMLs realizadas nos EUA foram acompanhadas, no que é possível, por campanhas de testes reais com o reator EBR-II [Kusssmaul et al, 1987]. Os principais acidentes mencionados nesta seção, e outros, foram simulados em condições reais com este reator. O objetivo dos testes foi demonstrar que estes eventos não comprometem a segurança dos RMLs carregados com combustível metálico, ou seja, que eles são inerentemente seguros. Com isto espera-se que possam ser realizadas grandes simplificações no sistema de proteção automático, o que resultará na diminuição de investimentos e custos. Também, o licenciamento será simplificado e a operação mais confiável. Além disso, os dados obtidos formam uma base para a validação de códigos de simulação e para projetos de RMLs mais avançados. Os testes sumariados em seguida estão bem documentados no trabalho de Planchon [Planchon et al, 1987].

5.4.1 Testes de circulação natural

Foram realizados 18 testes de circulação natural no EBR-II, para demonstrar sua capacidade de retirar o calor de decaimento e obter-se dados sobre a passagem da refrigeração forçada para circulação natural. Os testes cobriram várias condições de potência e desligamento. Todos eles envolveram a perda da alimentação de energia das bombas primárias com o conseqüente “scram” do reator. A Figura 5.6 é um resultado do teste mais severo: perda de potência em todas as bombas primárias seguido de “scram”, com o reator operando a plena potência, 62,5 MWt. Esta figura mostra as temperaturas medidas e calculadas, próximas do topo ativo do núcleo, em um feixe instrumentado, o XX09. As informações importantes desta figura são: as temperaturas medidas não ultrapassam o limite de temperatura do eutético na interface combustível/encamisamento, 715 °C, e de ebulição do sódio, ~ 890 °C; e as temperaturas foram adequadamente previstas pelos códigos de simulação.

Destes testes, conclui-se que a remoção do calor de decaimento por circulação natural foi demonstrada para uma grande variedade de condições de operação inicial. Em todos os casos, o núcleo foi adequadamente refrigerado pela circulação natural.

Além disso, os resultados foram previstos com boa concordância, o que indica que a modelagem realizada nos códigos foi satisfatória.

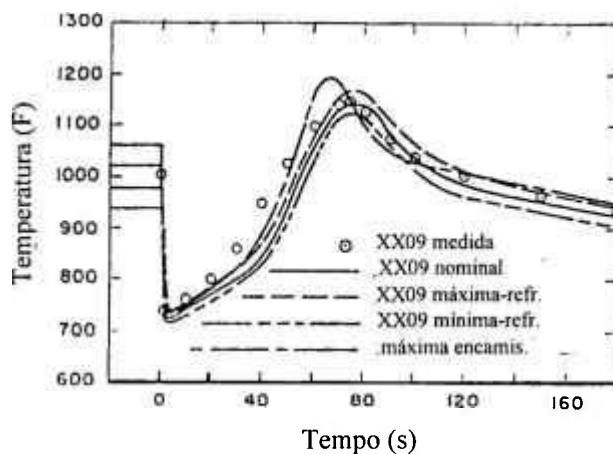


Figura 5.6 - Teste de circulação natural (17) no EBR-II, potência inicial 100 %, temperaturas medidas e previstas.

5.4.2 Testes de perda de vazão sem desligamento (LOF-WS)

Nestes testes as bombas primárias foram desligadas. Normalmente, os reatores são protegidos do superaquecimento durante um evento LOF por um sistema automático de "scram". Este sistema "sente" as condições anormais do reator e automaticamente insere os feixes de controle, desligando o reator. Este sistema deve ter alta confiabilidade porque a perda de vazão sem desligamento causa danos severos ao reator. Nos testes realizados no EBR-II, o "scram" normal foi evitado pela não energização do seu sistema de controle.

Foram realizados cerca de 19 testes LOF-WS em várias condições iniciais de potência/vazão, até 100 %, e tempo de parada das bombas primárias, de até 600 s. Todos os testes demonstraram uma redução passiva da potência, causada pelas realimentações inerentes ao reator. Como ilustração é apresentado o teste 45 [Planchon et al, 1987] que simulou uma perda de energia de alimentação da central ("station blackout") com o reator operando a 100 % de potência.

A seqüência do teste 45 foi: (1) reator a plena potência, instrumentação ligada, início da gravação de parâmetros; (2) as bombas auxiliares são desligadas da rede

AC e conectadas a baterias. Nestas condições, elas fornecem 3-4 % de vazão; (3) inserção de um “scram” especial para o teste. Este “scram” protegeu o reator de falha de equipamentos durante o teste; (4) desligamento do “scram” normal devido à perda de vazão; (5) desligamento das bombas primárias e secundárias; e (6) monitoração da redução passiva da potência, sem nenhuma intervenção automática ou de operadores.

A Figura 5.7a-b são resultados dos testes 45 e 39 e mostra as temperaturas previstas em cálculos pré-teste e a medida, próxima ao topo ativo do núcleo, no feixe instrumentado XX09. A diferença entre estes testes é somente na constante de tempo da bomba: 300 segundos no teste 39 e 100 segundos no teste 45. Nestas figuras pode ser visto que os picos de temperatura não são altos, e mesmo no caso mais severo, teste 45, eles não excedem os limites de eutético (715 °C) e de ebulição do sódio (890 °C). Há boa concordância entre os valores medidos e calculados, indicando que os fenômenos foram adequadamente modelados. A temperatura do sódio após um tempo longo retorna ao seu valor de plena potência. A temperatura de pico é menor para uma maior constante de tempo da bomba, 582 °C para $\tau = 300$ s, contra 693 °C para $\tau = 100$ s. Portanto, uma escolha adequada desta constante pode impor uma boa margem de temperatura até as temperaturas limites.

As características chaves que governam a resposta do reator ao evento LOF-WS são: a circulação natural; a constante de tempo da bomba; e as reatividades de realimentações do reator. A circulação natural é adequada para remover o calor de decaimento, como mostrado anteriormente. A transição para este estado é mais suave no caso sem “scram” do que no com “scram” normal. Isto acontece porque neste último ocorre um resfriamento do sódio do primário. Já o pico de temperatura do transitório é determinado principalmente pela constante de tempo da bomba, que deve ser maior que as constantes de tempo das estruturas do núcleo e do feixe de controle e da resposta do núcleo determinada pelos nêutrons atrasados.

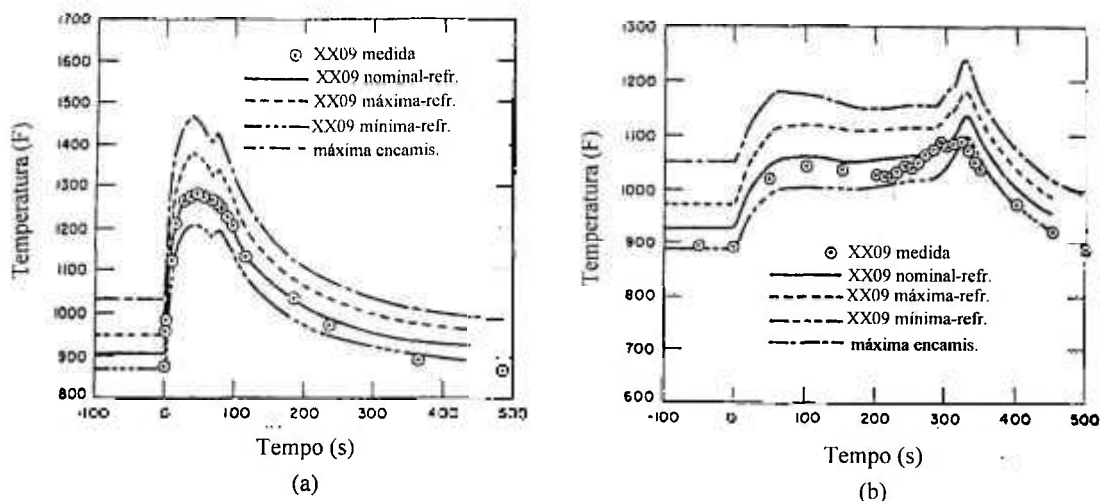


Figura 5.7 - Testes LOF-WS no EBR-II, potência de 100 %, temperaturas medidas e previstas: (a) teste 45, τ da bomba de 100 s; (b) teste 39, τ da bomba de 300s.

A seleção da constante da bomba pode ser adequada ao tipo de combustível usado: U, U-Pu, Pu, etc. No espectro rápido o β_{ef} ($\sim 7 \times 10^{-3}$) do U é aproximadamente o dobro do Pu. Conseqüentemente, o reator carregado com U tem uma constante de tempo do combustível que é aproximadamente o dobro do carregado com Pu, o que causa um maior desvio da temperatura de saída relativamente ao seu valor assintótico.

5.4.3 Teste de perda da rejeição de calor sem desligamento (LOHS-WS)

Quando a potência gerada no núcleo não é transferida para o sistema de geração de eletricidade ocorre o acidente LOHS. Neste acidente, pode ser incluída uma série de problemas que se inicia a partir do circuito secundário, como: falhas de bombas secundárias; perda do refrigerante secundário; falhas de bombas de alimentação de água, etc. Tradicionalmente, os reatores são protegidos contra o aumento de temperatura e pressão por “scrams” automáticos ou manuais. O reator EBR-II não possui “scrams” iniciados pela monitoração da temperatura de entrada ou outro meio de desligamento a partir da perna fria do reator. A potência e a temperatura de saída do núcleo decrescem rapidamente, devido as realimentações da expansão térmica do núcleo e de sua estrutura de suporte, o “scram” normal do reator não é acionado neste acidente.

A seqüência de condução deste teste foi a seguinte: (1) reator a plena potência, instrumentação ligada, início de gravação dos parâmetros; (2) parada da vazão de sódio no circuito intermediário. Isto foi feito com a parada da bomba eletromagnética e inversão da tensão para parada total da vazão secundária; e (3) monitoração da redução passiva da potência e do nível da temperatura da piscina.

As temperaturas previstas nos cálculos pré-testes e as medidas no teste mais severo, 100 % de potência, são mostradas na Figura 5.8 [Planchon et al, 1987]. A temperatura de saída do sódio cai rapidamente para um nível inferior ao valor de plena potência e as temperaturas previstas concordam bem com os valores medidos. Ocorreu o desligamento passivo do EBR-II causado pela expansão térmica do núcleo e da sua estrutura de suporte.

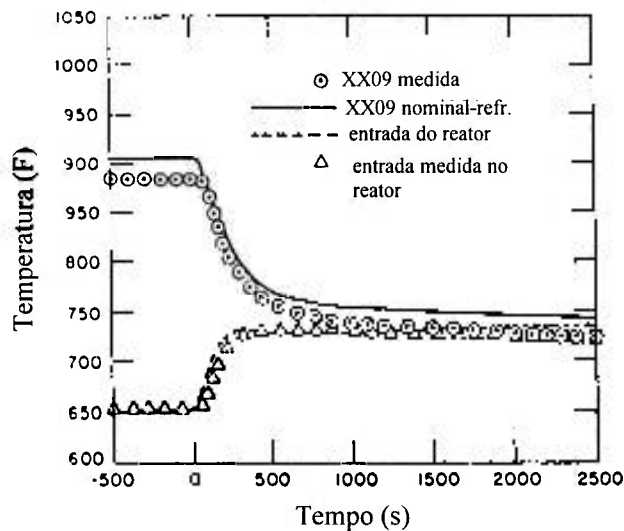


Figura 5.8 - Teste LOHS-WS no EBR-II, a partir de 100 % de potência. Temperaturas medidas e previstas.

5.4.4 Teste de super-resfriamento

O teste de super-resfriamento simulado no EBR-II foi o aumento da rotação da bomba primária. As bombas primárias são acionadas por motor elétrico de velocidade variável. Controlando-se a corrente elétrica no motor pode ser alterada a sua rotação e, conseqüentemente, a da bomba. O teste realizado foi a baixa potência.

A seqüência do teste foi a seguinte: (1) reator a plena potência; (2) potência e vazão são reduzidos para 32 %; e (3) aumento da rotação da bomba tal que a vazão primária aumenta de 32 para 100 % em 20 s.

Um resultado do teste está mostrado na Figura 5.9 [Lehto et al, 1988]. A potência segue a vazão e atinge, no equilíbrio, um patamar 10 % inferior ao de plena potência. O aumento da potência é o resultado do super-resfriamento do núcleo e contração das estruturas do núcleo, que introduzem uma reatividade positiva. A potência não chega a 100 % porque no início do evento a temperatura central do combustível é baixa. Com o aumento da potência, esta temperatura aumenta, o que acarreta a expansão térmica axial do combustível que juntamente com o efeito Doppler introduz uma reatividade negativa.



Figura 5.9 - Teste de aumento da rotação da bomba primária do EBR-II.

O resultado do teste mostra que o super-resfriamento, devido ao aumento da rotação da bomba primária, não é problema com o reator operando a baixa potência e vazão.

5.5 Custos

O desenvolvimento dos reatores rápidos para geração elétrica começou há aproximadamente 50 anos com o EBR-I. Este desenvolvimento tem sido cuidadoso e sempre foi dada muita atenção à questão da segurança devido aos possíveis problemas com o manuseio do sódio e o uso do Pu. Isto fez com que os reatores rápidos conectados à rede elétrica, tivessem um custo de geração proibitivo, quando comparado com os das usinas convencionais e mesmo com os dos LWRs

O caso do reator rápido francês Super-Phenix-1, mostrado na Figura 2.1, é um bom exemplo desta tecnologia. A França é um país bem desenvolvido na área nuclear e apresenta um dos melhores custos de geração. No entanto, este reator, que é o primeiro reator rápido de grande porte, 1200 MWe, a ser conectado a rede elétrica em todo o mundo, apresentou um custo de capital por kWe instalado que é aproximadamente 2,5 vezes o do PWR francês [Charrault et al, 1987].

Na seqüência do programa francês foi projetado o reator Super-Phenix-2, de 1500 MWe, que apresentou uma significativa redução de custo de capital, ~35 %, por kWe instalado [Bargerger et al, 1987] quando comparado ao seu antecessor. A Tabela 5.2 mostra a economia de aço deste projeto, relativamente ao Super-Phenix-1, que contribuiu para esta real redução de custo. No geral, houve uma redução de 45 % nas necessidades de aço no novo projeto.

Tabela 5.2 Redução da massa de aço inoxidável dos principais componentes do projeto SuperPhenix-2 relativamente ao SuperPhenix-1.

Componentes	$\frac{\text{SuperPhenix} - 2}{\text{SuperPhenix} - 1}$
Reator (excluindo domo e vaso de segurança)	0,52
Equipamento de manuseio do combustível	0,21
Bombas de sódio mecânicas	0,55
Trocador de calor e gerador de vapor intermediário	0,80
Remoção de calor de decaimento (excluindo chaminés)	0,57

Outro fator que acarreta economia é a padronização e construção em série [Charrault et al, 1987]. Nesta referência foi analisado o custo de se construir o projeto do Super-Phenix-1 em lotes, a Tabela 5.3 resume as conclusões. Nesta tabela, a coluna NSSS refere-se a parte de equipamentos e instalações diretamente ligada à área nuclear e a coluna N-NSSS refere-se a parte de equipamentos, serviços e construções convencionais.

As conclusões gerais deste estudo são: (1) construindo identicamente este reator, acarretaria uma redução no custo de construção de 26 %; (2) construindo 2 unidades no mesmo sítio haveria uma redução adicional de 11 %; (3) construindo 4 unidades idênticas no mesmo sítio acrescentaria uma redução de 7 %; e (4) no cenário de 12 unidades iguais localizadas em 3 sítios diferentes ter-se-ia uma nova redução de 3 %. Portanto, a retirada da característica de protótipo do reator e a construção em lotes, ou série, acarreta uma redução significativa no custo de construção de uma usina.

Tabela 5.3 Custo de capital para a reconstrução do SuperPhenix-1 em lotes.

Reconstrução em:	NSSS (%)	N-NSSS (%)	TOTAL (%)
1 unidade	-27	-25	-26
2 unidades	-8,5	-13,8	-11
4 unidades	-8,5	-5,3	-7
12 unidades (4 unidades em 3 sítios)	-4,5	-1,5	-3

Estes estudos mostram que a tecnologia do reator rápido tem muito a evoluir e existem variáveis a serem trabalhadas que podem torná-lo competitivo com a tecnologia do reator a água leve. Os franceses acreditam que hoje, com o presente conceito e em um contexto industrial comparável ao do PWR, produção em série, o custo de geração de eletricidade nestes reatores seria maior que os obtidos nos seus PWRs em somente cerca de 15 – 20 % [Bargerger et al, 1987].

As discussões anteriores se restringiram ao custo de investimento para se construir um reator. Nada foi comentado sobre o combustível e a sua obtenção. Sobre este aspecto as colocações apresentadas no Capítulo 3 mostraram claramente que o conceito

IFR apresenta um inegável potencial de redução de custos em todos os aspectos do ciclo de combustível.

Assim para os PiDes e Brasil, a padronização e construção em série aliada às vantagens do IFR pode reduzir ainda mais o custo de geração de eletricidade. A escolha deste conceito permite grandes simplificações e reduções de custos em todas as três áreas do ciclo de combustível envolvidas: fabricação, reprocessamento e imobilização de rejeitos. Todos os processos são bem compactos e envolvem operações em lotes. Isto resulta em um prédio de contenção dos equipamentos do ciclo de combustível, bem compacto.

Nos EUA, para se ter uma base de custo consistente neste tipo de instalação, foi elaborado um projeto conceitual de uma instalação de reprocessamento pelo piroprocesso com capacidade de abastecer uma central de geração de 1300 MWe [Lineberry et al, 1985; Till et al, 1987]. Esta instalação poderia ser usada pelas centrais de reatores modulares do tipo ALMR que tem como base o conceito IFR.

As dimensões desta instalação são: 29,3 m de largura, 32,0 m de comprimento e 13,4 m de altura. Nesta instalação o combustível metálico seria reprocessado, refabricado e os rejeitos seriam acondicionados para imobilização por longo tempo. O “coração” desta instalação, a célula de atmosfera inerte, tem 163,5 m² de área e 4,3 m de altura. Um prédio com estas dimensões é várias vezes menor que o respectivo do processo PUREX com a mesma capacidade de reprocessamento. Conseqüentemente, espera-se que o custo de capital desta instalação seja muito menor que o custo da instalação equivalente do processo PUREX.

Gluekler [Gluekler, 1997] em 1997 fez uma comparação dos efeitos de se construir monoliticamente um reator e o ALMR com a fabricação em série e padronização. A Figura 5.10 mostra os resultados deste estudo. A economia de escala é considerável, mas com todos os desenvolvimentos e evolução do projeto, o ALMR pode ter um custo de capital menor.

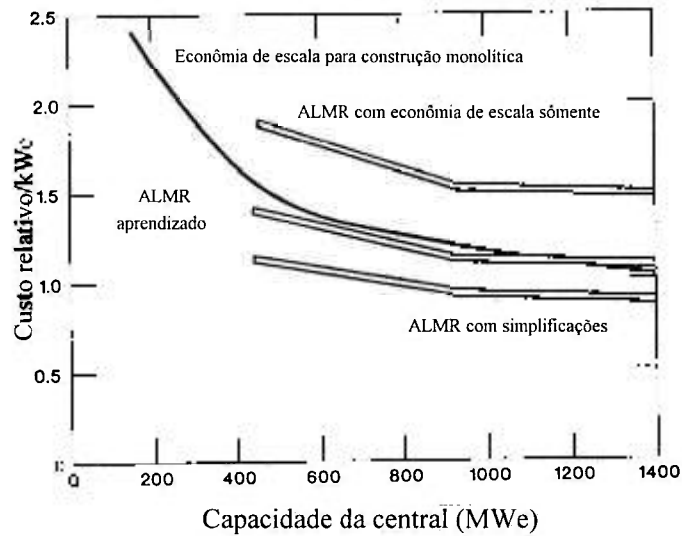


Figura 5.10 – Custo relativo de construção de centrais: ALMR-americano e monolítica

Aliado a todos estes aspectos mencionados anteriormente há ainda a possibilidade do uso do chumbo como refrigerante, que pode acrescentar novas economias como a eliminação do trocador intermediário e da proteção de aço do concreto, necessários no caso do reator a sódio. Portanto, as indicações são que o conceito ILR aqui proposto poderá ter um custo menor que qualquer conceito de reator nuclear a fissão em operação.

5.6 Sumário e Conclusões

Inicialmente foi feita uma breve apresentação de aspectos de segurança inerente e passiva. Foram comentadas as vias pelas quais o reator rápido pode ser levado a desviar-se da operação normal e os principais acidentes base de projeto oriundos destes desvios.

Em seguida foi mostrado um estudo do comportamento dos combustíveis óxido e metálico nos instantes iniciais de acidentes importantes especificados no cenário base de projeto, LOF e LOHS. O combustível metálico apresenta uma resposta inerente superior ao óxido em todos os casos. Resultado do menor gradiente de temperatura e efeito Doppler neste combustível relativamente ao óxido.

Posteriormente, foi mostrado uma série de testes reais realizados no EBR-II que provam que ele está protegido, inerentemente, dos acidentes LOF-WS e LOHS-WS, para várias condições de operação. Nos vários testes feitos, o reator desligou-se passivamente sem nenhuma intervenção de operadores ou sistemas automáticos. As temperaturas finais estiveram dentro dos limites aceitáveis e não foram observados danos nos elementos combustíveis. Os cálculos pré-testes concordaram adequadamente com os valores medidos. Isto indica que os fenômenos importantes que governam o desligamento passivo estão adequadamente entendidos e foram modelados adequadamente pelos códigos de simulação.

Nos aspectos de custos foi mostrado que existe uma tendência, em países como a França e EUA, em adotar a construção em série para melhorar os custos de capital. Nos EUA a construção em módulo, potência da ordem de 300 MWe, também é um objetivo e, neste caso, os custos estimados são competitivos com aqueles obtidos nos LWRs avançados. Para os PiDes e Brasil, a construção em série e em módulo, e o uso do chumbo podem trazer vantagens adicionais que indicam que os custos de capital e de geração poderão ser ainda melhores que os estimados nos EUA.

6 SISTEMA DE CÁLCULO

Para a avaliação do conceito ILR foi estabelecido o sistema de cálculo mostrado na Figura 6.1. Este sistema é suficientemente completo para a avaliação de qualquer tipo de reator rápido e inclui códigos para a geração dos dados nucleares necessários, manipulação de bibliotecas e análises gerais.

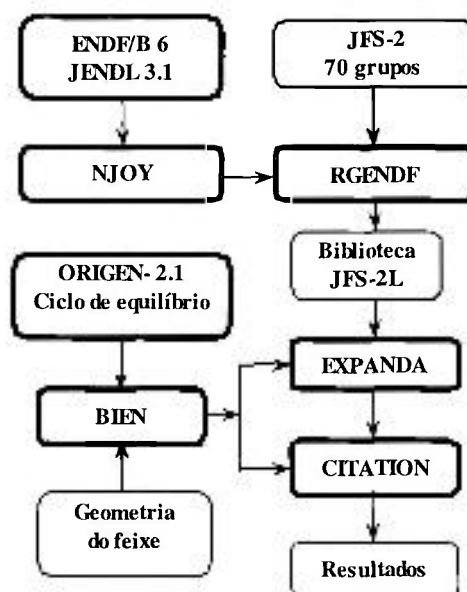


Figura 6.1 – Fluxograma do sistema de cálculo

6.1 Dados Nucleares e Códigos

A biblioteca de seções de choque é a Japanese Fast Set 2 (JFS-2) [Takano et al, 1978], própria para cálculos de reatores rápidos, com dados no intervalo de energia 10.5 MeV - 0.278 eV, largura em letargia de aproximadamente 0.25, em 70 grupos. As seções de choque efetivas, para cada caso, são obtidas usando-se fatores de auto-blindagem de Bondarenko interpolados em tabelas existentes na biblioteca. Originalmente ela possui dados para 28 materiais com tabelas de fatores dependentes de três temperaturas e seis diluições. Neste trabalho foi necessário completá-la com dados do chumbo, alguns

materiais do HT-9 e uma parte dos transurânicos (TRU). Os dados acrescentados a esta biblioteca estão apresentados na Tabela 6.1.

Tabela 6.1: Materiais introduzidos na biblioteca JFS-2

Material	Origem	Material	Origem
Pb-nat	JENDL3.1	Pu-238	ENDF/B-6
Ti-nat	ENDF/B-6	Am-242m	ENDF/B-6
V-nat	ENDF/B-6	Am-243	ENDF/B-6
Zr-nat	ENDF/B-6	Cm-242	ENDF/B-6
W-nat	ENDF/B-6	Cm-243	ENDF/B-6
Nd-143	ENDF/B-6	Cm-244	ENDF/B-6
U-237	ENDF/B-6	Cm-245	ENDF/B-6
Np-237	ENDF/B-6	Cm-246	ENDF/B-6
Np-239	ENDF/B-6		

Uma biblioteca gerada para cálculo de reator refrigerado por sódio pode ser usada para cálculos de reator refrigerado por chumbo desde que os dados para este último sejam da JENDL-3.1 [Akie et al, 1994; Nikolaevich, 1996]. Os outros dados foram obtidos da ENDF/B-6.

Os dados acrescentados foram gerados pelo sistema NJOY [MacFarlane et al, 1994] usando espectro de ponderação interno, próprio para reator rápido. Para cada material, os dados obtidos com o módulo GROUPE, em 70 grupos, foram pós-processados pelo código RGENDEF [Chalhoub et al, 1987]. Este último arranja os dados no formato adequado para ser incluídos na biblioteca original JFS-2, resultando a biblioteca de cálculo denominada JFS-2L no esquema mostrado na Figura. 6.1.

A teoria de difusão é largamente utilizada em análises de reatores rápidos. O sistema de cálculo utiliza dois códigos que adotam esta teoria, o EXPANDA [Hasegawa et al, 1972] e CITATION [Fowler et al, 1971]. O primeiro faz cálculos unidimensionais em multiregiões em 70 grupos e utiliza como dado de entrada a biblioteca JFS-2L. No sistema de cálculo ele é um preparador de dados para o código CITATION. Usando os fluxos unidimensionais obtidos em 70 grupos, ele condensa os dados da

biblioteca para um número menor de grupos para ser usados pelo CITATION. Este último tem capacidade de cálculo em até três dimensões, com qualquer tipo de geometria regular. Ele é utilizado nas avaliações finais das concepções usando a geometria RZ.

O código BIEN [Batista et al, 1993] é um programa que calcula concentrações homogeneizadas para feixes do tipo hexagonal, usando norma francesa ou não. Para os cálculos aqui realizados sua capacidade de modelamento foi ampliada. Foi implementada a opção de espaçador tipo grade e a possibilidade de se ter feixes com ou sem duto. Nos aspectos de materiais, foi introduzido o combustível metálico com possibilidade de se obter concentrações com dependência da queima e ligas, U-Zr, U-TRU-Zr, e também o aço HT-9. Pode-se obter concentrações nas temperaturas ambiente, entrada média e saída do núcleo, dependendo de opções de entrada. As concentrações homogeneizadas no feixe são calculadas usando a geometria detalhada do feixe ou com as frações de volume do combustível, material estrutural e refrigerante.

O ORIGEN-2.1 [ORNL, 1991] é um código adimensional usado no cálculo de diversas características do combustível queimado no reator, bem como dos rejeitos de alta atividade gerados durante o reprocessamento. Estas informações são usadas em avaliação do ciclo de combustível e análise do comportamento do combustível fora do reator. O código gera saídas que incluem a massa e atividade dos radionuclídeos e outras propriedades como calor de decaimento e taxas de geração de raios gama e nêutrons. Ele usa um modelo pontual de geração e queima dos isótopos para calcular as concentrações e termos de fontes, calor e radiação, dependente do tempo, para centenas de nuclídeos. Sua versatilidade permite avaliar, detalhadamente, todas as etapas do ciclo de combustível, se dados adequados forem introduzidos. Neste trabalho ele foi usado para simular a obtenção do ciclo de equilíbrio. O resultado desta simulação é a composição do combustível no ciclo de equilíbrio que é usada, posteriormente, pelo código BIEN para gerar as concentrações que serão uma entrada do CITATION para a análise deste ciclo.

6.2 Avaliação do Sistema de Cálculo

O sistema de cálculo mostrado foi implementado em uma estação de trabalho, POWER da Silicon Graphics, e em dois PCs. Todas as interfaces entre programas usam arquivos no formato BCD.

O sistema foi avaliado utilizando-se 14 “benchmarks” [CSEWG, 1974] típicos de reatores rápidos, mostrados na Tabela 6.2. Eles cobrem todas as variáveis possíveis no que diz respeito a porte do reator e tipo de combustível. Embora exista benchmark com chumbo na Rússia os resultados não são disponíveis para cálculos. Além destes, foram utilizados benchmarks teóricos [Anaf, 1982] para uma avaliação mais específica do código CITATION.

Os resultados obtidos com estes cálculos também estão apresentados na Tabela 6.2 e servem para avaliar a biblioteca de seções de choque e, paralelamente, o código EXPANDA. Estes resultados foram corrigidos para as aproximações de: teoria - difusão versus transporte, dimensão - unidimensional versus bi-dimensional, e homogeneização - homogêneo versus heterogêneo. Os valores destas correções foram obtidos no trabalho de Takano [Takano et al, 1978]. Esta biblioteca apresenta resultados ligeiramente melhores para os casos com plutônio e núcleos grandes. O erro na criticalidade devido aos dados nucleares é ~ 500 pcm. Já a diferença no resultado devido as aproximações de cálculo e seções de choque pode chegar a ~ 6100 pcm em reatores muito pequenos.

A comparação dos resultados do EXPANDA e CITATION, Tabela 6.3, permite avaliar o erro total devido a condensação em grupos largos, tipo de diferenças finitas usadas e tamanho da malha. Para 6 grupos de energia são observadas diferenças grandes, de até ~2600 pcm, nesta tabela. Os resultados do caso ZPPR-2 para diferentes grupos finos condensados para 6 grupos indicam que este número de grupos é pequeno, a sensibilidade do resultado à mudanças na estrutura de grupos condensados foi considerável.

O objetivo dos cálculos com benchmarks teóricos foi avaliar se o CITATION tinha sido implantado com sucesso e a magnitude de possíveis erros de arredondamento. Os problemas são macro-células de diversos tipos de feixes de reator rápido em geometria XY, com seções de choque macroscópicas em 2 grupos de energia. Estas macro-células estão mostradas na Figura 6.2 e as respectivas seções de choque estão dadas na Tabela 6.4. É usada a condição de contorno reflexiva nas fronteiras externas das macro-células. Anaf [Anaf, 1982] usou como referência em suas avaliações os resultados dos cálculos destes “benchmarks” obtidos com o código 2DB [Little, 1969]. A Tabela 6.5 mostra os resultados originais de Anaf com o 2DB e os aqui obtidos com o CITATION. As diferenças entre estes códigos são pequenas e podem ser atribuídas às aproximações de cálculo de cada código. A comparação dos cálculos do CITATION com 32 e 64 bits mostra que os erros de arredondamento são insignificantes.

Tabela 6.2: Resultados de cálculos “benchmarks” com o programa EXPANDA

Arranjo Crítico	Volume Aproximado do Núcleo (.ℓ.)	Razão fértil/físsil	K-efetivo medido 1,0000 (+/-)	K-efetivo calculado	K-efetivo Corrigido (1)
Combustível plutônio					
VERA-11A	12	0,05	0,0030	0,93917	0,9899
ZEBRA-3	60	8,6	0,0030	0,98623	0,9982
SNEAK-7A	110	3,0	-	0,98996	1,0036
SNEAK-7B	310	7,0	-	0,99589	1,0027
ZPR-3-48	410	4,5	0,0010	0,97954	1,0033
ZPR-3-56B	610	4,6	0,0014	0,99379	0,9939
ZPPR-2	2400	6,5	0,0006	0,98508	1,0045
ZPR-6-7	3100	6,5	0,0010	0,98581	1,0020
kef. médio	Todos os casos com Pu			0,98227	1,0002
lkef.-II médio				0,01463	0,0043
Combustível urânio					
VERA-1B	30	0,07	0,0028	0,97486	1,0024
ZPR-3-6F	50	1,1	0,0015	0,99751	1,0139
ZPR-3-12	100	3,8	-	0,99768	1,0067
ZPR-3-11	140	7,5	0,0025	1,00001	1,0061
ZEBRA-2	430	6,2	0,0020	0,99043	0,9930
ZPR-6-6A	4000	5,0	0,0005	0,99116	0,9985
kef. médio	Todos os casos com U			0,99163	1,0014
lkef.-II médio				0,00838	0,0063
kef. médio	Todos os casos com U e Pu			0,98695	1,0008
lkef.-II médio				0,01151	0,0051

(1) Correções para: heterogeneidades, transporte e dimensão

Os resultados dos cálculos com o EXPANDA e CITATION demonstraram que o sistema de cálculo produz resultados confiáveis, estando apto para proceder as análises do conceito ILR, restando a definição do número de grupos condensados que será usado nas análises. Esta questão está discutida em seguida.

Tabela 6.3: Resultados dos cálculos benchmarks com os programas EXPANDA e CITATION.

Arranjo Crítico	EXPANDA (70 grupos)	CITATION (6 grupos)	EXP-CIT (pcm)
VERA-11A	0,93917	0,96533*	-2616
ZEBRA-3	0,98623	0,96530*	2093
SNEAK-7A	0,98996	0,98590*	406
SNEAK-7B	0,99589	0,98319*	1270
ZPR -3-48	0,97954	0,97460*	494
ZPR-3-56B	0,99379	1,01018*	-1639
ZPR-6-7	0,98581	0,97836*	745
		0,97932 ⁽¹⁾	576
ZPPR-2	0,98508	0,98948*	-440
		0,95975 ⁽²⁾	2533
VERA-1B	0,97486	0,98052*	-566
ZPR-3-6F	0,99751	0,99345*	406
ZPR-3-12	0,99768	0,98609*	1159
ZPR-3-11	1,00001	0,97595*	2406
ZEBRA-2	0,99047	0,97688*	1359
ZPR-6-6A	0,99115	0,98560*	555

Grupos (1): 10,5-3,1-0,63-0,12 (MeV)-12,9 (keV)-129-0,278 (eV)

*: 10,5-1,1 (MeV)-100-7,73 (keV)-598-46,5-0,278 (eV)

(2): 10,5-4,0-0,31 (MeV)-27,8-2,15 (keV)-166-0,278 (eV)

6.3 Avaliação do Número de Grupos Condensados

Dada a diferença observada nos resultados obtidos com o CITATION para diferentes estruturas de 6 grupos, foi preciso fazer uma avaliação do menor número de grupos necessários para resultados confiáveis.

Em avaliações paramétricas de conceitos são geralmente usados poucos grupos de energia, da ordem de uma dezena ou menos. Os estudos de Sekimoto [Sekimoto et al, 1995] em LCR foram feitos com 8 grupos de energia. Khalil [Khalil et al, 1991] usou

uma estrutura de 9 grupos para seus estudos em reatores a sódio. Alekssev [Alekssevet al, 1994] mostra que o intervalo de energia mais importante no LCR é 0,01 - 0,8 MeV. Com base nas estruturas de grupo de Sekimoto e Khalil e da informação de Alekseev, a estrutura de grupo da JFS-2 foi reagrupada em diferentes estruturas: 3, 6, 9 e 12 grupos, para serem avaliadas. A Tabela 6.6 apresenta os limites, em energia, destas estruturas.

Os benchmarks identificados anteriormente foram recalculados com estas estruturas. O resultado está apresentado na Figura 6.3 que mostra a média da diferença obtida entre os cálculos do EXPANDA, 70 grupos, e CITATION, grupos condensados. Como pode ser visto, a partir de 9 grupos a diferença fica constante e definiu-se este número de grupos para os cálculos.

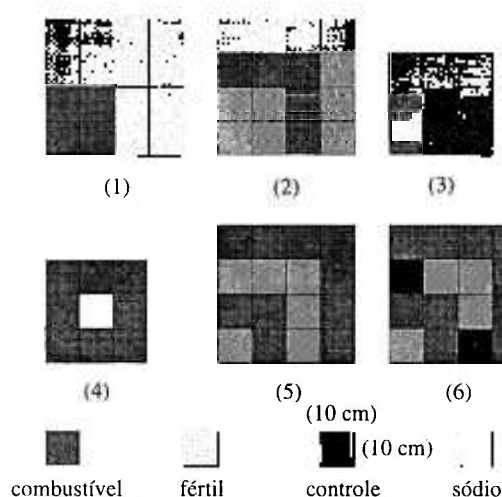


Figura 6.2 – Geometria X-Y das macro-células (“benchmark”) de reator rápido usadas na avaliação do CITATION.

Tabela 6.4: Seções de choque macroscópicas em 2 grupos para as macro-células mostradas na Figura 6.2.

Seções de choque (at.b/cm)	Combustível		Fértil		Controle		sódio	
	#1	#2	#1	#2	#1	#2	#1	#2
Grupo	#1	#2	#1	#2	#1	#2	#1	#2
χ	1,0	,0	1,0	,0	,0	,0	,0	,0
Σ_{tr}	,18736	,45107	,25519	,48349	,19257	,57841	,10973	,20857
Σ_a	,46509-2*	,17293-1	,32102-2	,11136-1	,88695-2	,68594-1	,17331-3	,85406-3
$v\Sigma_f$,88433-2	,17473-1	,10286-2	,46579-3	,0	,0	,0	,0
$\Sigma_{1 \rightarrow 2}$,13224 -2		,24433-2		,24490-2		,11852-2	

(*) Leia-se $0,46509 \times 10^{-2}$

Tabela 6.5: Resultados para k_{efetivo} dos cálculos das macro-células com os códigos 2DB e CITATION, 2 grupos.

Problema #	Resultados 2DB (1)	CITATION 64bits	2DB-CIT (pcm)	CITATION 32 bits
1	0,8733	0,87359	-29	0,87359
2	0,8013	0,80150	-20	0,80150
3	1,3795	1,37965	-15	1,37965
4	1,6797	1,67985	-15	1,67985
5	1,2491	1,24924	-14	1,24924
6	1,1015	1,10169	-19	1,10168

(1) Resultados obtidos na referência [Anaf, 1982]

Tabela 6.6: Limites das estruturas de grupos avaliadas.

Grupos	# Grupos - Energia inferior do grupo (MeV)			
	3	6	9	12
1*	1,1	1,4	2,5	5,1
2	0,10	0,50	0,8	2,5
3	0,215 (-6)**	0,10	0,5	1,4
4		36,0 (-3)	0,25	0,8
5		10,0 (-3)	0,10	0,50
6		0,215 (-6)	36,0 (-3)	0,31
7			10,0 (-3)	0,20
8			1,0 (-3)	0,10
9			0,215 (-6)	36,0 (-3)
10				10,0 (-3)
11				1,0 (-3)
12				0,215 (-6)

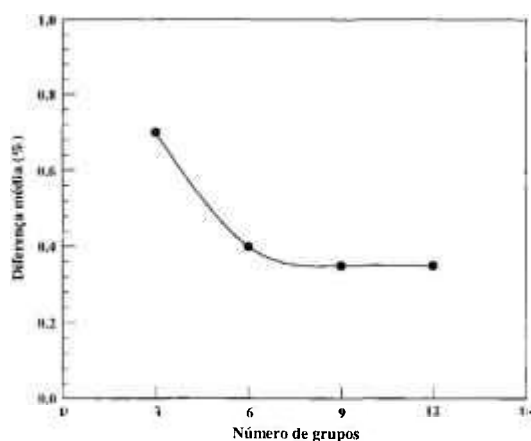
(*) Limite superior = 10,5 MeV, (**) Leia-se $0,215 \times 10^{-6}$ MeV

Figura 6.3 – Diferença média na condensação de grupos finos em largos.

7 CONCEPÇÃO DO NÚCLEO DO ILR

O reator integrado refrigerado por chumbo, cujo acrônimo é ILR “Integral Lead Reactor”, está baseado nas principais características do IFR americano e do LCR russo. Os estudos realizados neste conceito exigiram uma série de considerações que aqui serão detalhadas.

Neste estudo adotou-se a concepção homogênea para o arranjo dos feixes no núcleo. Esta concepção necessita da definição de alguns componentes e parâmetros básicos, como: dimensões da vareta; razão passo/diâmetro (p/d); tipo de espaçador da vareta; potência linear; número de varetas por feixe; tipo de feixe, potência do núcleo e o arranjo dos diversos feixes.

7.1 Filosofia Para a Concepção do Núcleo

Em estudos de concepções de reatores rápidos é comum fazer uma avaliação de parâmetros de maneira genérica utilizando-se somente as frações de volume como variáveis. Em outros casos, se obtém um projeto de núcleo já utilizado pela comunidade, varia-se o que se quer avaliar e obtém-se os resultados para comparação com critérios pré-estabelecidos. Neste último caso, é freqüente estudar alternativas de combustível com um único projeto de vareta e feixe, o que se denomina substituição pino a pino.

Aqui se pretende fazer uma avaliação de projetos consistentes de núcleos refrigerados por chumbo. Consistentes aqui significa que os núcleos foram obtidos usando-se as mesmas regras, requisitos e base de dados. Portanto, gerando resultados que podem ser comparados entre si. Primeiramente, foram feitos projetos de varetas que depois foram agrupadas em feixes de combustível que foram arranjados em uma configuração de núcleo para determinadas potências escolhidas. Para isto, foram utilizadas as experiências

americana no que diz respeito ao conceito IFR que é uma base para o ALMR (“Advanced Liquid Metal Reactor”) e dos russos no que diz respeito ao conceito LCR.

7.2 Materiais Utilizados no Núcleo

O combustível adotado para o ILR será o tipo metálico, U-10%Zr (% peso) nos ciclos iniciais, passando para U-TRU-Zr no ciclo de equilíbrio. A densidade efetiva adotada é 75 % e a teórica 15,80 g/cm³. Este combustível apresenta muitas vantagens sobre os outros tipos em todos os aspectos do ciclo de combustível e na segurança do reator, como comentado anteriormente.

Para o ILR o combustível nitreto é uma alternativa ao combustível metálico, melhor que o tipo óxido, porque possui massa específica e condutibilidade térmica maiores que este último. Estas diferenças garantem uma melhor performance neutrônica e termoidráulica que o óxido. O nitreto é uma escolha conveniente para a aplicação do ILR em processos que requeiram altas temperaturas devido sua alta temperatura de fusão.

O aço inoxidável austenítico CW-SS-316 é o material estrutural padrão do núcleo de reatores rápidos. Porém, seu emprego tem sido o limitante atual da queima no combustível, devido ao inchamento que impossibilita obter altas taxas com segurança. Este fato motivou o início de pesquisas em liga austenítica avançada (D9) e na ferrítica (HT-9), que tem mostrado ser superior, Figura 4.2, aos aços austeníticos nesta aplicação.

Os russos usam no projeto BREST-300 material estrutural ferrítico, como o aço HT-9 americano. A expectativa de queima neste conceito [Adamov et al, 1994] é similar àquela esperada no ALMR americano [IAEA, 1996a]. Assim o material estrutural a ser usado nos núcleos aqui estudados, inclusive vareta combustível, será o aço HT-9, cuja densidade é 7,72 g/cm³.

O refrigerante chumbo apresenta uma série de vantagens relativamente ao sódio e que podem resultar em menores custos em uma central de geração de energia. Na questão de segurança, com este refrigerante pode ser obtido um reatividade de queima

menor que β_{ef} o que ameniza o acidente TOP, o último acidente postulado que ainda causa preocupação mais séria. Além disso, abre a possibilidade de estender a aplicação do reator rápido como fonte de energia para processos industriais. O chumbo é o refrigerante escolhido para o ILR.

7.3 Diâmetro da Vareta e Razão passo/diâmetro (p/d)

Os reatores rápidos em operação e os novos projetos usam, no núcleo ativo, varetas com diâmetros de alguns milímetros até pouco mais de 1 centímetro nos feixes férteis [IAEA, 1996a]. As varetas aqui utilizadas foram obtidas em dois estudos: no de Khalil [Khalil et al, 1991], representando o conceito IFR, onde foram avaliados três diâmetros de vareta: 6,35; 7,24 e 8,12 mm; e no de Orlov [Orlov et al, 1994], representando o conceito LCR, que utilizou 3 diâmetros de vareta: 9,1; 9,6 e 10,4 mm. Aqui foram adotados três diâmetros: 6,35; 8,12 e 10,4 mm, que cobrem o intervalo especificado nos dois trabalhos.

Um parâmetro importante na definição das dimensões do feixe é a razão passo diâmetro (p/d), que tem influência direta na remoção de calor da vareta, dimensões do núcleo e perda de carga. A escolha desta razão foi baseada no trabalho de Orlov⁸³. Os valores adotados para esta razão são: 1,308; 1,417 e 1,495; e são os mesmos usados no projeto russo BREST-300.

A espessura do encamisamento da vareta é escolhida com base na expectativa de queima, de modo que a agressividade do meio e as interações mecânicas e químicas com o combustível não comprometam a sua segurança. As espessuras das varetas deste estudo foram definidas com base no trabalho de Khalil [Khalil et al, 1991].

O espaçador da vareta pode ser arame helicoidal, como no reatores refrigerados por sódio que tem um passo apertado, razão $p/d \leq 1,2$; ou grade para razões $p/d > 1,2$. Como no LCR a razão p/d é maior que este valor o espaçador das varetas nos casos aqui estudados será do tipo grade.

No reator rápido a sódio o material de contato térmico entre o combustível e o encamisamento é o sódio que proporciona um excelente acoplamento entre estes elementos. No ILR o material de contato térmico entre o tarugo de combustível e o encamisamento é o chumbo.

7.4 Feixe de Combustível

Os feixes usados nos reatores nucleares de potência são de dois tipos: hexagonal e quadrado. Geralmente, o tipo hexagonal é usado nos reatores rápidos e o quadrado nos reatores térmicos. Para um mesmo passo de vareta o feixe hexagonal tem uma maior fração de volume de combustível que um feixe quadrado. Em um reator rápido utiliza-se o feixe hexagonal porque as melhores propriedades térmicas do refrigerante permitem utilizar uma densidade de potência maior que nos LWRs. Nos projetos avançados de LWRs também adota-se este tipo de feixe. Neste estudo será usado o feixe do tipo hexagonal.

O número de varetas no feixe é um dado importante porque tem influência em todo os aspectos do ciclo de combustível. Nos reatores rápidos de potência com malha triangular, valores típicos para o número de varetas são 217 e 271. Neste estudo foram feitos cálculos para feixes com 271 varetas.

O feixe de reator rápido normalmente é envolvido por um duto que lhe confere uma estrutura monolítica. As funções do duto são basicamente três: (a) proteção das varetas combustíveis nos diversos manuseios; (b) permitir diferentes vazões de refrigerante nos feixes de combustível; (c) quebrar a coerência que possa haver entre os feixes de combustível no caso de acidente. O projeto russo BREST-300 utiliza feixe quadrado sem duto. Aqui será usado feixe hexagonal com duto.

O espaço entre feixes e a espessura do duto foram escolhidos com base no trabalho de Khalil [Khalil et al, 1991]. Este espaço deve levar em conta a expectativa de vida do feixe, ou seja, a sua permanência no núcleo.

7.5 Potência do Núcleo

As potências para os núcleos foram escolhidas de modo a abranger o intervalo hoje em estudo para os reatores refrigerados por sódio. A potência inferior deste intervalo foi escolhida como 700 MWt (300MWe). Os resultados russos [Adamov et al, 1994] em cálculos de reatores refrigerados por chumbo indicam ser esta a menor potência para se obter uma reatividade de queima menor que a fração efetiva de nêutrons atrasados ($\Delta k_{\text{queima}} < \beta_{\text{ef}}$). Como o combustível metálico é mais denso que os outros combustíveis espera-se que os núcleos aqui estudados tenham $\Delta k_q < \beta_{\text{ef}}$. O ALMR americano tem potência próxima a 840 MWt e reatores com núcleo pequeno como este talvez possam ser produzidos em fábricas [Wade et al, 1997], o que certamente diminuirá custos. O limite superior do intervalo é 3.400 MWt, escolhido com base na potência do projeto francês Super-Phenix-2, de 1.500 MWe. Também, um reator com porte maior que este último teria maior dificuldade de inserção em rede elétrica pequena. Para completar o estudo foi adotada uma potência intermediária de 2.000 MWt, 900 MWe. Um reator deste porte teria menores restrições quanto a sua inserção na rede elétrica.

7.6 Temperaturas de Entrada e Saída

A temperatura de entrada no núcleo refrigerado por chumbo é maior que no refrigerado por sódio, resultado da maior temperatura de fusão do chumbo, 327 °C contra 90 °C do sódio. No reator a chumbo não é necessário usar o trocador de calor intermediário, economizando um circuito. Esta característica possibilita que o sistema de geração elétrica trabalhe com vapor superaquecido, resultando em maior eficiência do sistema, cerca de 44 % [Adamov et al, 1994]. Por outro lado, deve-se garantir, em todas as situações, que o chumbo permaneça no estado líquido nos circuitos por onde circule. A temperatura de saída do núcleo é similar à do reator refrigerado por sódio. As temperaturas de entrada (T_e) e saída (T_s) escolhidas são: 420 e 540 °C, respectivamente, e são as mesmas usadas no projeto russo BREST-300 [Adamov et al, 1994].

7.7 Arranjo Horizontal e Estrutura Axial do Núcleo

O combustível metálico possui uma condutividade térmica maior que os outros combustíveis, carbeto, nitreto ou óxido. O espaço (gap) entre o combustível e o encamisamento é preenchido com chumbo em vez de gás, melhorando a remoção do calor gerado. Estas características impõem um gradiente de temperatura na vareta com combustível metálico que pode ser dez vezes menor que o da vareta com óxido.

A definição do arranjo horizontal dos feixes no núcleo requer a escolha da potência linear média (PL) da vareta para se poder definir o comprimento de vareta necessário para a potência que se deseja. Estudos atuais de reatores com combustível metálico [Battles et al, 1991; IAEA, 1996a; Khalil et al, 1991; Hill et al; 1995] mostram uma variedade de PL que vão desde 190 até 360 W/cm. Referência mais antiga [Wirtz, 1978] mostra o uso de até 1000 W/cm para este combustível. O reator EBR-II, o mais antigo reator com combustível metálico, em operação até recentemente, tinha uma PL de 230 W/cm; o ALMR americano usa uma PL de 200 W/cm. Nos reatores deste trabalho foi escolhida a PL de 200 W/cm.

O número total de feixes necessários fica definido com a escolha da altura ativa. Nos reatores rápidos, este parâmetro se situa em torno de 100 cm [IAEA, 1996a; Khalil et al, 1991; Hill et al, 1995]. Assim sendo, a altura ativa nominal de todos os modelos é 100 cm.

Para definir o arranjo horizontal ativo é preciso definir o número de feixes de controle. Este número é função direta da reatividade que se quer controlar e de outros requisitos como: questões de simetria, pequeno valor em reatividade por feixe, etc. Nos reatores rápidos, a razão entre o número de feixes de controle e combustível se situa no intervalo 15 – 7 % [IAEA, 1996a]. Nos estudos feitos por Khalil [Khalil et al, 1991], para a mesma potência de reator, ocorrem valores que vão de 6,4 até 12,9 %. No ALMR americano este valor é 6,25 %. Nas concepções aqui estudadas foi adotado o valor de 6,5 % para esta razão.

O modelo hexagonal do núcleo fica completo com a escolha dos envoltórios/refletores e das blindagens radiais e axiais. Estas regiões são de importância secundária para as análises aqui realizadas. Desta forma, elas não foram detalhadas como no caso do combustível mas definidas genericamente.

Em reatores reais refrigerados por sódio e naqueles apresentados na literatura [IAEA, 1996a; Sekimoto et al, 1995; Khalil et al, 1991; Orlov et al, 1994; Zaki et al, 1995] a espessura da região de envoltório/refletor radial apresenta valores no intervalo 10 a 40 cm, enquanto que para a blindagem radial os valores estão no intervalo 30 a 60 cm. Na região axial os intervalos são: envoltório/refletor, 16 a 30 cm, e blindagem, 40 a 80 cm.

Nos modelos aqui estudados adotou-se na direção radial a espessura de 1 anel hexagonal para a região de envoltório/refletor, 2 anéis hexagonais para a blindagem de nêutrons e 1 anel hexagonal para a blindagem de gama. Na direção axial adotou-se as seguintes espessuras: 20 cm de chumbo, usado como refletor; 20 cm de blindagem de nêutrons e 20 cm de blindagem de gama. Esta estrutura axial é integrada a vareta de combustível, como mostrado na Figura 7.1.

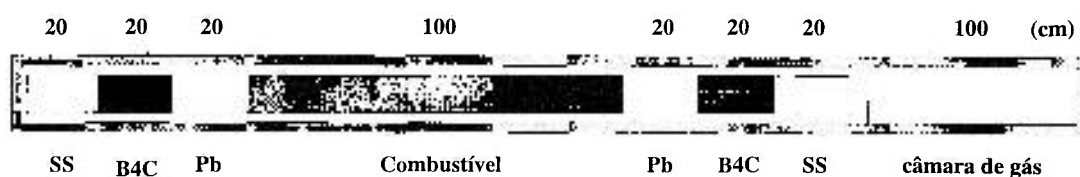


Figura 7.1 – Concepção da vareta de combustível

O envoltório radial é carregado com U-10Zr empobrecido, $^{235}\text{U} = 0,2\%$, com densidade efetiva (DE) de 85 %. As blindagens, axiais e radiais, de nêutrons são carbeto de boro natural, B₄C, com DE de 95 % e as de gama são de aço inoxidável, HT-9.

O núcleo ativo foi dividido em duas regiões, núcleo interno e externo, onde os feixes foram distribuídos na proporção de ~60 – 40 %, com diferentes enriquecimentos, E_{int} e E_{ext} . Os enriquecimentos diferentes são usados para aplainar a distribuição de potência e aumentar a queima média do combustível. Na fase de otimização a quantidade de feixes em cada uma destas regiões deve ser cuidadosamente analisada.

Os resultados de todas estas aproximações estão mostrados na Tabela 7.1 que sumaria as características dos diversos feixes e na Tabela 7.2 que apresenta o número de feixes para cada núcleo em estudo.

Os arranjos horizontais finais dos núcleos ainda obedeceram os critérios de simetria e forma aproximadamente cilíndrica. A Figura 7.2 mostra o arranjo horizontal obtido para os núcleos de 300, 900 e 1500 MWe.

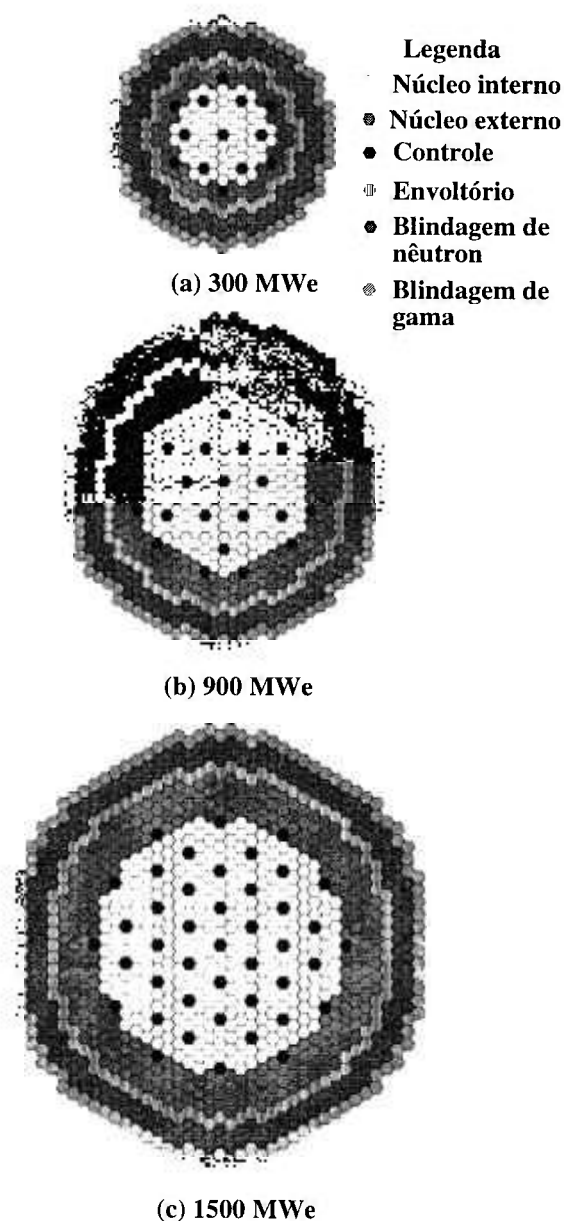


Figura 7.2 – Arranjos horizontais para os núcleos de 300, 900 e 1500 MWe

Tabela 7.1: Características dos feixes, dimensões em mm.

# Varetas	271								
Combustível	U-Zr								
Material estrutural	HT-9								
Espessura do duto	3,56								
Diâmetro da vareta	6,35			8,12			10,4		
Espes. encamisamento	0,489			0,625			0,800		
Razão p/d	1,308	1,417	1,495	1,308	1,417	1,495	1,308	1,417	1,495
Espaçador grade	1,955	2,647	3,143	2,500	3,386	4,019	3,203	4,336	5,148
Passo do feixe	149,5	160,6	169,1	188,2	202,9	213,9	238,4	257,4	271,6
Frações de volume FV (%)									
Feixe de combustível									
Combustível	31,73	27,50	24,80	32,75	28,16	25,35	33,49	28,73	25,80
HT-9	21,77	19,56	18,10	20,36	18,09	16,65	19,15	16,88	15,46
Pb	46,50	52,94	57,10	46,89	53,75	58,02	47,36	54,39	58,74
Feixe de envoltório e blindagens radiais									
Material	42,97	37,02	33,31	42,97	37,02	33,31	42,97	37,02	33,31
HT-9	17,46	15,54	14,31	17,46	15,54	14,31	17,46	15,54	14,31
Pb	39,57	47,44	52,38	39,57	47,44	52,38	39,57	47,44	52,38
Refletor e blindagens axiais									
Material	31,73	27,50	24,80	32,75	28,16	25,35	33,49	28,73	25,80
HT-9	21,77	19,56	18,10	20,36	18,09	16,65	19,15	16,88	15,46
Pb	46,50	52,94	57,10	46,89	53,75	58,02	47,36	54,39	58,74
Feixe de Controle retirado									
HT-9	6,00	←	←	4,50	←	←	3,50	←	←
Pb	94,00	←	←	95,50	←	←	96,50	←	←

Tabela 7.2: Número de feixes nos núcleos

Potência (MWe)	300	900	1500
# Varetas combustível	34.146	104.064	170.730
# de feixes			
Núcleo interno	66	204	342
Núcleo externo	60	180	288
Controle	13	25	43
Envoltório ou Refletor	48	78	96
Blindagem (B4C)	114	174	210
Refletor (HT-9)	66	96	114

8 AVALIAÇÃO NEUTRÔNICA DO ILR

É comum fazer uma avaliação de conceito de reator em dois tempos distintos, no primeiro ciclo e no ciclo de equilíbrio [Waltar et al, 1981]. No ILR em particular esta análise será importante porque este reator será carregado inicialmente com urânio enriquecido e passará, ciclo a ciclo, para uma liga com plutônio. Esta diferença de combustível resultará em uma significativa mudança de comportamento do núcleo.

8.1 Requisitos Para o Conceito ILR

O ILR proposto terá o seu desempenho limitado pela experiência americana no conceito IFR que se traduz nos limites impostos ao ALMR e, também, na experiência russa no LCR que é representada pelo reator BREST-300. Portanto, o ILR terá todas as condições para ser um conceito tecnologicamente possível.

8.1.1 Queima

O primeiro requisito é a capacidade de queima. O ALMR americano objetiva uma queima média de 100 MWd/kg. O combustível metálico, encamisado com HT-9, já foi testado para queimas superiores a esta sem problema. No conceito ILR a queima média final será, também, 100 MWd/kg.

O recarregamento do núcleo, normalmente, é feito em lotes “batch”, isto é, uma fração do núcleo é descarregada periodicamente e nas posições vazias são colocados combustíveis novos. Neste trabalho não será feita uma análise do recarregamento nos ciclos. Só será definido o tempo do ciclo de queima para permitir a análise do primeiro ciclo e do ciclo de equilíbrio.

Como as análises envolvem a variação do diâmetro da vareta, pode-se ter ciclos constantes ou variáveis no tempo para atingir uma mesma queima média final.

Optou-se por fixar o número de ciclos e ter ciclos variáveis em tempo. Esta escolha permite uma comparação consistente entre os modelos de núcleos, isto é, todos os núcleos terão, aproximadamente, a mesma queima no final do ciclo. A opção de ciclos constantes resulta em uma vantagem de menor enriquecimento inicial no combustível na vareta com maior diâmetro. O número de lotes de recarregamento foi definido como sendo 3, ou seja, 1/3 dos feixes do núcleo serão descarregados após cada ciclo de queima. O esquema de recarregamento dos envoltórios é definido após uma análise das necessidades de plutônio.

Com recarregamento em 3 lotes, para obter-se, aproximadamente, 100 MWd/kg de queima média serão necessários ciclos de ~ 400, 700 e 1100 dias, para os três diâmetros escolhidos. Ciclos muito longos podem trazer problemas de envelhecimento e fadigas da vareta, embora existam trabalhos com núcleos de vida longa, 12 anos ou mais [Zaki et al 1995; Greenspan et al, 1998], que não tocam nesta questão.

8.1.2 Fluência rápida

A fluência neutrônica é um limitante para o tempo de permanência dos feixes no núcleo e para as estruturas do circuito primário. Ocorrem danos na rede cristalina da matriz metálica do encamisamento, conseqüentemente, a probabilidade de falha é diretamente proporcional a esta quantidade. Nos reatores rápidos da próxima geração, como no ALMR com HT-9, o limite é $4,0 \times 10^{23}$ (n/cm²) [Gluekler, 1997], para $\Phi_G > 100$ keV, que corresponde a ~200 dpa. Este será o critério para a fluência rápida do núcleo do ILR.

8.1.3 Enriquecimento

O enriquecimento do combustível é um parâmetro importante em dois aspectos: no de proliferação e no de experiência tecnológica. Atualmente, existe um esforço mundial para não se trabalhar com combustível enriquecido em mais de 20 (% peso), para limitar os problemas decorrentes de um possível desvio de material. Por outro lado, no conceito IFR, a experiência abrange enriquecimentos até 30 % [Gluekler, 1997]. Embora seja possível a utilização de enriquecimentos acima de 20 % este valor será um objetivo não determinante para o ILR.

8.1.4 Reatividade de queima

O requisito para a reatividade de queima é que seja menor que a fração efetiva de nêutrons atrasados, $\Delta k_{\text{queima}} < \beta_{\text{ef}}$. Esta reatividade tem influência direta no valor dos feixes de controle e este, por sua vez, no acidente de sobrepotência (TOP). Neste acidente, a retirada descontrolada do feixe mais reativo introduzirá a reatividade dada pela Equação 5.1. Se esta reatividade também for menor que β_{ef} , a excursão será dominada pela fração de nêutrons atrasados, o que é uma situação mais favorável que a condição pronto-crítica. Portanto, uma reatividade de queima menor que esta fração possibilita amenizar as conseqüências deste acidente. Para que isto ocorra, a razão de conversão do núcleo (RC) terá que ser próxima de 1.

8.1.5 Reatividade de vazios no chumbo

A reatividade de vazios no chumbo (RVPb) é importante para a segurança do núcleo porque ele não está na sua configuração mais reativa. Qualquer compactação do combustível pode gerar uma excursão de reatividade com conseqüências desastrosas para o reator. O acidente hipotético de desmanche do núcleo (HCDA), “Hypothetical Core Disruptive Accident”, pode ser iniciado pelo aparecimento de um vazio em uma posição do núcleo de alto valor, em reatividade, positivo. Embora este acidente seja classificado como hipotético, e o combustível metálico tenha uma característica inerente que previne sua propagação, ele deve ser analisado e a RVPb conhecida. Neste quesito o objetivo é ter o menor valor possível, levando-se em consideração os possíveis conflitos com outros critérios.

Nos reatores com sódio a reatividade de vazios é, normalmente, positiva. No Capítulo 4 foi mostrado que a RV da célula com sódio é mais positiva que a da célula com chumbo. Espera-se que com o chumbo seja possível um núcleo, de porte razoável, com RV negativa.

8.1.6 Efeito Doppler

O efeito Doppler é outro parâmetro importante do núcleo. Ele é o primeiro a atuar em qualquer aumento de temperatura, amenizando os efeitos de qualquer evento que introduza reatividade positiva, além de ter efeito estabilizador. Sua origem está no alargamento das ressonâncias dos elementos presentes no núcleo o que afeta a população de nêutrons. Os nuclídeos férteis, em particular o ^{238}U , são os mais importantes para este efeito devido ao aumento das suas capturas.

Para o caso particular do combustível metálico, um efeito Doppler menor é preferível visto que melhora sua capacidade de desligamento passivo em acidentes importante do cenário base de projeto, como mostrado no Capítulo 5. Também, um efeito pequeno é atrativo com respeito ao enriquecimento de combustível. Será investido um enriquecimento menor para compensar a reatividade devido ao aumento de temperatura para a operação a plena potência. Portanto, para este efeito, não se exigirá nenhum critério e será aceito o resultado obtido.

8.2 Método de Cálculo

Os cálculos do ILR foram feitos com o sistema apresentado no Capítulo 6, com o núcleo no estado de operação a plena potência. A temperatura média de operação é 480 °C. As concentrações e o passo do feixe, nesta temperatura, foram calculados com o código BIEN.

O núcleo foi dividido em duas regiões, interna e externa, com diferentes enriquecimentos para obter-se uma distribuição de potência plana. Para os cálculos foi usado um modelo RZ simétrico, mostrado na Figura 8.1, obtido do modelo hexagonal por equivalência de volume. Os feixes de controle foram colocados em três posições: o feixe central, um anel na posição do núcleo interno que o divide em dois volumes iguais, e em um anel na interface dos núcleos interno/externo, simulando, aproximadamente, as posições reais do modelo hexagonal, Figura 7.2. A malha usada nos códigos foi de ~3 cm

na direção radial e axial. Nos cálculos, os feixes de controle foram considerados totalmente retirados do núcleo.

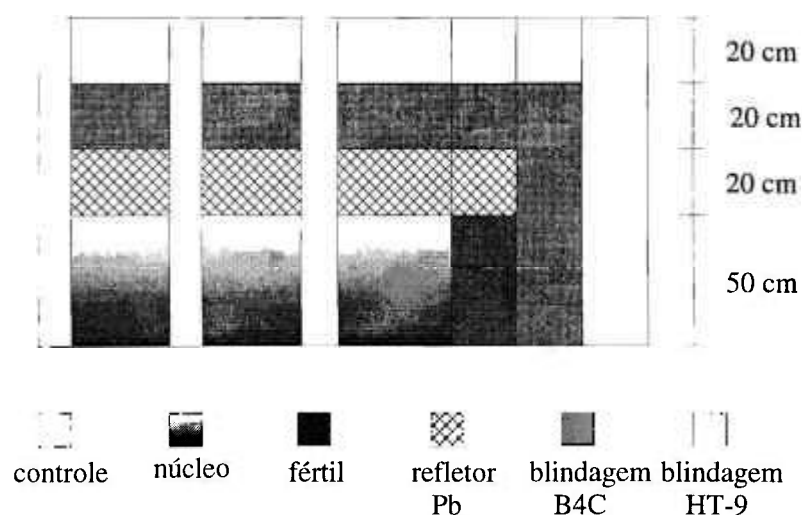


Figura 8.1 - Modelo RZ usado nos cálculos do ILR.

O inchamento axial do combustível metálico apresenta um comportamento que depende da composição de U e Pu [Hofman et al, 1997], ver Figura 3.4, sendo maior para o combustível U-Zr. Nos cálculos aqui realizados este inchamento foi simulado pelo aumento uniforme da altura ativa e pela correção das concentrações. Neste caso, a queima considerada para a obtenção do inchamento axial é a que ocorre no meio do ciclo. A correção da altura foi introduzida no início do ciclo e mantida fixa durante todo o cálculo de queima. No primeiro ciclo o inchamento axial chega a 8,5 %.

As seções de choque condensadas para o cálculo de queima foram obtidas no início do ciclo, considerando o núcleo limpo. Os produtos de fissão foram simulados por produtos de fissão fictícios (“lumped fission product”). Foram usados os espectros de fissão do ^{235}U ou ^{239}Pu nas regiões onde eles são os núclídeos mais importantes.

A determinação dos enriquecimentos foi feita usando-se, interativamente, os códigos EXPANDA e CITATION com cálculos estáticos e de queima. O ajuste dos enriquecimentos nos núcleos interno ($E_{\text{int.}}$) e externo ($E_{\text{ext.}}$) é determinado usando a razão

entre os picos de potência nos núcleos externo/interno (P_2/P_1) de 1,1; para aumentar a queima média. Também, que o reator esteja crítico no final do ciclo programado. Esse processo iterativo, entre o EXPANDA e CITATION, é parado quando a diferença na razão P_2/P_1 é $< 5 \times 10^{-3}$ no início da vida, e $\Delta k_{ef} < \pm 2 \times 10^{-4}$ no final do ciclo.

Os cálculos de queima com o CITATION foram feitos em passos de 50 dias. Considerou-se todos os nuclídeos mais importantes da cadeia de transmutação, mostrada na Figura 8.2, para a avaliação do ciclo de combustível do reator rápido.

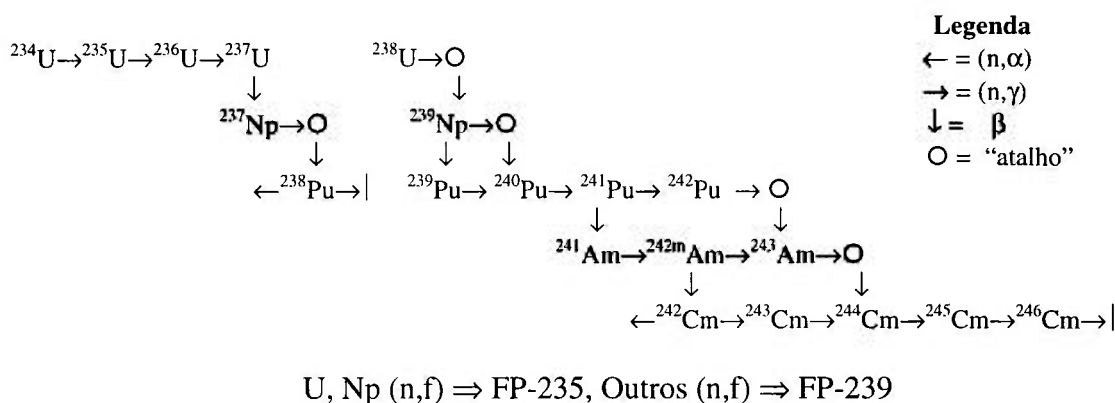


Figura 8.2 – Cadeias de queima usadas nos cálculos do ILR.

Nos cálculos do EXPANDA foi usado um modelo cilíndrico unidimensional de nove zonas, obtido por equivalência de volume. A direção axial é simulada por um "Buckling", $B_z^2 = 4 \times 10^{-4}$, assumido ser constante em todas as regiões e nos grupos. Usando os fluxos calculados em 70 grupos, este código condensa as seções de choque em 9 grupos, com a estrutura determinada no Capítulo 6, que serão usadas pelo CITATION.

Estabelecidos os enriquecimentos, os núcleos foram queimados até o fim do ciclo. As concentrações obtidas destes cálculos, no início e fim do ciclo, são usadas para avaliar os parâmetros de interesse. Estas avaliações foram feitas com cálculos estáticos. As reatividades foram obtidas como diferença entre os k-efetivos dos casos perturbado e referência.

8.3 Avaliação do Primeiro Ciclo de Queima

Como mencionado anteriormente, o ILR será iniciado com urânio enriquecido, U-10Zr. O estoque de plutônio nos PiDes e no Brasil deverá ser baixo visto que o parque de reatores térmicos é pequeno e a quantidade disponível deverá estar na forma de óxido. Embora o eletrorefino também possa ser usado neste caso, seria necessário o seu desenvolvimento, o que aumenta custos.

As Tabelas 8.1, 8.2 e 8.3 apresentam os resultados mais importantes dos núcleos de 300, 900 e 1500 MWe. As Figuras 8.3 a 8.5 mostram, de maneira mais clara, o comportamento de alguns parâmetros de interesse como função das variáveis em estudo. Em seguida são discutidos os pontos mais importantes.

8.3.1 Reatividade de queima, razão de conversão e regeneração

As definições tradicionais da razão de conversão (RC) e razão de regeneração (RR) são:

$$RC = \left(\frac{\text{Captura nos férteis}}{\text{Absorção nos físséis}} \right)_{\text{núcleo}} ; RR = \left(\frac{\text{Captura nos férteis}}{\text{Absorção nos físséis}} \right)_{\text{FRALUR}} \quad (8.1)$$

Estes parâmetros são variáveis no espaço e no tempo e, freqüentemente, são caracterizados como uma média nos respectivos volumes. As conversões de férteis em físséis no núcleo ativo contribuem de maneira efetiva para a diminuição da reatividade de queima. O comportamento da RC como função das variáveis em estudo está mostrado na Figura 8.3a.

A RC tem comportamento que é o resultado direto da razão fértil/físsil do núcleo. Quanto maior o enriquecimento menor é este parâmetro. No reator, o principal fértil é o ^{238}U , quanto maior for a sua concentração maior será a formação de ^{239}Pu que contribui de maneira efetiva para o aumento da RC porque seu η (η), mostrado na Figura 8.6, é maior que o do ^{235}U queimado. Por outro lado, para o núcleo ser conversor, η tem que ser

Tabela 8.1: Resultados do primeiro ciclo de queima, 300 MWe

Ciclo	400	700	1100
Diâmetro da vareta	6,35	8,12	10,4
Razão passo/diâmetro	1,308	1,308	1,308
Enriquecimento E1/E2*	17,9/30,0	16,4/25,9	15,3/22,5
Reatividade de queima	1,308	1,308	1,308
Transmutação	16,8/28,2	15,3/24,1	14,2/20,8
Inchamento	18,8/31,4	17,3/27,2	16,2/23,7
β - efetivo	4,03	3,79	3,01
Razão de Conversão	4,33	4,30	3,71
Razão de Regeneração	1,73	1,40	1,14
Queimas - Média/Pico	7,56/7,10**	7,53/6,99	7,57/6,95
Núcleo interno	32,0/45,0	35,2/48,6	34,4/46,6
Núcleo externo	32,3/49,5	33,6/52,0	31,5/49,2
Envoltório radial	0,98/2,35	0,97/2,60	0,78/2,46
Fluência rápida de pico	1,26	1,46	1,48
Núcleo interno	0,94	1,13	1,19
Núcleo externo	4,98/5,42	3,30/3,67	2,12/2,39
Fluxo de Pico	3,51/3,80	2,45/2,65	1,68/1,79
Núcleo interno	4,48/4,84	3,07/3,38	1,96/2,19
Núcleo externo	3,15/3,44	2,28/2,49	1,56/1,68
Efeitos de temperatura	-2,47	-2,93	-3,09
Doppler (CD = Tok/dT)	-1,14	-0,98	-0,91
Expansões ($\Delta k/\Delta T$)	-2,36	-2,77	-3,03
Frações da potência	-1,26	-1,12	-1,00
Núcleo interno	51,4/51,0	52,5/52,7	53,3/54,2
Núcleo externo	47,1/46,5	46,2/45,0	45,7/43,8
Fator de pico	1,56/1,51	1,54/1,47	1,53/1,44
Massas - Núcleo	1,85/1,54	2,65/2,11	3,88/3,04
²³⁵ U	1,97/1,65	2,85/2,30	4,19/3,34
²³⁸ U	0,59,6	0,102,9	0,160,9
Pu	0,120	0,242	0,428
Massa - Envoltório Pu	0,37,3	0,65,2	0,99,7
	0,34,0	0,60,1	0,95,1
	3,0,2,44	3,0,2,44	4,42/3,56
	0/107,8	0/107,8	0/169,1
	0/218	0/218	0/384
	0,60,1	0,60,1	0,91,8
	52,6/52,4	52,6/52,4	53,4/53,4
	46,4/46,0	46,4/46,0	45,7/44,9
	1,53/1,49	1,53/1,49	1,52/1,45
	3,0,2,44	3,0,2,44	4,42/3,56
	0/107,8	0/107,8	0/169,1
	0/218	0/218	0/384
	0,60,1	0,60,1	0,91,8

(+) DPP = Dias de Plena Potência; (*) Enriquecimento = $^{235}\text{U}/(^{235}\text{U}+^{238}\text{U})$; (**) γ , δ /7,10 = Início do Ciclo/Fim do Ciclo

Tabela 8.2: Resultados do primeiro ciclo de queima, 900 MWe

Ciclo	(DPP)*	400	700	1100
Diâmetro da vareta	(mm)	6,35	8,12	10,4
Razão passo/diâmetro	(p/d)	1,417	1,417	1,417
Enriquecimento E1/E2*	(% peso)	1,308	1,308	1,308
Reatividade de queima	(%Δk)	14,3/21,0	13,7/18,5	13,1/16,5
Transmutação		4,16	3,64	3,04
Inchamento		1,03	0,88	0,75
β - efetivo	(10 ⁻³)	7,62/6,94**	7,67/6,83	7,71/6,81
Razão de Conversão	(RC)	0,51/0,58	0,52/0,58	0,61/0,68
Razão de Regeneração	(RR)	0,58/0,64	0,62/0,70	0,67/0,74
Queimas - Média/Pico	(MWd/kg)	0,50/0,56	0,57/0,64	0,61/0,68
Núcleo interno		33,3/45,1	36,7/49,7	35,6/48,3
Núcleo externo		30,1/48,4	31,4/50,5	29,6/47,5
Envoltório radial		0,89/2,06	0,84/2,18	0,66/1,95
Fluência rápida de pico	(10 ²³ n/cm ²)			
Núcleo interno		1,41	1,61	1,62
Núcleo externo		1,14	1,32	1,36
Fluxo de Pico	(10 ¹⁵ n/cm ² s)			
Núcleo interno		5,60/6,40	3,55/4,23	2,22/2,75
Núcleo externo		4,48/4,77	3,03/3,18	2,01/2,06
Efeitos de temperatura				
Doppler (CD = Tdk/dT)	(10 ⁻³)	-3,19	-3,43	-3,58
Expansões (Δk/ΔT)	(10 ⁻⁵)	-0,84	-0,75	-0,70
Frações da potência	(%)			
Núcleo interno		54,7/55,9	55,5/57,7	55,7/59,0
Núcleo externo		44,6/42,9	43,9/41,3	43,8/40,1
Fator de pico		1,55/1,47	1,53/1,52	1,51/1,57
Massas - Núcleo	(t)			
²³⁵ U		4,44/3,52	6,61/5,04	10,02/7,58
²³⁸ U	(kg)	0/180	0/308	0/479
Pu	(kg)	0/469	0/890	0/1505
Massa - Envoltório Pu	(kg)	0/62,9	0/104	0/151
		5,02/4,07	7,16/5,55	10,93/8,41
		0/188	0/317	0/496
		0/424	0/835	0/1409
		0/57,4	0/99,7	0/145
		55,6/56,3	43,9/42,2	44,0/41,5
		43,9/42,8	43,9/42,2	43,9/42,1
		1,51/1,44	1,52/1,47	1,51/1,49
		7,58/5,93	7,58/5,93	11,58/9,02
		0/324	0/324	0/507
		0/798	0/798	0/1344
		0/96,2	0/96,2	0/140

(+) DPP = Dias de Plena Potência; (*) Enriquecimento = ²³⁵U/(²³⁵U+²³⁸U); (**)7,62/6,94= Início do Ciclo/Fim do Ciclo

Tabela 8.3: Resultados do primeiro ciclo de queima, 1500 MWe

Ciclo	400		700		1100	
Diâmetro da vareta		6,35	8,12		10,4	
Razão passo/diâmetro	1,308	1,417	1,308	1,417	1,308	1,495
Enriquecimento E1/E2*	14,1/19,2	15,2/20,6	13,5/17,1	14,7/18,5	13,1/15,5	14,3/16,8
Reatividade de queima (%Δk)		16,1/21,7		15,6/19,6		15,1/17,8
Transmutação	3,04	3,75	2,61	3,59	1,85	2,97
Inchamento	0,99	0,94	0,82	0,80	0,67	0,58
β - efetivo (10 ⁻³)	7,63/6,87**	7,54/6,88	7,68/6,77	7,58/6,80	7,72/6,76	7,62/6,79
Razão de Conversão (RC)	0,55/0,61	0,50/0,57	0,59/0,67	0,54/0,61	0,64/0,71	0,58/0,65
Razão de Regeneração (RR)	0,59/0,66	0,55/0,61	0,64/0,71	0,58/0,66	0,68/0,75	0,61/0,69
Queimas - Média/Pico (MWd/kg)						
Núcleo interno	34,4/47,1	34,3/46,5	37,5/52,1	37,2/50,8	36,2/51,8	35,7/49,8
Núcleo externo	30,3/49,0	30,4/48,9	31,6/51,2	32,0/51,3	30,0/48,4	30,7/48,8
Envoltório radial	0,86/1,96	0,79/1,78	0,81/2,04	0,73/1,87	0,62/1,80	0,57/1,69
Fluência rápida de pico (10 ²³ n/cm ²)						
Núcleo interno	1,47	1,36	1,67	1,55	1,74	1,46
Núcleo externo	1,27	1,16	1,43	1,34	1,46	1,37
Fluxo de Pico (10 ¹⁵ n/cm ² s)						
Núcleo interno	5,76/6,85	5,40/6,24	3,67/4,58	3,40/4,10	2,30/3,05	2,12/2,67
Núcleo externo	4,93/5,19	4,59/4,90	3,31/3,42	3,06/3,23	2,20/2,19	2,03/2,09
Efeitos de temperatura						
Doppler (CD = Tdk/dT) (10 ⁻³)	-3,43	-3,25	-3,59	-3,39	-3,70	-3,30
Expansões (Δk/ΔT) (10 ⁻⁵)	-0,78	-0,87	-0,71	-0,83	-0,65	-0,84
Frações da potência (%)						
Núcleo interno	56,2/58,2	56,4/57,5	56,7/59,7	56,7/58,6	56,4/60,8	56,3/59,1
Núcleo externo	43,3/41,0	43,1/41,7	42,9/39,6	42,9/40,7	43,3/38,6	43,4/41,2
Fator de pico	1,55/1,52	1,54/1,47	1,53/1,60	1,52/1,53	1,53/1,71	1,53/1,59
Massas - Núcleo						
²³⁵ U (t)	6,84/5,32	7,36/5,81	10,32/7,72	11,21/8,53	15,83/11,78	17,27/13,10
²³⁸ U (kg)	0/299	0/308	0/511	0/529	0/797	0/826
Pu (kg)	0/830	0/782	0/1547	0/1451	0/2588	0/2422
Massa - Envoltório Pu (kg)	0/78,1	0/74,2	0/128	0/122	0/180	0/175

(+) DPP = Dias de Plena Potência; (*) Enriquecimento = ²³⁵U/(²³⁵U+²³⁸U); (**) 7,63/6,87 = Início do Ciclo/Fim do Ciclo

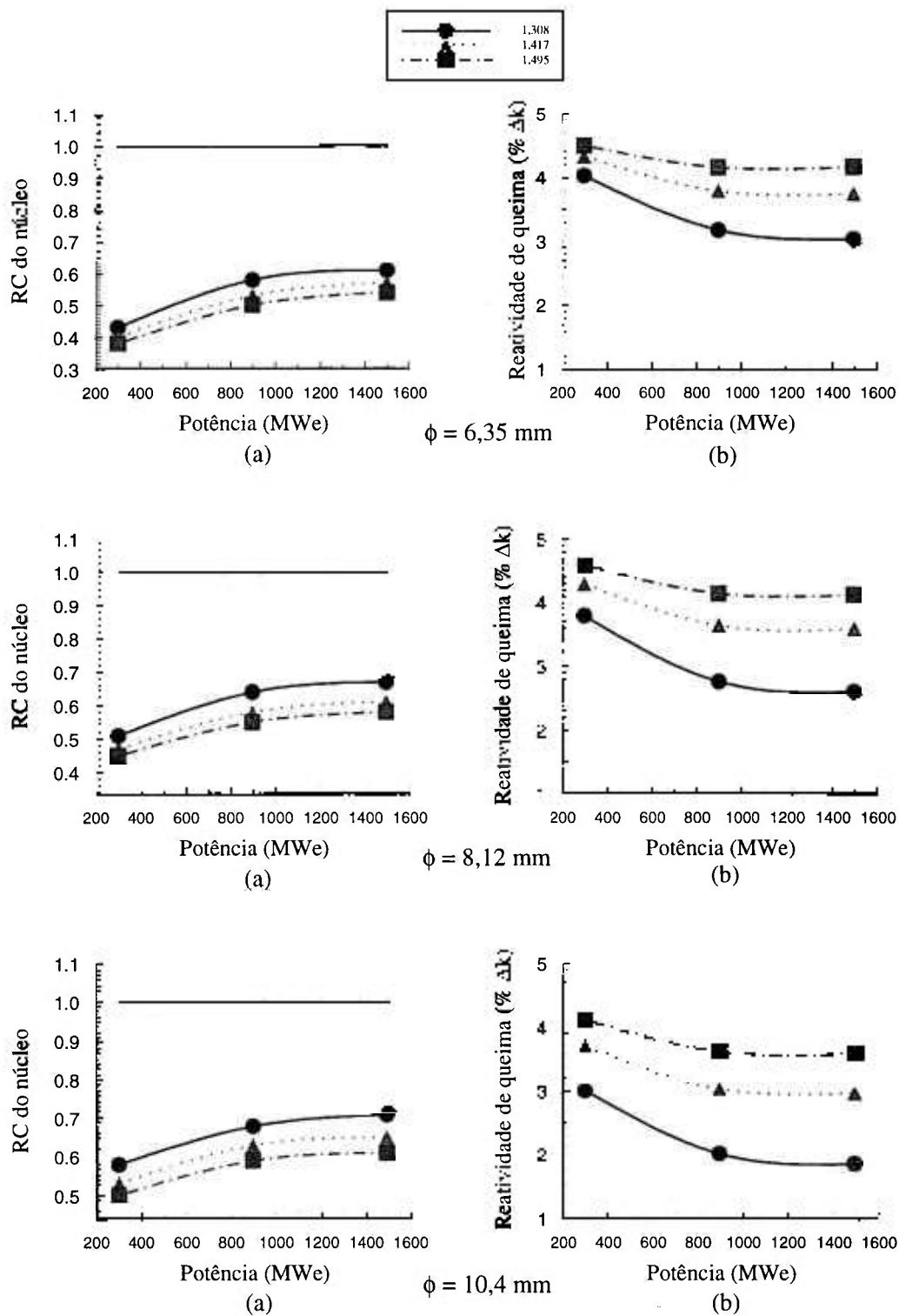


Figura 8.3 – Razão de conversão (a) e reatividade de queima (b), em função da potência do núcleo e razão p/d por diâmetro da vareta (ϕ), no primeiro ciclo.

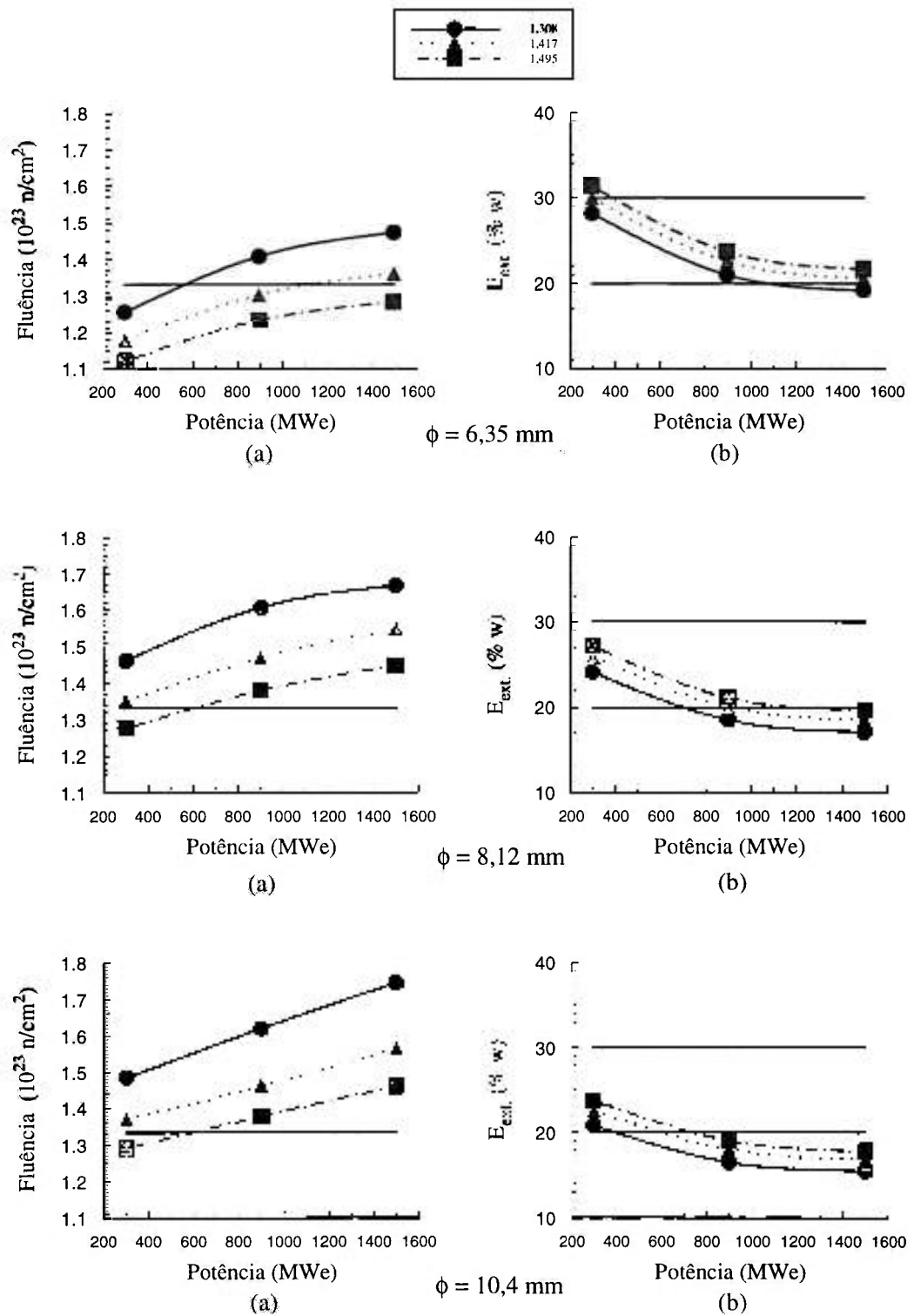
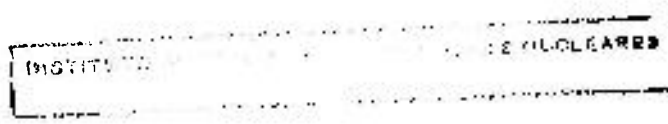


Figura 8.4 – Fluência rápida de pico (a) e enriquecimento externo (b), em função da potência do núcleo e razão p/d por diâmetro da vareta (φ), no primeiro ciclo.



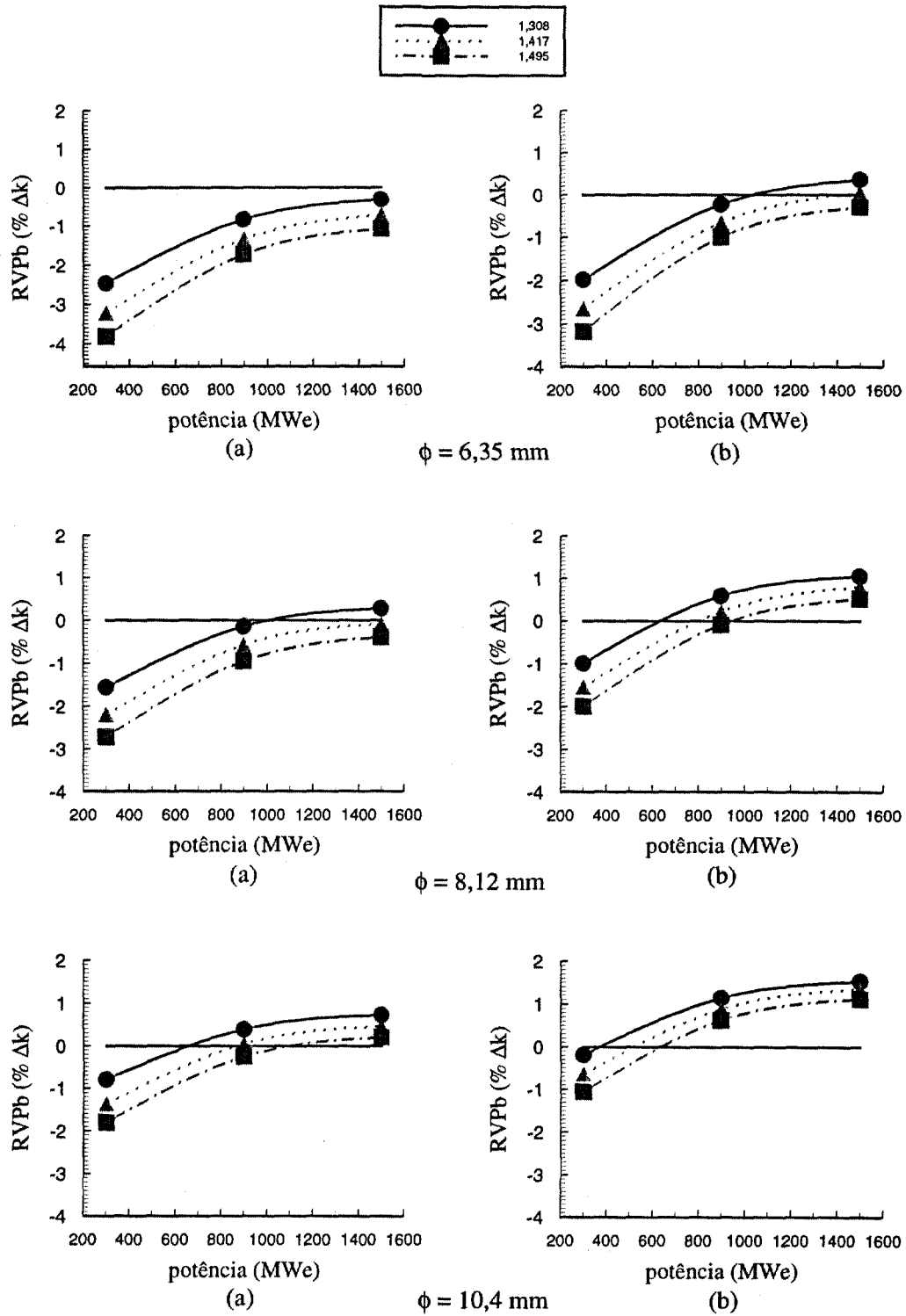


Figura 8.5 – Reatividade de vazios no chumbo no início (a) e fim (b) do primeiro ciclo, em função da potência do núcleo e razão p/d por diâmetro da vareta (ϕ).

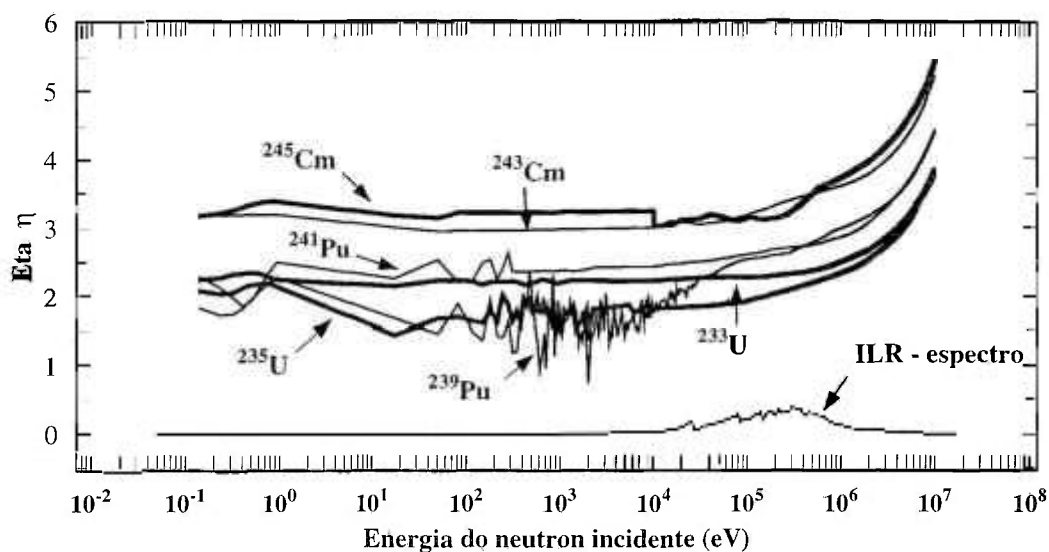


Figura 8.6 – O valor de eta (η) para os principais actinídeos físséis.

maior que 2, porque um nêutron é gasto na manutenção da reação em cadeia e, pelo menos, um nêutron é necessário para possibilitar a reação de captura no fértil. Esta figura mostra que na maior parte do espectro do ILR $\eta < 2$ para o ^{235}U . Isto significa que o combustível U-Zr não permite uma RC ~ 1 e Δk_{queima} será relativamente grande.

A influência da substituição do ^{235}U por ^{239}Pu na RC pode ser visto nas Tabelas 8.1 a 8.3 comparando-se os resultados do início (IC) e fim do ciclo (FC) nas diferentes varetas. Nos núcleos estudados o máximo valor para RC ocorre para a potência de 1500 MWe, $\phi = 10,4$ mm e $p/d = 1,308$ no final do ciclo. Embora a produção do plutônio seja no sentido favorável do aumento da RC, ela não é significativa no primeiro ciclo devido a pouca quantidade deste elemento. O resultado é que os reatores do porte aqui estudado, com U-Zr como combustível, não atingirão o requisito de uma RC de aproximadamente um.

A razão RR tem comportamento semelhante a RC, mas sua sensibilidade às mudanças do combustível durante a queima depende do porte do núcleo porque ela está mais ligada a fuga dos nêutrons do núcleo e da espessura dos envoltórios. Portanto a sensibilidade é maior para núcleos menores. Nos núcleos estudados o máximo valor ocorre para o mesmo caso da RC.

Como mencionado anteriormente, os combustíveis U-Zr e U-Pu-Zr apresentam inchamentos diferentes. Nestes combustíveis a reatividade de queima (Δk_{queima}) pode ser avaliada como soma de dois componentes:

$$\Delta k_{\text{queima}} = \Delta k_{\text{incham}} + \Delta k_{\text{transm.}} \quad (8.2)$$

O primeiro componente, Δk_{incham} , é a reatividade negativa induzida pelo inchamento axial do combustível, que pode ser interpretada como uma diminuição da sua massa específica, durante o processo de queima. O segundo componente, $\Delta k_{\text{transm.}}$, é a mudança da reatividade resultante da mudança da composição do combustível durante a queima devido as reações nucleares nos materiais do núcleo. Aqui estes dois componentes serão chamados de reatividades de inchamento e transmutação, respectivamente. As Tabelas 8.1 a 8.3 mostram os valores para estes dois componentes e a Figura 8.3b o comportamento da Δk_{queima} como função das variáveis em estudo.

A reatividade de transmutação decresce com o aumento da potência do núcleo, diâmetro da vareta, e com o decréscimo da razão p/d . Estas mudanças aumentam a razão fértil/físsil e, conseqüentemente, a RC. Para um dado diâmetro da vareta e razão p/d , o aumento da potência aumenta o raio equivalente do núcleo diminuindo a fuga radial de nêutrons e o enriquecimento; isto aumenta razão fértil/físsil e melhora a RC. Por outro lado, o aumento da razão p/d para um dado diâmetro de vareta, aumenta o volume de chumbo, o que aumenta a sua captura, e aumenta a fuga axial. Estes efeitos exigem um maior enriquecimento o que diminui a razão fértil/físsil e a RC. A menor reatividade de transmutação $2,7\beta_{\text{ef}}$ ($\beta_{\text{ef}} \sim 7 \times 10^{-3}$) ocorreu para 1500 MWe, $\phi = 10,4$ mm e $p/d = 1,308$ e já é maior que o requisito pretendido.

O inchamento axial afeta Δk_{queima} de duas maneiras: (a) a necessidade de um aumento do enriquecimento para compensar a reatividade negativa induzida, o que decresce a razão fértil/físsil e piora a RC, resultando em um aumento da Δk_{queima} ; e (b) o aumento da altura ativa efetiva que diminui a fuga axial de nêutrons e, conseqüentemente, diminui Δk_{queima} . Os valores mostrados nas tabelas para esta reatividade são, relativamente, grandes. Tomando como base uma razão $\Delta k/\Delta E_{\text{enriq.}} = 0,5$ %, este fenômeno necessita de

um sobre enriquecimento entre 1 e 4 % para núcleos de 1500 e 300 MWe, respectivamente. O efeito da fuga axial em Δk_{queima} foi avaliado com uma série de cálculos de queima sem inchamento axial. O valor deste efeito foi avaliado como diferença entre as reatividades de transmutação obtidas nos cálculos sem inchamento axial e com inchamento axial. O valor obtido foi pequeno variando entre 50 e 45 pcm com a variação da potência no intervalo 300 - 1500 MWe. Mas, se Δk_{queima} é para ser da ordem de β_{ef} , o pequeno valor deste efeito não é desprezível visto que pode representar uma incerteza de 10 a 20 %. O valor máximo para Δk_{incham} , $1,73 \% \Delta k$, ocorreu no núcleo de 300 MWe, $\phi = 6,35$ mm e $p/d = 1,308$; e acrescenta $\sim 2,4$ \$ em Δk_{queima} .

O inchamento axial pode ser diminuído se o projeto da vareta for mudado. Durante o desenvolvimento da vareta para o conceito IFR foi observado que após o contato do combustível com o encamisamento, em ~ 2 % átomos de queima, este inchamento acompanhava o inchamento do encamisamento. Este efeito pode ser usado para diminuir o inchamento do combustível. O combustível pode ser co-extrudado com o encamisamento, deixando-se um buraco na parte central da vareta tal que a DE seja de 75 %. No presente projeto de vareta, com sódio como material de contato térmico, os fenômenos de interação química e mecânica entre o combustível e encamisamento estão bem entendidos e medidos. Uma vareta de combustível co-extrudada necessitará de uma re-qualificação para verificar se estes fenômenos não alterarão o limite atual de queima. Também, a segurança do reator necessitará de novas análises para verificar se o efeito da expansão térmica do combustível, que ameniza alguns acidentes postulados, não fica comprometido.

Os resultados apresentados nas tabelas, para a reatividade de queima, mostram que o objetivo para esta reatividade não é atingido por nenhum dos núcleos estudados

8.3.2 Enriquecimentos de ^{235}U

O comportamento do enriquecimento com as mudanças do diâmetro da vareta, razão p/d e potência do reator é oposto ao da RC discutido anteriormente. Isto é, qualquer mudança que aumenta RC diminui o enriquecimento. Assim, o enriquecimento

decrece com o aumento da potência do núcleo, devido a diminuição da fuga de nêutrons, e decrece com o aumento do diâmetro da vareta, devido ao aumento da massa de combustível. Ao contrário, os enriquecimentos aumentam com o aumento da razão p/d devido ao maior volume de chumbo, o que aumenta a captura, e ao aumento da fuga axial de nêutrons.

A Figura 8.4b apresenta o comportamento do enriquecimento do núcleo externo (E_{ext}) como função da potência do reator, razão p/d e diâmetro da vareta. O limite inferior das variáveis em estudo para um enriquecimento $\leq 30\%$ é $\phi > 6,35$ mm, $p/d > 1,308$ e potência do reator > 200 MWe. Qualquer associação destas três variáveis dentro do limite especificado no estudo resultará em um enriquecimento menor que 30% . Para enriquecimento $< 20\%$, $\phi > 6,35$ mm e $p/d > 1,308$, a potência do reator será > 1100 MWe, o que é, relativamente, grande.

Os resultados dos enriquecimentos mostraram que no intervalo das variáveis em estudo é possível obter potências relativamente baixas, se o limite para este parâmetro for o tecnológico do IFR, 30% . O limite de proliferação, 20% , resulta em uma potência alta, que do ponto de vista de inserção em rede pode ser um problema. Também já foi mostrado que a reatividade de queima não é menor que β_{ef} no primeiro ciclo. Assim a potência do reator só será definida após a análise do ciclo de equilíbrio e o enriquecimento ainda é uma variável em aberto limitada pela experiência tecnológica de 30% do IFR.

Uma possibilidade que pode ser explorada para diminuir os enriquecimentos iniciais é o aumento, para 4 ou 5, do número de lotes de recarga. Esta mudança não alterará, significativamente, os enriquecimentos e tem implicações nos custos.

8.3.3 Fluência rápida

Nos cálculos aqui realizados a fluência rápida foi calculada como:

$$Fluência = \Delta t \times \sum_{G > 100 keV} \Phi_G, \quad (8.3)$$

onde Φ_G é o fluxo de nêutrons com energia ≥ 100 keV, e Δt é o tempo, em segundos, do “time step” usado no cálculo de queima.

Os gráficos da Figura 8.4a mostram o pico da fluência rápida, em função do porte do núcleo, diâmetro da vareta e razões p/d. Fixando o diâmetro da vareta, razão p/d e aumentando a potência, a fluência aumenta porque o fluxo aumenta. O aumento do fluxo é resultante da diminuição do enriquecimento que diminui Σ_f do combustível. Como a potência é diretamente proporcional a $\Sigma_f \Phi$, o fluxo tem que aumentar para a potência ficar constante. Agora, fixando a potência, razão p/d e aumentando o diâmetro da vareta, a fluência aumenta porque o tempo de ciclo aumenta. Já para um mesmo diâmetro de vareta e potência e aumentando a razão p/d, a fluência diminui porque o espectro fica mais macio e $\Phi > 100$ keV diminui.

Considerando os intervalos das variáveis em estudo e com uma combinação adequada delas, a fluência rápida limita a potência do reator a cerca de 600 MWe.

8.3.4 Efeito Doppler

O coeficiente de Doppler (CD) foi calculado usando a expressão:

$$\frac{CD}{T^n} = \frac{dk}{dT} \quad (8.4)$$

onde o expoente n depende do tipo de combustível e se situa no intervalo 0,5-1,5 [Waltar et al, 1981]; CD é o coeficiente de Doppler, dk e dT , são reatividade e variação de temperatura, respectivamente. O valor mais freqüentemente adotado para o expoente n é 1,0 que corresponde ao caso do combustível óxido. Com esta consideração o valor de CD é facilmente calculado. Considerando os combustíveis cerâmicos e o metálico, este último é o que apresenta o menor efeito devido ao seu espectro mais duro.

Para esta análise foi considerado um aumento instantâneo e uniforme de temperatura por todo o reator, de 300 para 750 K. A reatividade foi obtida por diferença entre os k_{efetivos} dos dois casos. Os resultados são apresentados nas Tabelas 8.1 a 8.3. Os valores calculados são baixos, cerca da metade do valor do combustível óxido para a

mesma potência [Waltar et al, 1981], como esperado em um reator rápido com combustível metálico.

O efeito que melhora esta reatividade é o aumento da razão fértil/fissil porque o nuclídeos férteis são eficientes contribuidores deste efeito. Portanto, tanto o aumento do diâmetro da vareta como da potência do reator contribuem neste sentido.

8.3.5 Reatividade de vazios no chumbo

A reatividade de vazios no chumbo (RVPb) é o resultado da competição, principalmente, de três componentes: (i) um componente espectral; (ii) um componente de fuga; e (iii) um componente de captura no chumbo. Os dois primeiros são dominantes, de sinais opostos e dependentes da posição, o terceiro é de pequena magnitude.

O componente espectral tem origem no deslocamento do espectro neutrônico (“spectral hardening”), para energias mais altas; a diminuição da moderação do nêutron aumenta a energia média do espectro com o esvaziamento. O endurecimento do espectro altera a competição entre as seções de choque do núcleo e aumenta a emissão de nêutrons na fissão (ν) de maneira que o η do combustível do núcleo aumenta. O resultado destas mudanças é uma reatividade positiva. Este componente é fortemente dependente da posição, sendo mais positivo em regiões onde o nêutron tem grande importância, ou seja, nas regiões centrais do núcleo. A expressão dada pela teoria da perturbação para o cálculo deste componente é:

$$\rho^{espectral} = \frac{1}{S} \int \sum_j \sum_{k>j} (\phi_k^* - \phi_j^*) \delta \Sigma_s(j \rightarrow k) \phi_j dV, \quad (8.5)$$

onde S é o termo de fonte dado pela expressão:

$$S = \int \sum_j \phi_j^* \chi_j \sum_k (\nu \Sigma_f)_k \phi_k dV, \quad (8.6)$$

j, k são índices dos grupos de energia; ϕ^* é o fluxo adjunto; Σ_f é a seção de choque de fissão e $\delta \Sigma_s$ é a mudança da seção de choque espalhamento total, elástica mais inelástica, devido à perda do refrigerante.

O componente de fuga é resultante da fuga dos nêutrons do núcleo ativo. Ele é dependente da posição, da forma do núcleo e do porte do reator. Escolhendo-se

adequadamente estas três variáveis pode-se conseguir núcleos que magnificam este componente, que é negativo. A expressão para o componente de fuga dada pela aproximação de difusão é:

$$\rho^{fuga} = \frac{1}{S} \int \sum_j \nabla \phi_j^* \delta D_j \nabla \phi_j dV, \quad (8.7)$$

onde δD_j é a variação no coeficiente de difusão no grupo j .

O componente de captura é o resultado da eliminação da captura no chumbo o que disponibiliza nêutrons para outras reações. Este componente é de menor magnitude que o espectral e de fuga mas é positivo. A expressão para este componente é:

$$\rho^{captura} = -\frac{1}{S} \int \sum_j \phi_j^* \delta \Sigma_{c,j,refr} \phi_j dV, \quad (8.8)$$

onde $\delta \Sigma$ é a variação na seção de choque de captura do refrigerante no grupo j .

O cálculo da RVPb foi feito considerando-se o esvaziamento total e instantâneo da zona ativa. As seções de choque do caso perturbado foram recalculadas pelo EXPANDA e introduzidas no CITATION para o cálculo do estado perturbado.

Cabe salientar que o cálculo realizado é o mais desfavorável porque as zonas axiais e radiais adjacentes ao núcleo permaneceram com chumbo. Um caso, muito improvável devido ao alto ponto de ebulição do chumbo mas, talvez, não impossível, seria o início de ebulição na interface axial do combustível/refletor onde ocorre a temperatura mais alta do refrigerante. Este caso seria mais favorável a segurança do reator porque esta região tem um componente de fuga relativamente alto e a RVPb seria negativa. Ainda, existe o chumbo que fica entre os feixes, ele é o último a ser expulso o que garante um atraso benéfico. Também, não foi considerado nenhuma correção devido ao efeito de “streaming” que deve ser maior que no caso do reator a sódio porque o canal de refrigeração é maior.

A Figura 8.5 mostra o comportamento da RVPb no início (8.5a) e fim (8.5b) do primeiro ciclo como função da potência do reator, diâmetro da vareta e razão p/d.

A RVPb é fortemente influenciada pelos núclídeos férteis porque as suas seções de choque de fissão têm um comportamento do tipo “threshold”, neste caso o ^{238}U é um contribuidor eficiente. Portanto, qualquer mudança na razão fértil/físsil altera a RVPb. Assim as mudanças que diminuem o enriquecimento, como aumento do diâmetro da vareta e potência do reator, pioram a RVPb. Ao contrário, as mudanças que aumentam o enriquecimento, como vareta mais fina e maior razão p/d melhoram esta reatividade.

Fixando-se a potência, os gráficos mostram que varetas mais finas tem uma RVPb menor. Este efeito é resultado da menor fração de volume do combustível o que aumenta o enriquecimento e reduz a razão fértil/físsil e do endurecimento do espectro. Por outro lado, a vareta mais fina resulta em um núcleo menor o que facilita a fuga radial de nêutrons. A soma destes efeitos diminui esta reatividade.

Este comportamento também é observado quando se analisa o efeito do aumento da razão p/d para um mesmo diâmetro da vareta e potência. Quanto maior a razão menor a reatividade. Neste caso também ocorre o efeito da diminuição da razão fértil/físsil e um outro se soma a ele, o do amaciamento do espectro com a maior fração de volume do chumbo. O componente de captura no chumbo é maior e o componente de fuga radial e axial têm tendências opostas. As reatividades devido a retirada da captura do chumbo e a diminuição da fuga radial são mais positivas. O efeito líquido destas mudanças é a diminuição da RVPb.

Fixando-se o diâmetro da vareta e razão p/d e aumentando-se a potência, a RVPb aumenta devido ao aumento da razão fértil/físsil resultante da diminuição do enriquecimento. A fuga radial e axial tem comportamento opostos. O aumento da razão fértil/físsil aumenta a contribuição das fissões rápidas dos férteis; o resultado destas mudanças é o aumento desta reatividade.

A comparação desta reatividade no início e fim do ciclo mostram, claramente, o efeito do acúmulo do plutônio. O η do plutônio é maior que do urânio, ver Figura 8.6, e o acúmulo deste elemento contribui fortemente para que o componente espectral fique mais positivo. O resultado é um aumento da RVPb no final do ciclo.

A RVPb tem um comportamento oposto ao Doppler; assim, qualquer mudança no sentido de melhorar um efeito penaliza o outro.

A RVPb é pequena no primeiro ciclo e fica mais positiva com o aumento da potência do núcleo. Entretanto, os valores obtidos são menores que os encontrados em projetos atuais de RMLs do mesmo porte, refrigerados por sódio. As reatividades do ALMR e SuperPhenix são +6,5 e +5,9 \$, respectivamente. [IAEA, 1996a]

8.3.6 Efeito do acúmulo do ^{239}Np e ^{236}U

O atraso na conversão $^{238}\text{U} \rightarrow ^{239}\text{Pu}$ devido ao acúmulo do ^{239}Np , $T_{1/2} = 2,35$ dias, até o equilíbrio aumenta a reatividade de queima. Este efeito é pequeno e pode ser desprezado em cálculos iniciais em muitas situações. No ILR a magnitude deste efeito foi avaliada nos primeiros 10 dias de queima usando o reator de 300 MWe. Esta reatividade diminui com o aumento do diâmetro da vareta e razão p/d. No intervalo do diâmetro da vareta 6,35 – 10,4 mm esta reatividade é 60 – 30 pcm. Embora ela seja pequena, ela corresponde a 5 – 10 % no caso de $\Delta k_{\text{queima}} \leq \beta_{\text{ef}}$.

O acúmulo do ^{236}U devido a reação (n,γ) no ^{235}U é mostrado nas Tabelas 8.1 a 8.3. A quantidade deste nuclídeo no final do ciclo é relativamente grande. A Tabela 8.4 mostra as seções de choque microscópicas, em um grupo, obtidas com ponderação por espectro de fissão, para o ^{236}U e ^{238}U . Fazendo uma análise restrita a um ciclo somente, a produção do ^{236}U endurece o espectro devido a sua maior captura e, como a sua σ_f é maior do que a do ^{238}U , a contribuição de suas fissões rápidas é maior, o que é um ponto favorável. Porém, estes mesmos efeitos contribuem para deixar a RVPb mais positiva.

Do ponto de vista global e considerando que o combustível será reciclado, o acúmulo do ^{236}U não é desejável porque degrada a performance do núcleo. O efeito indesejado é a diminuição da quantidade de ^{238}U disponível para ser convertido em ^{239}Pu . Isto aumenta os enriquecimentos iniciais nos ciclos e a reatividade de queima. Portanto, neste contexto, a utilização do urânio enriquecido deve ser restrita aos primeiros ciclos e a realimentação de combustível para refabricar as recargas deve ser feita com urânio exaurido.

Tabela 8.4: Seções de choque em 1 grupo do ^{236}U e ^{238}U

Seções de choque (barn)	^{236}U	^{238}U
σ_f	0,58	0,30
σ_c	0,11	0,07
Int. Res.	340	278

8.3.7 Comentários e conclusões

O principal objetivo do conceito ILR, $\Delta k_{\text{queima}} < \beta_{\text{ef}}$, não é satisfeito no primeiro ciclo com o urânio enriquecido devido ao seu pequeno η . A potência do núcleo só poderá ser definida após a análise do ciclo de equilíbrio. O acúmulo do ^{236}U com a reciclagem do urânio enriquecido diminuirá a razão de conversão. Portanto, este combustível deve ser substituído o mais rápido possível pelo Pu gerado. Para este propósito, as dimensões do envoltório e seu esquema de recarregamento devem ser adequadamente estabelecidos para produzir plutônio. A razão de regeneração deve ser maior que um, principalmente nos primeiros ciclos.

O limite tecnológico de 30 % de enriquecimento não é problema para o ILR. Considerando o combustível U-10 Zr, $\phi > 6,35$ mm e $p/d > 1,308$, a potência do reator tem que ser maior que 200 MWe. Mas se for imposto o enriquecimento < 20 % a potência do reator é maior que 1100 MWe, o que parece alto. Estes valores foram obtidos para o recarregamento em 3 lotes. Com um número de lotes maior, 4 ou 5, os enriquecimentos diminuirão, mas não significativamente. Assim, nos ciclos iniciais, devem ser tolerados enriquecimentos maiores que 20 % e $\Delta k_{\text{queima}} > \beta_{\text{ef}}$.

A respeito da potência do reator, um critério restritivo é a fluência rápida. Para o limite de $4,0 \times 10^{23}$ n/cm² e queima média de 100 MWd/kg a potência do reator tem que ser menor que 600 MWe. Esta potência pode ser aumentada se a queima média for diminuída ou se for adotada uma estratégia de gerenciamento dos feixes de combustível e controle tal que minimize este parâmetro.

O efeito Doppler é pequeno, como esperado em um reator rápido carregado com combustível metálico de espectro duro, mas isso não terá conseqüências maiores devido as características do combustível metálico. Ao contrário, neste combustível um efeito Doppler pequeno é desejável do ponto de vista de segurança passiva.

Para o esvaziamento do núcleo, a RVPb é negativa no intervalo de potência 1000 – 400 MWe, para diâmetros de vareta no intervalo 6,35 – 10,4 mm e $p/d > 1,308$. A tendência desta reatividade é ficar mais positiva no ciclo de equilíbrio.

Os efeitos do acúmulo do ^{239}Np e da diminuição da fuga axial com o inchamento na reatividade de queima, são pequenos. Mas se Δk_{queima} é para ser da ordem de β_{ef} , desprezar estes efeitos pode introduzir uma incerteza importante.

A definição da vareta mais adequada, razão p/d e potência do reator, para uma concepção do núcleo do ILR, só poderá ser feita após as análises do ciclo de equilíbrio.

8.4 Considerações Para a Obtenção do Ciclo de Equilíbrio

A avaliação do ciclo de equilíbrio é importante em estudos de conceitos de reatores porque, teoricamente, este é o ciclo que ocorrerá na maior parte da vida do sistema. Na fase inicial do estudo, normalmente, faz-se uma análise aproximada deste ciclo visto que o volume de cálculos é grande. Nesta etapa não se está interessado na quantificação detalhada das massas envolvidas, mas na composição aproximada do combustível de equilíbrio para se poder levantar vários parâmetros de interesse. Após a definição do projeto do núcleo, são realizados cálculos detalhados das massas e é feita a aproximação, ciclo a ciclo, do equilíbrio.

Os códigos para estas análises iniciais podem desprezar a variável geométrica, são zero dimensionais, e detalham precisamente a evolução da composição isotópica do combustível durante todo o ciclo operacional. Para isso usam centenas de nuclídeos, como o código ORIGEN [ORNL, 1991]. Após a definição do projeto e quando

se está mais interessado em quantificar a evolução das massas com detalhamento geométrico, para estudos de recarregamento por exemplo, pode-se usar programa com cadeias de queima simplificadas, que permitem uma geometria mais real, como o CITATION ou REBUS-2 [Hosteny, 1978]. Cabe salientar que as aplicações dos códigos são complementares e, em qualquer tempo, o uso interativo adequado permite avaliar todo o ciclo de combustível.

Este estudo se enquadra no primeiro caso e a aproximação do ciclo de equilíbrio foi feita com o código ORIGEN. Este código permite que todas as condições envolvidas na reciclagem e refabricação do combustível, e armazenamento dos rejeitos sejam simuladas adequadamente. Para que a simulação seja representativa do conceito estudado é preciso definir uma série de condições que serão comentadas em seguida.

A análise do primeiro ciclo mostrou que o reator deve ser carregado o mais rápido possível com o Pu gerado. O uso do urânio enriquecido deve ser restrito aos primeiros ciclos e não deve ser usado como alimentação no combustível de recarga. Esta restrição tem dois objetivos: o primeiro é usar rapidamente o combustível mais eficiente, o Pu; o segundo é não contaminar o combustível com grande quantidade de ^{236}U que prolongaria a obtenção do ciclo de equilíbrio.

O recarregamento dos reatores será feito em três lotes, isto é, após cada ciclo de queima 1/3 do núcleo é recarregado. Com isto a primeira e segunda descarga do reator ficariam com uma queima baixa. Isto não ocorrerá porque o reator será construído em série, de no mínimo dois, para diminuir custos. Assim estas descargas irão entrar no núcleo do segundo reator e serão queimadas até seu limite.

Com respeito aos feixes do envoltório radial, estes feixes ficarão no reator até o final do terceiro ciclo, após o que serão descarregados e nova carga será introduzida. O objetivo é obter a maior carga possível de Pu para o primeiro recarregamento. No conceito proposto esta será a recarga que exigirá a maior quantidade de Pu e o envoltório deverá ser projetado para gerar esta quantidade.

O ORIGEN permite simular vários processos de reprocessamento. Esta simulação é feita pela escolha adequada, em tabelas existentes, de índices de recuperação

dos vários materiais. Caso não haja os índices desejados, pode-se entrar com os valores via dados de entrada alterando-se aqueles existentes nas tabelas.

O processo de reciclagem adotado é o piroprocesso mencionado anteriormente. Neste processo a taxa de recuperação do urânio e transurânicos (TRU) é $> 0,999$ [Laidler et al, 1997]. Isto significa que o rejeito de alta atividade será, praticamente, isento de actínídeos, que no reator rápido são combustíveis. O valor adotado neste trabalho para a taxa de recuperação destes materiais é 0,999.

Atualmente, as condições de processo estudadas no piroprocesso indicam que uma parte das terras raras (TeRa) permanecem no combustível reciclado. Esta taxa de contaminação ainda é uma variável em aberto e pode ser otimizada. Trabalhos sobre este reprocessamento indicam para esta contaminação valores que atingem centenas de ppm [Laidler et al, 1997] a até 5 % em peso [Palmiotti et al, 1994].

Nos cálculos neutrônicos aqui realizados o uso de todas as TeRas seria inviável. Para simular a influência destes elementos no combustível reciclado foi adotado o Neodímio (^{143}Nd) como elemento representativo, como no trabalho de Yokoo [Yokoo et al, 1996]. Assim, para a obtenção das concentrações de equilíbrio o teor de ^{143}Nd no combustível reciclado foi fixado em 5 % peso, como no trabalho de Palmiotti [Palmiotti et al, 1994].

Então, o combustível passa da liga inicial U-Zr para a liga U-TRU-TeRa-Zr no ciclo de equilíbrio. Uma questão que se coloca é se esta última liga e a U-Pu-Zr que é padrão do IFR apresentam o mesmo comportamento. Este aspecto foi estudado por Sasahara [Sasahara et al, 1993] que concluiu que os comportamentos são similares. Portanto nos estudos aqui realizados admitiu-se que estas ligas apresentam comportamentos iguais. A quantidade de TeRa + Zr foi fixada em 10 % em peso.

Como visto anteriormente, o piroprocesso é feito em alta temperatura, não necessitando de tempo para o resfriamento e decaimento do material nuclear. Este tempo é determinado pelos projetos dos equipamentos de manuseio e o aspecto a se considerar é a capacidade de remoção do calor de decaimento. Aqui o tempo para o reprocessamento e refabricação da recarga foi definido como a soma dos tempos do ciclo

de queima e recarregamento. Deste modo, considerou-se que os decaimentos, o reprocessamento e a refabricação da recarga são realizados instantaneamente, ao final deste tempo. Assim, para determiná-lo falta definir o tempo de recarregamento. Este tempo ficou definido com a adoção do fator de carga de 85 %, que é o mesmo do ALMR americano [IAEA, 1996a]. Com esta escolha todos os tempos para a simulação podem ser obtidos.

Na simulação, o material do envoltório é reprocessado separadamente do material do núcleo. Primeiramente, é feito o reprocessamento do envoltório onde o Pu é concentrado até o valor de 80 % em peso [MacFarlane et al, 1997]. Este material é usado no ajuste do enriquecimento do combustível de recarga e é uma entrada do ORIGEN para a obtenção do ciclo de equilíbrio. Admitiu-se que a quantidade de Pu gerada pelo reator é suficiente para as recargas; isto requer um estudo na fase de otimização para estabelecer a quantidade de U necessária no envoltório.

A simulação para a obtenção do ciclo de equilíbrio começa com o estado dos reatores definido no primeiro ciclo. Em seguida o combustível é queimado por três ciclos, após o que ele é descarregado, reprocessado e refabricado e volta para nova queima. Na preparação da recarga é ajustado o enriquecimento do combustível usando o material reprocessado do núcleo, a alimentação do envoltório e de uma alimentação externa de urânio exaurido, "tail" = 0,2 %, para completar a massa de combustível necessária. Este novo combustível volta a ser queimado por mais três ciclos e assim sucessivamente. Este procedimento está representado na Figura 8.7, repetindo-se até um número de reciclagens suficiente para se obter o equilíbrio.

8.5 Método Para a Obtenção do Ciclo de Equilíbrio

Pretende-se que o ciclo de equilíbrio aqui estudado seja uma aproximação do conceito estudado. Para isso, a sua obtenção começa com o estado do reator estabelecido no primeiro ciclo e a continuação dos cálculos deve ser tal que a aproximação seja representativa das características operacionais do conceito.

O ORIGEN permite uma simulação da aproximação do ciclo de equilíbrio se alguns parâmetros do núcleo são conhecidos, como: queima ou fluxo de

nêutrons médios e a reatividade inicial necessária em cada ciclo, para se poder ajustar o enriquecimento do combustível de recarga. Além disso, há a questão do número de ciclos necessários para se chegar ao equilíbrio.

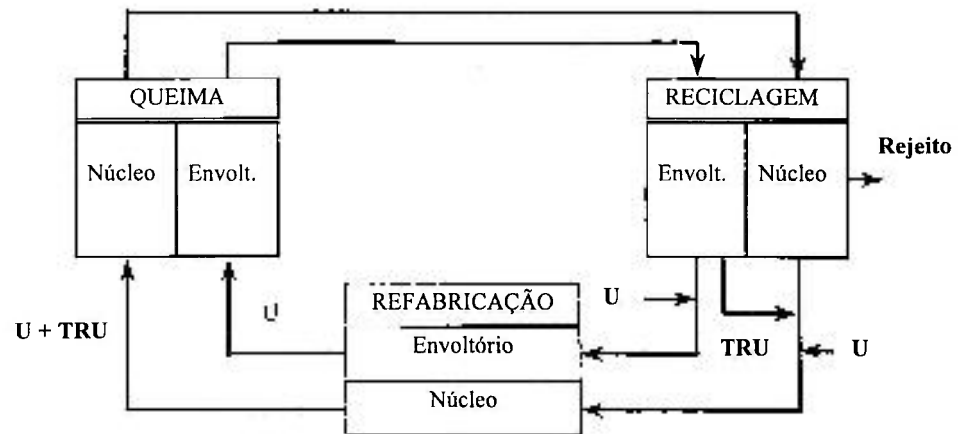


Figura 8.7 – Ciclo do combustível simulado pelo ORIGEN para a obtenção da concentração de equilíbrio.

Os valores médios da queima e fluxo obtidos no estudo do primeiro ciclo são uma aproximação e podem ser usados para este fim. A determinação do número de ciclos necessários para o equilíbrio não é trivial visto que o conceito ILR passará, ciclo a ciclo, do combustível U-Zr para U-TRU-Nd-Zr. Então, um tratamento mais rigoroso deste problema exige o conhecimento da reatividade inicial de cada ciclo. Isto é possível em projeto definido, onde se tem a análise ciclo a ciclo feita com os códigos dimensionais. Nos reatores aqui estudados não se tem esta informação e o objetivo é fazer um análise do ciclo de equilíbrio de cada núcleo, usando as composições obtidas do cálculo aproximado, zero dimensional. Para isso é preciso estabelecer uma estratégia para que os resultados obtidos sejam representativos dos núcleos estudados e que se chegou ao equilíbrio. Então, existem duas questões: qual a reatividade necessária, para cada ciclo, até o equilíbrio? e quantos ciclos são necessários para se atingir o equilíbrio?

O único parâmetro representativo da reatividade do núcleo que se tem no ORIGEN é o k_{∞} . Caso este parâmetro seja, aproximadamente, conhecido é possível ajustar o enriquecimento do combustível para o ciclo de queima. Então, a primeira questão se resume em ter-se uma estimativa para os enriquecimentos necessários em cada ciclo para

possibilitar uma avaliação do k_{∞} . A priori não se tem a composição do TRU de cada ciclo e nem como varia o k_{∞} em função do enriquecimento.

Para entender e responder estas questões foram feitos cálculos exploratórios de k_{∞} com o ORIGEN usando as bibliotecas de seções de choque internas, próprias para reator rápido, variando-se a composição, tipo de combustível e condições geométricas dos núcleos estudados. Nestas análises foi usado o reator de 300 MWe.

O principal componente do TRU no combustível reciclado é a família do Pu. Para avaliar a influência da composição do TRU no valor de k_{∞} foram feitos cálculos com o ORIGEN usando-se diferentes composições para o Pu. Estas composições, mostrada na Tabela 8.5, são oriundas de diferentes tipos de reatores, LWR (Pu-LWR) e reator gás grafite (Pu-GG), e foram obtidas do trabalho de Bouchard¹⁵. A maior diferença entre as composições está nos isótopos superiores do Pu que apresentam valores maiores de ^{241}Pu e ^{242}Pu no Pu-LWR. Conseqüentemente, a formação de actínídeos menores (MA) é maior neste combustível.

Tabela 8.5: Composição do Pu oriundo de reatores LWR e gás grafite

Isótopos	LWR (% átomos)	Gás Grafite (% átomos)
Pu-238	0,987	0,036
Pu-239	59,826	74,511
Pu-240	24,828	22,353
Pu-241	8,974	2,593
Pu 242	5,384	0,510

Usando estas composições foi calculado o valor de k_{∞} como função dos diâmetros da vareta, razão p/d e enriquecimentos e, como referência, o caso com urânio enriquecido. Os resultados estão apresentados nas Figuras 8.8 e 8.9.

Fixando-se um enriquecimento, as curvas mostram que o valor do k_{∞} é fortemente dependente da natureza do combustível, U x Pu, seguido da diferença de

composição, diâmetro da vareta e razão p/d . Para os casos calculados, a diferença de composição acarreta uma variação de $\sim 2\%$ em k_{∞} , enquanto que a variação de diâmetro e razão p/d resultam em ~ 1 e $0,5\%$, respectivamente.

O ganho em reatividade devido a mudança de combustível é mais significativa que a própria composição do Pu ou de aspectos geométricos. Então para o tipo de cálculo aqui pretendido é mais importante o tipo de combustível, em seguida a composição e em terceiro os aspectos de geometria.

Com estes resultados pode-se estabelecer uma estratégia para se obter uma estimativa para k_{∞} e usa-la no ajuste do enriquecimento inicial, para cada ciclo de queima, a ser feito com o ORIGEN. Considerando que k_{∞} varia suavemente com o enriquecimento e depende pouco da composição do combustível, e que a diferença entre os enriquecimentos do primeiro ciclo e ciclo de equilíbrio não será grande, pode-se usar uma curva k_{∞} versus enriquecimento, para se estimar, para cada reator, o valor de k_{∞} no equilíbrio. Neste caso, o enriquecimento médio do núcleo, obtido no primeiro ciclo, pode ser usado para estimar o k_{∞} no equilíbrio.

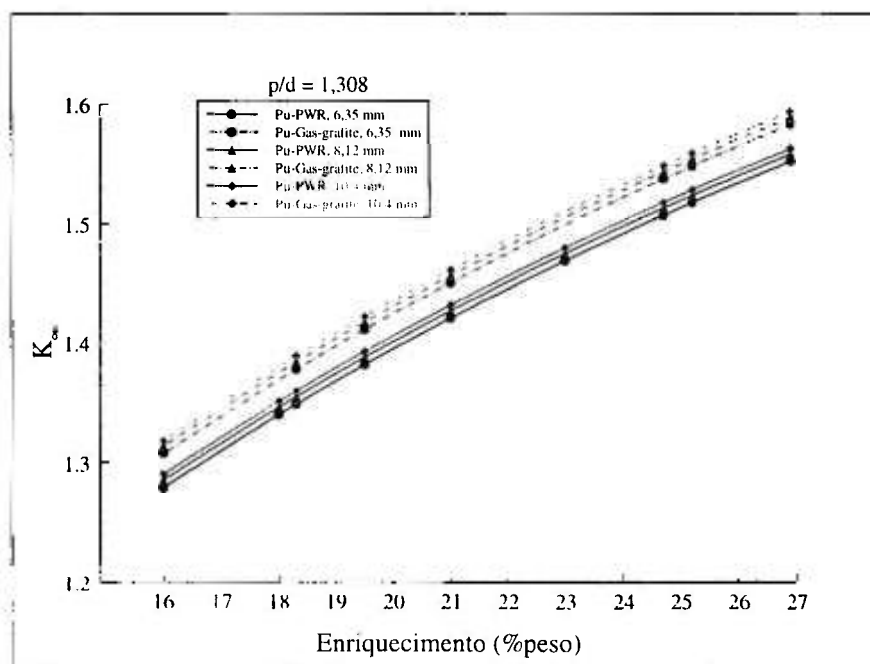


Figura 8.8 - K_{∞} versus enriquecimento e diâmetro da vareta para diferentes composições do Pu.

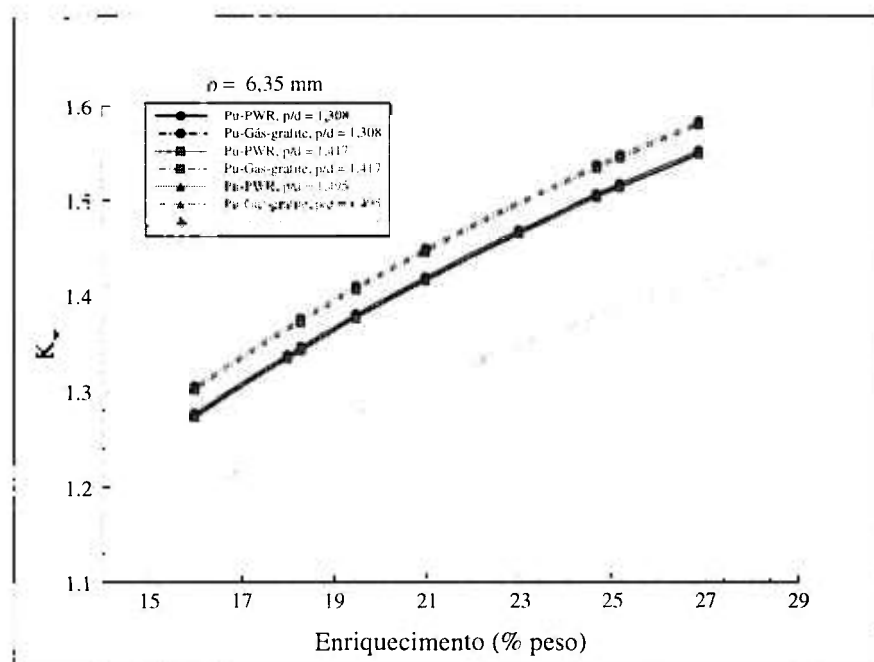


Figura 8.9 - K_{∞} versus enriquecimento e razão p/d para diferentes composições do Pu

A resposta para a questão do número de ciclos necessários exigiu cálculos exploratórios variando-se o enriquecimento inicial do urânio e para vários valores do k_{∞} de equilíbrio. Estes cálculos indicaram que a composição do TRU, no equilíbrio, tendiam para um mesmo valor após várias reciclagens.

A Figura 8.10 mostra a variação da composição do Pu para um caso, reator de 300 MWe, $\phi = 6,35$ mm e $p/d = 1,308$, e dois enriquecimentos de equilíbrio bem distintos. Esta figura foi obtida partindo-se de um mesmo enriquecimento inicial e mostra que, independentemente deste enriquecimento e para uma larga variação do enriquecimento de equilíbrio, a composição tende para um mesmo valor. Em, aproximadamente, 10 reciclagens a composição chega a um relativo equilíbrio. Este grande número de reciclagens é uma penalização de se iniciar o reator com urânio enriquecido. Os primeiros ciclos são um transitório, resultado do uso deste combustível que é contaminado com ^{236}U , gerado nos três ciclos iniciais no esquema de reciclagem adotado.

Destes estudos pode-se concluir que para a obtenção do ciclo de equilíbrio é mais importante o ciclo repetitivo reciclagem/recarregamento que será imposto ao reator e as composições das alimentações que entrarão na recarga. Tendo como base uma avaliação inicial do núcleo é possível obter uma estimativa para a sua composição de equilíbrio usando somente os resultados iniciais, visto que esta composição será, aproximadamente, a mesma para uma grande variação do enriquecimento de equilíbrio, como mostrado na Figura 8.10.

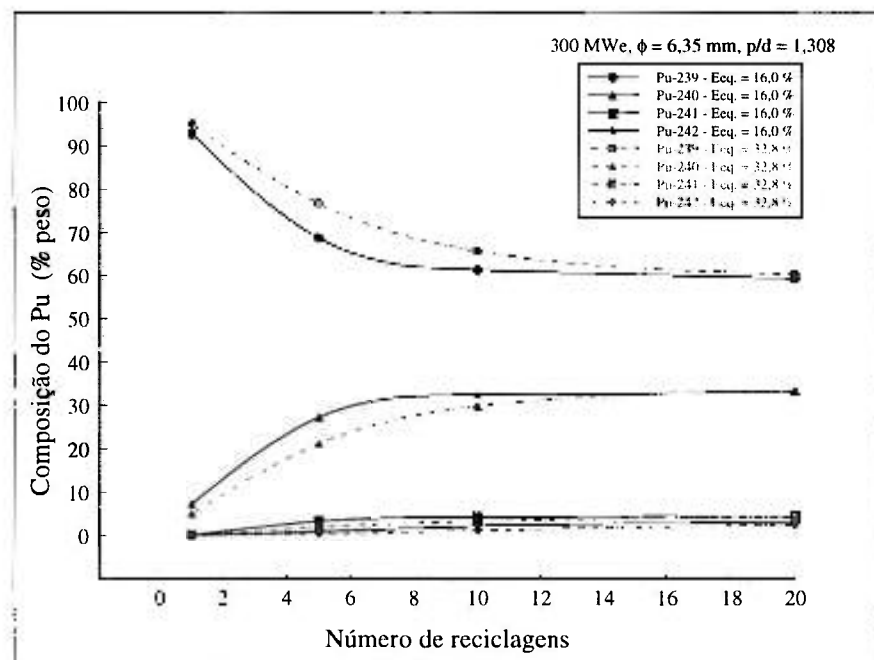


Figura 8.10 - Composição do Pu em função do número de reciclagens e enriquecimento de equilíbrio.

Então adotou-se a estratégia seguinte para a obtenção da concentração de equilíbrio dos reatores em estudo. Primeiramente, foram feitos cálculos para se levantar a curva $k_{\infty} \times E_{eq}$. Admitindo-se que a variação do enriquecimento de equilíbrio não é significativamente diferente daquele ajustado no primeiro ciclo, adota-se o enriquecimento médio, obtido no primeiro ciclo, como estimador do enriquecimento médio de equilíbrio. Com esta estimativa e a curva $k_{\infty} \times E_{eq}$, obtém-se o k_{∞} que será usado pelo código ORIGIN no ajuste do enriquecimento do combustível de recarga para cada período de

queima. O número de reciclagens ficou definido como sendo 10, como comentado anteriormente.

Para ilustração do ciclo calculado pelo ORIGEN toma-se o caso da vareta com $\phi = 6,35$ mm e queima de 100 MWd/kg. Neste caso, o ciclo tem ~400 dias para o recarregamento em 3 lotes. Os cálculos começam com a composição média do núcleo no primeiro ciclo. Optou-se por usar a queima média para a evolução do combustível visto que no caso real objetiva-se queima constante e não fluxo constante. Procede-se à queima com a taxa obtida no primeiro ciclo por 400 dias, após o qual o reator é parado por 70,6 dias para recarregamento e o combustível decai por este tempo. Este micro ciclo se repete por três vezes até o combustível inicial ser descarregado para reprocessamento. O combustível descarregado decai por 470,6 dias. Em seguida ele é reprocessado e refabricado com enriquecimento ajustado para o próximo período de queima e volta para nova campanha, fechando o macro ciclo que se repete até atingir a décima reciclagem. A alimentação resultante do reprocessamento do envoltório é feita com o mesmo esquema, com a ressalva que o Pu é o obtido com o envoltório queimado por somente três micro ciclos. Portanto, a composição do Pu desta alimentação ficou fixa em todos os cálculos do núcleo.

Com este procedimento é possível obter uma primeira estimativa das alimentações necessárias para cada ciclo de queima. O resultado da alimentação de TRU necessária pode ser usado para projetar o envoltório. A Figura 8.11 é um resultado deste cálculo para o reator de 300 MWe, $\phi = 6,35$ mm e razão $p/d = 1,308$.

Com esta metodologia foram feitos os cálculos para todos os núcleos estudados. Embora os efeitos geométricos sejam de terceira ordem, nos cálculos aqui realizados eles foram levados em conta até o limite permitido pelo código. Após estes cálculos, constatou-se que a variação da composição era pequena nos isótopos mais importantes, família do Pu. A Tabela 8.6 apresenta a variação da composição para o reator de 300 MWe em função das variáveis em estudo. Tomando a vareta de 6,35 mm, $p/d = 1,308$, como referência, a maior diferença, ~98 %, ocorre no ^{241}Am que tem uma baixa concentração.

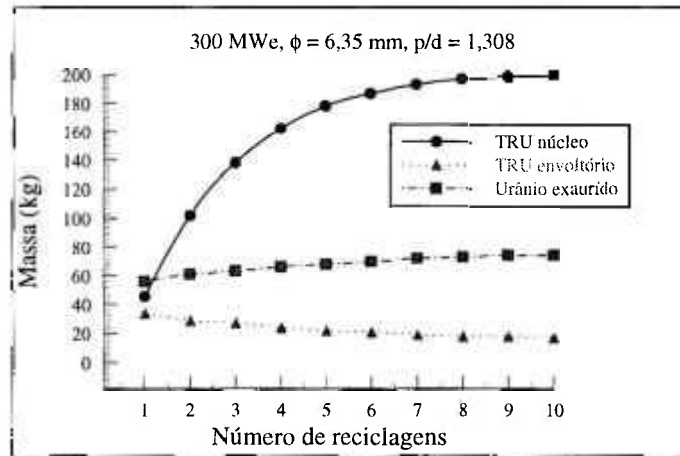


Figura 8.11 - Massas das alimentações do combustível de recarga, por tonelada de combustível, em função do número de reciclagens.

Para a análise do ciclo de equilíbrio com o CITATION foi usada a média aritmética de todas as composições. Esta composição é uma entrada do código de cálculo de concentrações BIEN, os valores obtidos para a composição média do TRU estão mostrados na Tabela 8.7. Ele é bem limpo de MA e dos isótopos superiores do Pu. Esta diferença o torna um combustível melhor para os reatores rápidos do que aquele proveniente de LWR. Neste último a formação de MA é maior, resultado da maior concentração dos isótopos superiores do Pu.

8.6 Avaliação do Ciclo de Equilíbrio

Os enriquecimentos dos núcleos no ciclo de equilíbrio foram obtidos do mesmo modo e com as mesmas considerações da análise do primeiro ciclo. Para alguns casos, o excesso inicial ficou restrito a reatividade devida ao atraso na conversão $^{238}\text{U} \rightarrow ^{239}\text{Pu}$ para o reator não ficar subcrítico nos primeiros 10 dias de operação. Ressalva-se que aqui o combustível é U-TRU-Nd-Zr, onde o ^{143}Nd simula as TeRa do combustível reciclado pelo piropocesso. O reator começa no estado limpo, isto é, sem nenhum produto de fissão. As considerações para o cálculo são idênticas as discutidas durante a análise do primeiro ciclo.

Tabela 8.6: Composição do TRU e Pu no ciclo de equilíbrio, 300 MWe

Isótopo (i)	6,35				8,12				10,4	
	1,308	1,417	1,495	1,708	1,417	1,495	1,308	1,417	1,495	
φ _{av} (m ²) p _{id}										
Estrótipos* no TRU (% peso)										
Np-237	2,301	2,429	2,518	1,820	1,92	2,025	1,766	1,914	2,001	
Pu-238	2,657	2,699	2,715	2,566	2,629	2,676	2,658	2,781	2,815	
Pu-239	58,126	58,670	59,194	56,882	57,44	57,845	56,708	56,586	57,071	
Pu-240	29,235	28,837	28,462	30,087	29,649	29,332	30,122	30,041	29,667	
Pu-241	3,649	3,535	3,439	3,351	3,255	3,176	2,776	2,752	2,679	
Pu-242	1,701	1,583	1,493	1,98	1,875	1,791	1,937	1,904	1,822	
Am-241	1,518	1,522	1,517	2,239	2,239	2,24	2,972	2,998	2,985	
Am-242m	0,072	0,072	0,071	0,105	0,105	0,105	0,137	0,138	0,14	
Am-243	0,501	0,448	0,409	0,66	0,608	0,566	0,663	0,641	0,600	
Cm-242	0,009	0,008	0,008	0,002	0,002	0,002	0,0005	0,0005	0,0005	
Cm-243	0,006	0,006	0,005	0,006	0,006	0,006	0,005	0,005	0,005	
Cm-244	0,182	0,155	0,136	0,233	0,207	0,187	0,195	0,184	0,167	
Cm-245	0,039	0,032	0,026	0,056	0,049	0,043	0,050	0,047	0,042	
Cm-246	0,006	0,005	0,004	0,011	0,011	0,008	0,010	0,01	0,008	
Fracções* no Pu (% peso)										
Pu-238	2,786	2,832	2,849	2,705	2,777	2,822	2,822	2,956	2,993	
Pu-239	60,95	61,549	62,111	59,981	60,561	61,004	60,199	60,157	60,679	
Pu-240	30,655	30,251	29,865	31,715	31,261	30,935	31,976	31,936	31,542	
Pu-241	3,826	3,708	3,609	3,533	3,430	3,35	2,947	2,926	2,848	
Pu-242	1,783	1,661	1,567	2,087	1,976	1,889	2,056	2,025	1,937	

$$(*) \text{ Fração}_i = \frac{m_i}{\sum m_i} \times 100$$

Tabela 8.7: Composição do TRU de equilíbrio para o ILR

Isótopo	% peso	Isótopo	% peso
Np-237	1,79	Am-242m	0,10
Pu-238	2,49	Am-243	0,65
Pu-239	57,12	Cm-242	0,01
Pu-240	30,05	Cm-243	0,01
Pu-241	3,32	Cm 244	0,23
Pu 242	1,95	Cm-245	0,06
Am-241	2,22	Cm-246	0,01

Dado que o Pu é o elemento mais importante no TRU, a taxa de inchamento da liga U-TRU-Nd-Zr foi assumida ser igual a da liga U-Pu-Zr. Também, os combustíveis com diferentes enriquecimentos incharão com taxas diferentes. Nos cálculos, foi considerado a média dos inchamentos. Tanto a altura nominal como as concentrações foram corrigidas no início do ciclo para levar em conta o inchamento axial.

Após o estabelecimento dos enriquecimentos os reatores foram queimados até o fim do ciclo. Com as concentrações obtidas deste cálculo foram avaliados os parâmetros de interesse no início e fim do ciclo de equilíbrio.

Os resultados dos cálculos do ciclo de equilíbrio estão sumariados nas Tabelas 8.8 a 8.10. Em seguida são discutidos os pontos mais importantes.

8.6.1 Reatividade de queima e β_{ef}

O valor de β_{ef} é menor que no ciclo inicial, cerca de metade como pode ser visto nas tabelas, e reflete a diferença entre o combustível do primeiro ciclo, urânio enriquecido, e do ciclo de equilíbrio, TRU. No primeiro ciclo o principal físsil é o ^{235}U que apresenta uma fração de precursores de nêutrons atrasados (β_i) de $\sim 6,8 \times 10^{-3}$. No ciclo de equilíbrio o principal físsil é o ^{239}Pu que apresenta uma β_i de $\sim 2,1 \times 10^{-3}$, portanto uma variação de 3:1. Também nenhum problema deve decorrer deste fato visto que no reator

rápido o período é, aproximadamente, igual ao do reator térmico para uma reatividade $< 0,9$ \$ [Waltar et al, 1981].

Como mencionado na análise do primeiro ciclo a diferença do combustível, U para Pu, acarreta um aumento significativo do η do núcleo o que melhora o seu desempenho neutrônico. As Tabelas 8.8 a 8.10 mostram exatamente isso, a perda de reatividade nos casos estudados diminuem, sensivelmente, relativamente ao primeiro ciclo.

A reatividade de transmutação diminui com o aumento do diâmetro da vareta e aumenta com o aumento da razão p/d. A reatividade devido ao inchamento é aproximadamente 50 % menor que aquela obtida no primeiro ciclo, resultado do menor inchamento da liga U-Pu-Zr.

A reatividade devido ao inchamento tem sua origem no fenômeno de queima e deve ser considerada no acidente TOP, porque requer que seja compensada com um aumento do enriquecimento para prover uma reatividade positiva igual. Neste caso, está sendo assumido que o reator opera a plena potência por todo o ciclo operacional programado. Os valores apresentados nas Tabelas 8.8 a 8.10 não são menores que β_{ef} e o objetivo para a reatividade de queima não será conseguido. Porém há uma estratégia possível para contornar este problema que será discutida em seguida.

A reatividade de transmutação foi calculada como diferença entre o valor de k_{ef} ajustado inicialmente e o k_{ef} no final do ciclo. Em alguns casos, no final do ciclo havia um excesso de reatividade disponível. Isto significa que houve um ganho de reatividade durante a queima, maior que o excesso inicial, o que resultou os valores positivos mostrados nas tabelas. Nestes casos, o excesso de reatividade inicial foi somente o necessário para cobrir o atraso da conversão $^{238}\text{U} \rightarrow ^{239}\text{Pu}$, ou seja, dezenas de pcm. Um caso deste tipo, 900 MWe, $\phi = 6,35$ mm e p/d de 1,308, está mostrado na Figura 8.12 que apresenta a evolução do k_{ef} em função do tempo de queima. O excesso inicial ajustado é 125 pcm, nos primeiros 10 dias a reatividade chega próximo de zero e volta aumentar até ~200 pcm em 250 dias, após o que diminui para 142 pcm em 400 dias. Observando a razão de conversão deste caso, nota-se que ela é de 0,96.

Tabela 8.8: Resultados para o ciclo de equilíbrio, 300 MWe

Ciclo	(DPP) ⁺	400	700	1100
Diâmetro da vareta	(mm)	6,35	8,12	10,4
Razão passo/diâmetro	(p/d)	1,417	1,417	1,417
Enriquecimento E1/E2*	(% peso)	1,308	1,308	1,308
Reatividade de queima	(%Δk)	16,59/25,38	17,78/27,22	18,72/28,61
Transmutação		-2,527	-3,129	-3,510
Inchamento		-0,866	-0,799	-0,752
β - efetivo	(10 ⁻³)	3,82/3,81**	3,69/3,69	3,60/3,61
Razão de Conversão	(RC)	0,76/0,78	0,71/0,74	0,68/0,71
Razão de Regeneração	(RR)	0,93/0,94	0,87/0,89	0,83/0,85
Queimas - Média/Pico	(MWd/kg)	92,9/130,8	92,5/129,0	92,4/128,1
Núcleo interno		86,7/133,5	87,4/133,9	87,7/133,8
Núcleo externo		3,7/8,8	3,3/8,2	3,1/7,7
Envolução radial		4,53	4,23	4,03
Fluência rápida de pico	(10 ²³ n/cm ²)	3,36	3,17	3,02
Núcleo interno		6,22/6,63	5,81/6,21	5,54/5,92
Núcleo externo		4,49/4,56	4,22/4,34	4,03/4,17
Fluxo de Pico	(10 ¹⁵ n/cm ² s)	-2,28	-2,23	-2,16
Efeitos de temperatura		-1,99	-2,18	-2,32
Doppler (CD = Tdk/dT)	(10 ⁻³)	51,8/53,2	51,8/52,9	51,9/52,9
Expansões (Δk/ΔT)	(10 ⁻⁵)	46,5/43,9	46,6/44,4	46,6/44,6
Frações da potência	(%)	1,54/1,48	1,54/1,45	1,53/1,45
Núcleo interno		1,75/1,68	1,88/1,79	1,98/1,88
Núcleo externo		1,67/1,59	1,79/1,7	1,88/1,78
Fator de pico	(t)	58,2/58,3	62,3/62,7	65,6/66,1
Massas - Núcleo	(kg)	0/45	0/43	0/41
TRU		1,75/1,68	1,88/1,79	1,98/1,88
Pu		1,67/1,59	1,79/1,7	1,88/1,78
MA		58,2/58,3	62,3/62,7	65,6/66,1
Massa - Envolução Pu	(kg)	0/45	0/43	0/41
		16,59/25,38	17,78/27,22	18,72/28,61
		15,11/21,72	16,42/23,64	17,37/25,00
		14,07/19,09	15,39/20,72	16,40/22,01
		-0,018	-2,392	-2,996
		-0,619	-0,665	-0,626
		4,01/3,92	3,77/3,75	3,67/3,66
		0,97/0,95	0,80/0,82	0,76/0,78
		1,14/1,09	0,96/0,96	0,91/0,93
		100,8/141,1	101,7/140,6	101,2/138,6
		84,2/132,0	91,2/140,5	91,9/140,9
		2,9/9,0	3,3/9,0	3,0/8,5
		5,47	4,88	4,61
		4,19	3,76	3,59
		2,62/2,99	3,79/4,15	3,58/3,92
		2,16/2,05	2,93/2,94	2,78/2,83
		-2,76	-2,51	-2,44
		-1,36	-1,83	-1,97
		53,0/57,4	52,5/54,7	52,5/54,4
		45,8/40,4	46,2/42,8	46,3/43,3
		1,52/1,62	1,52/1,50	1,52/1,47
		3,72/3,66	2,74/2,63	2,9/2,77
		3,53/3,47	2,60/2,49	2,75/2,62
		123,4/132,0	90,8/93,7	96,1/99,4
		0/116	0/74	0/72
		4,07/3,96	4,07/3,96	4,32/4,17
		3,86/3,75	3,86/3,75	4,1/3,95
		134,8/144,8	134,8/144,8	143,1/154,1
		0/111	0/111	0/108

(+) DPP = Dias de Plena Potência; (*) Enriquecimento = TRU/(U+TRU); (**) 3,82/3,81 = Início do Ciclo/Fim do Ciclo

Tabela 8.9: Resultados para o ciclo de equilíbrio, 900 MWe

Ciclo	(DPP) ⁺	400	700	1100
Diâmetro da vareta	(mm)	6,35	8,12	10,4
Razão passo/diâmetro	(p/d)	1,417	1,417	1,417
Enriquecimento E1/E2*	(% peso)	1,308	1,308	1,308
Reatividade de queima	(%Δk)	14,37/19,37	15,61/20,89	16,56/22,10
Transmutação		+0,017	-1,152	-1,868
Inchamento		-0,626	-0,580	-0,544
β - efetivo	(10 ⁻³)	3,92/3,85**	3,78 / 3,73	3,68 / 3,65
Razão de Conversão	(RC)	0,96 / 0,94	0,89 / 0,89	0,85 / 0,85
Razão de Regeneração	(RR)	1,06 / 1,02	0,98 / 0,97	0,93 / 0,93
Queimas - Média/Pico	(MWd/kg)	98,1/138,5	97,5/135,7	96,9/133,5
Núcleo interno		80,3/129,7	81,2/129,9	81,8/129,9
Núcleo externo		3,2/7,5	3,0/6,9	2,7/6,6
Envoltório radial		5,24	4,83	4,55
Fluência rápida de pico	(10 ²³ n/cm ²)	4,02	3,78	3,60
Núcleo interno		6,98/8,16	6,49/7,46	6,13/7,00
Núcleo externo		5,76/5,45	5,36/5,20	5,08/5,00
Fluxo de Pico	(10 ¹⁵ n/cm ² s)	2,80	-2,70	-2,63
Núcleo interno		-1,31	-1,45	-1,57
Núcleo externo		54,6/59,5	54,7/58,6	54,7/58,14
Efeitos de temperatura		44,6/39,1	44,6/40,1	44,6/40,67
Doppler (CD = Tdk/dT)	(10 ⁻³)	1,54/1,67	1,53/1,61	1,52/1,57
Expansões (Δk/ΔT)	(10 ⁻⁵)	4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
Frações da potência	(%)	4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
Núcleo interno		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
Núcleo externo		0,74	0,71	0,68
Fator de pico		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
Massas - Núcleo	(t)	4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
TRU		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
Pu	(t)	0,74	0,71	0,68
MA	(kg)	4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
Massa - Envoltório Pu	(kg)	4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68
		4,29/4,23	4,64/4,53	4,92/4,77
		4,07/4,02	4,41/4,3	4,67/4,53
		142,2/141,5	153,9/153,6	163,2/163,3
		0,74	0,71	0,68

Este comportamento possibilita o uso de uma estratégia para amenizar o problema do inchamento. O ganho em reatividade durante a queima pode ser usado para compensar a reatividade necessária para este fenômeno. Então, como a reatividade de queima é a soma das duas reatividades, transmutação e inchamento, o objetivo para a reatividade de queima, $\Delta k_{\text{queima}} < \beta_{\text{ef}}$ pode ser conseguido. Isto significa que a reatividade do inchamento não precisa ser compensada totalmente com enriquecimento no início do ciclo, o que resulta em um enriquecimento inicial menor e a RC pode ser ainda melhor.

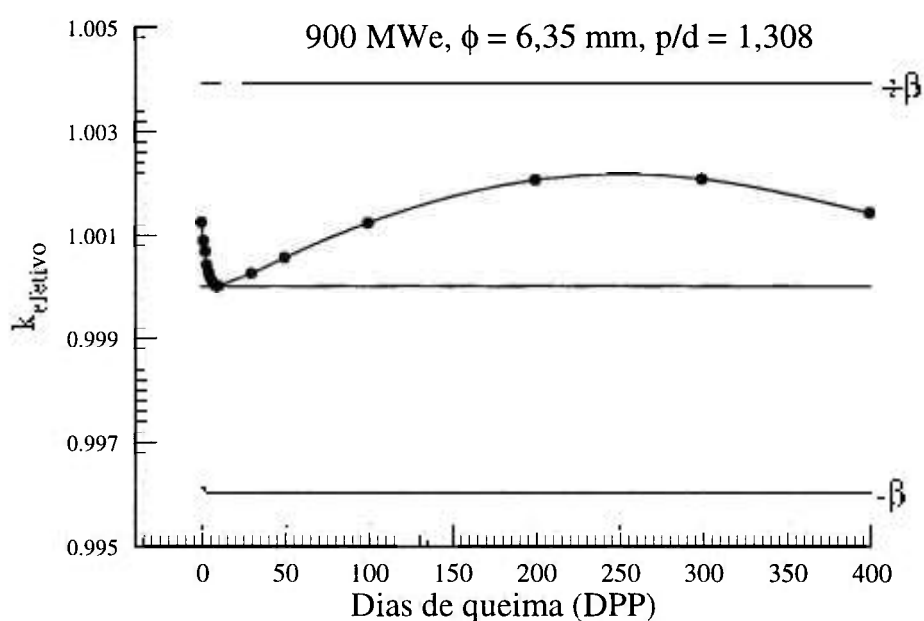


Figura 8.12 - Variação de k_{efetivo} em função dos dias de queima à plena potência

Usando esta estratégia, o excesso de reatividade inicial tem um mínimo que deverá estar disponível no núcleo do reator carregado com combustível metálico. Este valor mínimo é dado por:

$$\Delta\rho_{\text{mínimo}} = \Delta\rho(^{239}\text{Np}) + \Delta\rho^*(\text{inchamento}) + \Delta\rho(\text{incertezas}), \quad (8.9)$$

onde $\Delta\rho(^{239}\text{Np})$ é a reatividade devido ao atraso na conversão $\text{U} \rightarrow \text{Pu}$; $\Delta\rho^*(\text{inchamento})$ é a reatividade resultante do inchamento axial, que deve ser compensada com um aumento do enriquecimento, mas que está restrita ao valor necessário até que o ganho em reatividade, devido a conversão interna, consiga compensar a reatividade do inchamento subsequente; e $\Delta\rho(\text{incertezas})$ é a reatividade devida as incertezas que não deve passar de algumas

dezenas de pcm's [Wade et al, 1988c] no ciclo de equilíbrio. Caso este excesso não seja providenciado, o reator poderá ficar subcrítico antes que o ganho de reatividade sustente a queima do núcleo.

Neste caso, para se escolher a reatividade base para o acidente TOP deve-se observar qual reatividade é maior: a reatividade de queima calculada como a soma das reatividades de transmutação e inchamento, ou o excesso inicial, $\Delta\rho_{\text{mínimo}}$, necessário para não permitir que o núcleo fique subcrítico.

A variação da reatividade de queima, usando a estratégia estabelecida, em função da potência do reator, diâmetro da vareta e razão p/d , está apresentada nas Figuras 8.13 e 8.14. Nestas figuras também está mostrado o intervalo $(-\beta_{\text{ef}} - 0)$, em alguns casos o ganho em reatividade supera este intervalo. Não é desejável que o reator apresente um ganho de reatividade ao final do ciclo e, sim que ela seja nula para evitar complicações no gerenciamento dos movimentos dos bancos de controle e durante o recarregamento.

Existe um intervalo nos parâmetros geométricos avaliados onde o requisito $\Delta k_{\text{queima}} < \beta_{\text{ef}}$ é satisfeito, ver Figuras 8.13 e 8.14. Fixando a razão p/d em 1,308, tem-se que este objetivo é obtido para potências maiores que ~1000, 700 e 380 MWe com varetas de 6,35; 8,12 e 10,4 mm, respectivamente. Já para $p/d = 1,495$ não é possível atingir este objetivo. Portanto, destes resultados, pode-se concluir que vareta mais grossa e razão p/d menor são melhores.

As altas taxas de conversão interna dos reatores com $\Delta k_{\text{queima}} < \beta_{\text{ef}}$, mostradas nas tabelas, indicam que, talvez, o combustível descarregado possa ser simplesmente limpo de produtos de fissão e não necessite de adição de material físsil para se obter o excesso de reatividade para o próximo ciclo. O volume de combustível pode ser completado com U exaurido. Isto significa que se não for necessário gerar Pu para outro reator, o envoltório pode ser substituído por refletor ou usado para outros fins. Em outras palavras, o núcleo ativo é auto-sustentável.

Outra possibilidade com os núcleos que ganham reatividade durante o ciclo é o seu uso em ciclo de queima longo, 10 anos ou mais, como discutido em várias referências [Greenspan et al, 1998, 2000; Sekimoto et al, 1995]. Este tipo de núcleo é

atrativo para ser colocado em regiões remotas onde o recarregamento freqüente do núcleo pode ser um problema. Neste caso, a taxa de queima por dia pode ser pequena o suficiente para o reator operar por vários anos. No Brasil, a região Amazônica pode ser um lugar para a colocação deste tipo de reator.

8.6.2 Enriquecimento e massas de TRU e MA

A Figura 8.15 apresenta o comportamento do enriquecimento externo em função da potência do reator e diâmetro da vareta para cada razão p/d. Para potências pequenas e varetas finas este enriquecimento pode exceder 20 % em peso de TRU. Dependendo da escolha da vareta, potência e razão p/d pode ser que seja necessário tolerar enriquecimento maior que este valor.

As massas de TRU, Pu e MA estão apresentadas nas Tabelas 8.8 a 8.10. Fixando uma potência de reator o inventário de TRU total aumenta com o aumento do diâmetro da vareta e da razão p/d. Nos aspectos de custos isto é uma penalização, uma massa maior de combustível implicará em uma necessidade de maior capacidade de processamento das instalações do ciclo de combustível e dos dispositivos de transporte e armazenamento temporário. Também, o circuito primário será radialmente maior e o custo das instalações do reator aumentará. Portanto, deste ponto de vista, varetas mais finas e razões p/d menores, são preferíveis.

A Figura 8.16 mostra a variação da massa inicial e final de MA, no ciclo de equilíbrio, como função da potência do reator, diâmetro da vareta e razão p/d. A massa aumenta com o diâmetro da vareta e razão p/d, resultado do maior enriquecimento. Um dado importante mostrado nesta figura é a diferença entre as massas iniciais e finais destes elementos. O espectro mais duro favorece a queima dos MA visto que, em geral, a razão σ_c/σ_f diminui com o aumento da energia para estes elementos. Isto está mostrado nesta figura, núcleos menores com varetas mais finas e menores razão p/d apresentam uma evolução negativa ou constante destes elementos. Isto é uma comprovação de que este conceito pode queimar os núclídeos mais problemáticos do combustível. Portanto do ponto de vista do acúmulo de MA, menor potência e razão p/d é mais favorável.

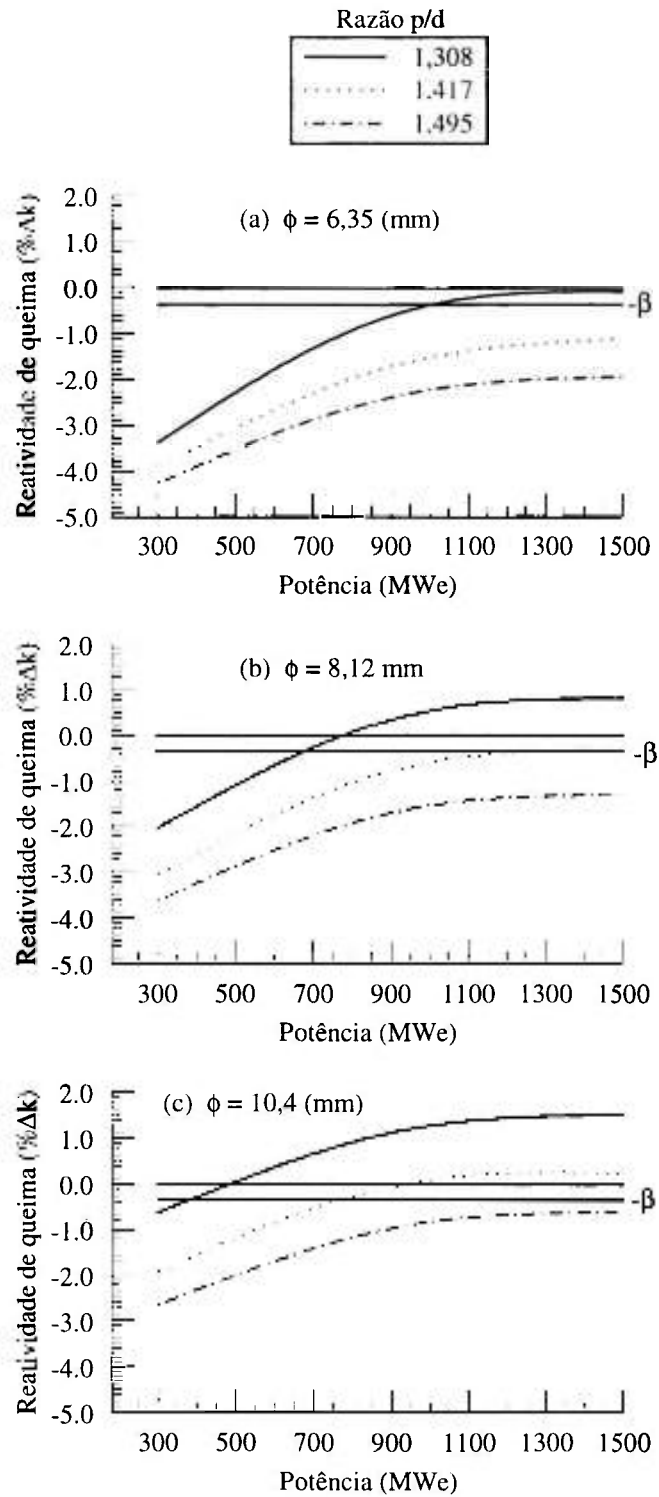


Figura 8.13 - Reatividade de queima em função da potência do reator e razão p/d, por diâmetro de vareta.

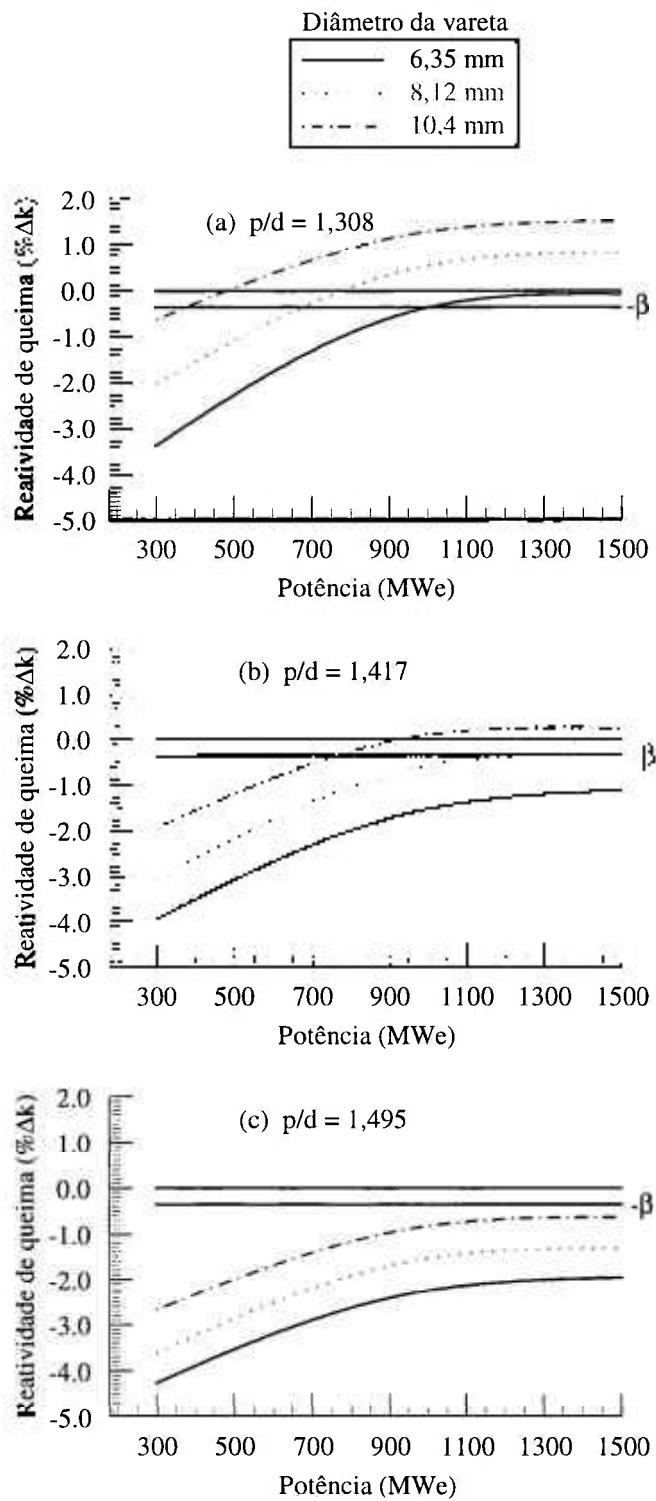


Figura 8.14 - Reatividade de queima em função da potência do reator e diâmetro de vareta, por razão p/d .

A Figura 8.17 mostra a variação da fração de MA no combustível como função da potência do reator, diâmetro da vareta e razão p/d. Atualmente, esta fração tem sido objeto de estudo em concepções de reatores para queima de actinídeos. Nestes estudos a fração máxima de MA homogeneizada no combustível se situa no intervalo 2 a 5 % em peso [Sasahara et al, 1993]. Este valor pequeno é determinado por dois motivos: (a) a presença do MA no combustível aumenta a reatividade de vazios no refrigerante; e (b) uma fração maior que esta pode trazer problemas nos manuseios do feixe devido a necessidade de se retirar o calor de decaimento destes elementos. Nos casos aqui estudados, a Figura 8.17 mostra que esta fração não passa de ~1 % no pior caso, uma fração cinco vezes menor que o limite máximo estudado. Portanto, não deverá ocorrer nenhum problema no manuseio destes feixes fora do núcleo. O aumento desta fração no final do ciclo deve-se mais a queima do Pu do que a formação de MA propriamente.

8.6.3 Fluência rápida

As Tabelas 8.8 a 8.10 mostram o pico da fluência rápida, $\Phi > 0,1$ MeV, para a queima média em torno de 100 MWd/kg. Os valores obtidos são altos e somente a vareta com diâmetro de 6,35 mm e potência da ordem de 300 MWe tem este parâmetro próximo do limite de $4,0 \times 10^{23}$ (n/cm²). Comparando-se os valores do primeiro ciclo com os deste ciclo observa-se que houve um aumento considerável. Fixando a razão p/d em 1,308 e $\phi = 6,35$ mm o aumento foi de ~20 – 28 % para potências entre 300 - 1500 MWe; para $\phi = 10,4$ mm os aumentos são de ~23 – 38 % neste intervalo de potência. Este aumento reflete a mudança de combustível U-Zr \rightarrow U-TRU-Zr.

Um dos motivos para o aumento é a diferença entre as seções de choque de fissão dos dois elementos mais importantes em cada ciclo, ²³⁵U e ²³⁹Pu. Os valores desta seção de choque no espectro de reator rápido são: $\sigma_f^{235} = 1,778$ e $\sigma_f^{239} = 1,752$ (barn). A seção de choque do ²³⁵U é ~1,5 % maior que a do ²³⁹Pu. Além disso, o espectro de fissão do ²³⁹Pu é mais duro que o do ²³⁵U e o η do TRU é maior que o do ²³⁵U, resultando em um menor inventário de físsil. Considerando uma mesma potência (P) do reator dado por: $P = E_{rec}\Phi\Sigma_f$, e que a energia recuperada em fissão, E_{rec} , é aproximadamente igual, o fluxo (Φ) de nêutrons no ciclo de equilíbrio tem que ser maior, como mostram as tabelas, para compensar a menor $\Sigma_f = N\sigma_f$.

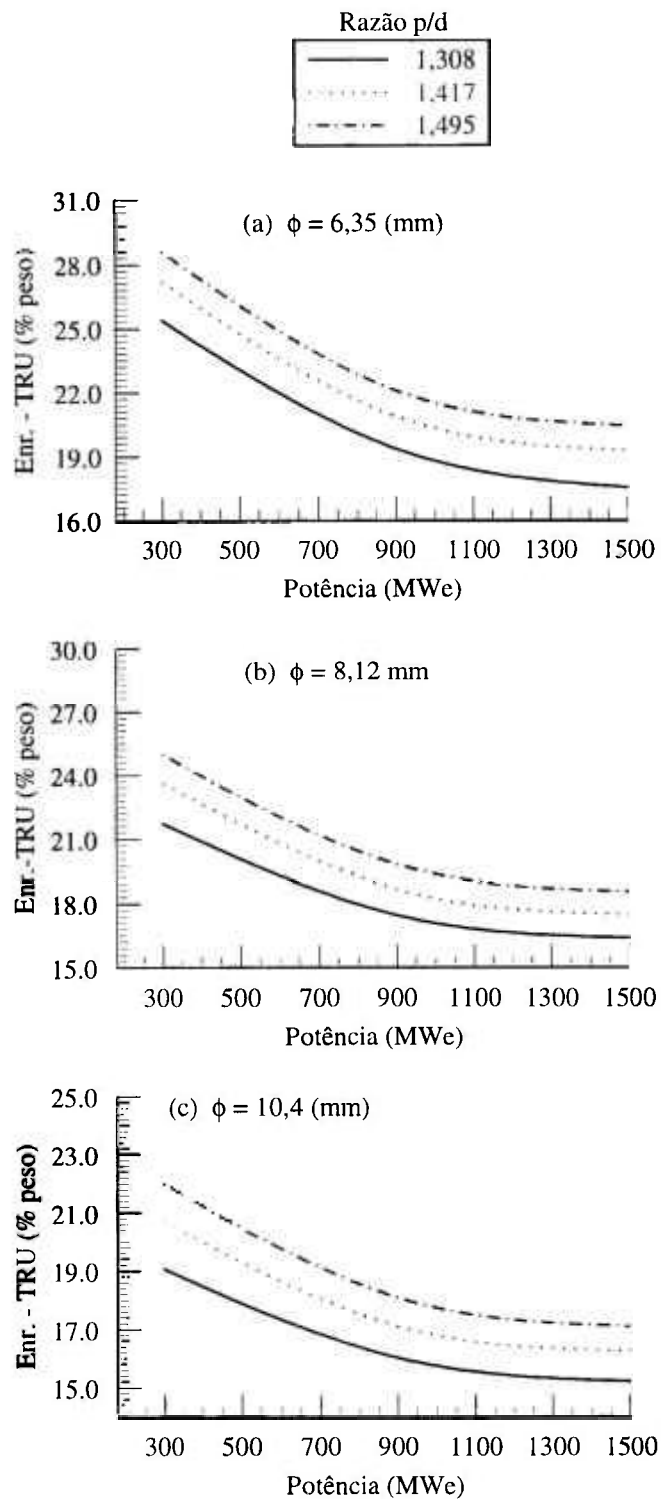


Figura 8.15 - Enriquecimento externo de TRU versus potência do reator e razão p/d, por diâmetro de vareta.

Outro ponto, neste ciclo houve um desbalanceamento das potências geradas no início e fim do ciclo relativamente ao primeiro ciclo. No primeiro ciclo estes valores mudam pouco entre o início e fim do ciclo, em todos os núcleos. No ciclo de equilíbrio esta mudança é maior, sendo que no final do ciclo a contribuição do núcleo interno é muito mais significativa que a do núcleo externo. Isto também é mostrado pela mudança do fator de pico que se deteriora. Estas diferenças são um indicação de que o núcleo externo precisa ser redimensionado para melhorar a sua conversão interna. Isto pode ter conseqüências na fluência no sentido de diminuí-la.

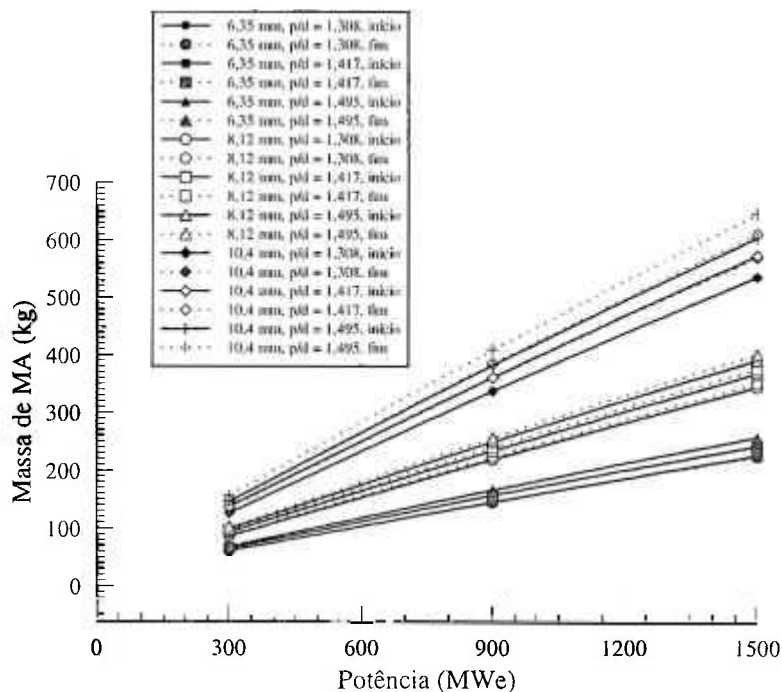


Figura 8.16 - Massa de MA em função da potência do reator, diâmetro da vareta e razão p/d, no início e fim do ciclo de equilíbrio.

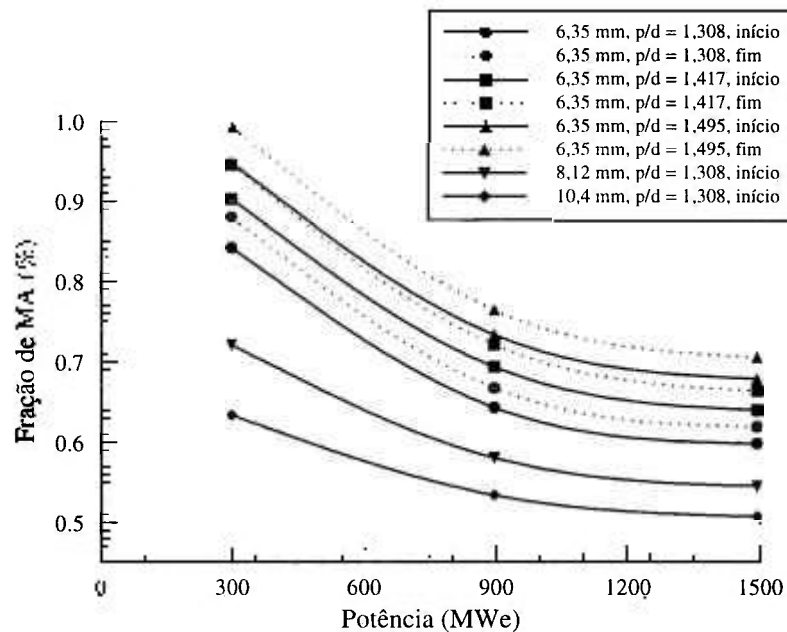


Figura 8.17 - Fração de MA em função da potência do reator, diâmetro da vareta e razão p/d no início e fim do ciclo de equilíbrio.

Neste estudo não foi feita otimização de qualquer natureza e embora a fluência seja elevada existe uma série de possibilidades para diminuí-la. Os valores de pico apresentados são valores localizados no centro do núcleo. Como o recarregamento é feito em lotes, duas maneiras de contornar este problema são: (a) retirar estes feixes em um tempo menor para que o limite não seja atingido; (b) deslocar estes feixes para posições de queima mais baixas, devidamente escolhidas, durante os recarregamentos. Estas questões são típicas da análise do recarregamento e envolvem também análise de custos e são abordadas, normalmente, com um projeto mais bem definido. Estas análises não estão inseridas no escopo deste trabalho.

Outras possibilidades para melhorar a fluência são: aumentar o número de enriquecimentos na direção axial; adotar uma estratégia de manuseio dos feixes de controle com este objetivo ou, por último, a diminuição da queima do combustível. Estas questões devem ser objeto de estudos na fase de otimização e requerem análises de custos para uma decisão.

Portanto, a escolha do núcleo para o ILR nesta fase não terá a fluência como critério limitante, mas seu comportamento com as diferentes variações geométricas e

potências será uma orientação. Neste aspecto, varetas mais finas, potências menores e razões p/d maiores são melhores.

8.6.4 Efeito Doppler e reatividade de vazios no chumbo

Este efeito foi calculado como descrito na análise do primeiro ciclo. Ele é pequeno como no primeiro ciclo. Nenhum problema deve resultar deste fato visto que o valor para o ciclo de equilíbrio está consistente com os valores dos reatores rápidos reais. Além disso, o acidente TOP estará muito amenizado devido a baixa reatividade de queima.

O cálculo da RVPb foi feito da mesma maneira que na análise do primeiro ciclo. Todas as seções de choque foram recalculadas nos casos perturbados para levar em conta o efeito do vazio. As reatividades foram obtidas como diferença entre os k_{ef} 's dos casos perturbado e referência. A perturbação foi a retirada do chumbo que flui nas regiões. A Tabela 8.11 sumaria os resultados para os esvaziamentos instantâneos das várias regiões do núcleo. A Figura 8.18 apresenta o comportamento da RVPb no início do ciclo e esvaziamentos no envoltório radial ou refletor axial. A Figura 8.19 mostra o comportamento RVPb no início e fim do ciclo de equilíbrio no caso do esvaziamento total do núcleo, refletor axial e envoltório radial.

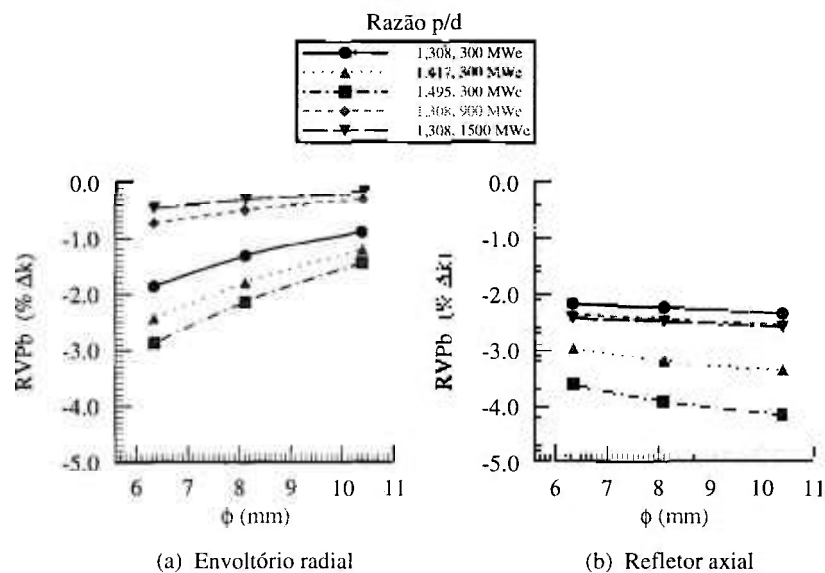


Figura 8.18 - Reatividade de vazios no chumbo por região em função do diâmetro da vareta, potência e razão p/d.

A comparação das Figuras 8.18a e 8.18b mostra um comportamento oposto para a reatividade de vazios introduzidos no envoltório radial e refletor axial. Esta diferença de comportamento é o resultado da alteração das fugas axial e radial de nêutrons, com o aumento do núcleo. Qualquer alteração nas dimensões do feixe que aumente o diâmetro do núcleo diminui a fuga radial e, como consequência, a RVPb do envoltório radial fica mais positiva devido a diminuição da fuga. Ao contrário, o aumento do diâmetro do núcleo aumenta a área de fuga axial e a própria fuga axial de nêutrons, dado que a altura é fixa, o que aumenta o seu componente de fuga, favorecendo a diminuição da RVPb. Os mesmos efeitos são observados para a variação da razão p/d , lembrando que o aumento da fração de volume do refrigerante amacia o espectro, diminuindo o componente.

A diferença de magnitude entre a reatividade introduzida nestas duas regiões é significativa para varetas grossas e razão p/d alta. Assim do ponto de vista da RVPb do refletor axial, varetas, grossa e alta p/d são favoráveis.

O comportamento da RVPb total do núcleo é igual àquele discutido no primeiro ciclo, isto pode ser visto na Figura 8.19. Os mesmos efeitos ocorrem com a variação do diâmetro da vareta, razão p/d e aumento da potência e aqui não serão repetidos. A RVPb total do núcleo é mais negativa com varetas mais finas e maiores razões p/d .

Um resultado interessante desta reatividade, com o esvaziamento do núcleo somente, é o seu comportamento para potências > 300 MWe. Nos reatores de 900 e 1500 MWe esta reatividade aumenta com o aumento da razão p/d no início do ciclo. Isto é o oposto do que ocorre no primeiro ciclo e é consequência direta da maior quantidade de MA no combustível, ver Figura 8.16. Esta maior quantidade é o resultado do aumento do enriquecimento com o aumento da razão p/d . O η dos MA são altos, como mostra a Figura 8.6, e piora o componente espectral da RVPb dos núcleos maiores. Este parâmetro deve ser levado em conta na otimização das espessuras dos núcleos, interno e externo, visto que o menor enriquecimento médio do núcleo resulta em uma melhor RVPb.

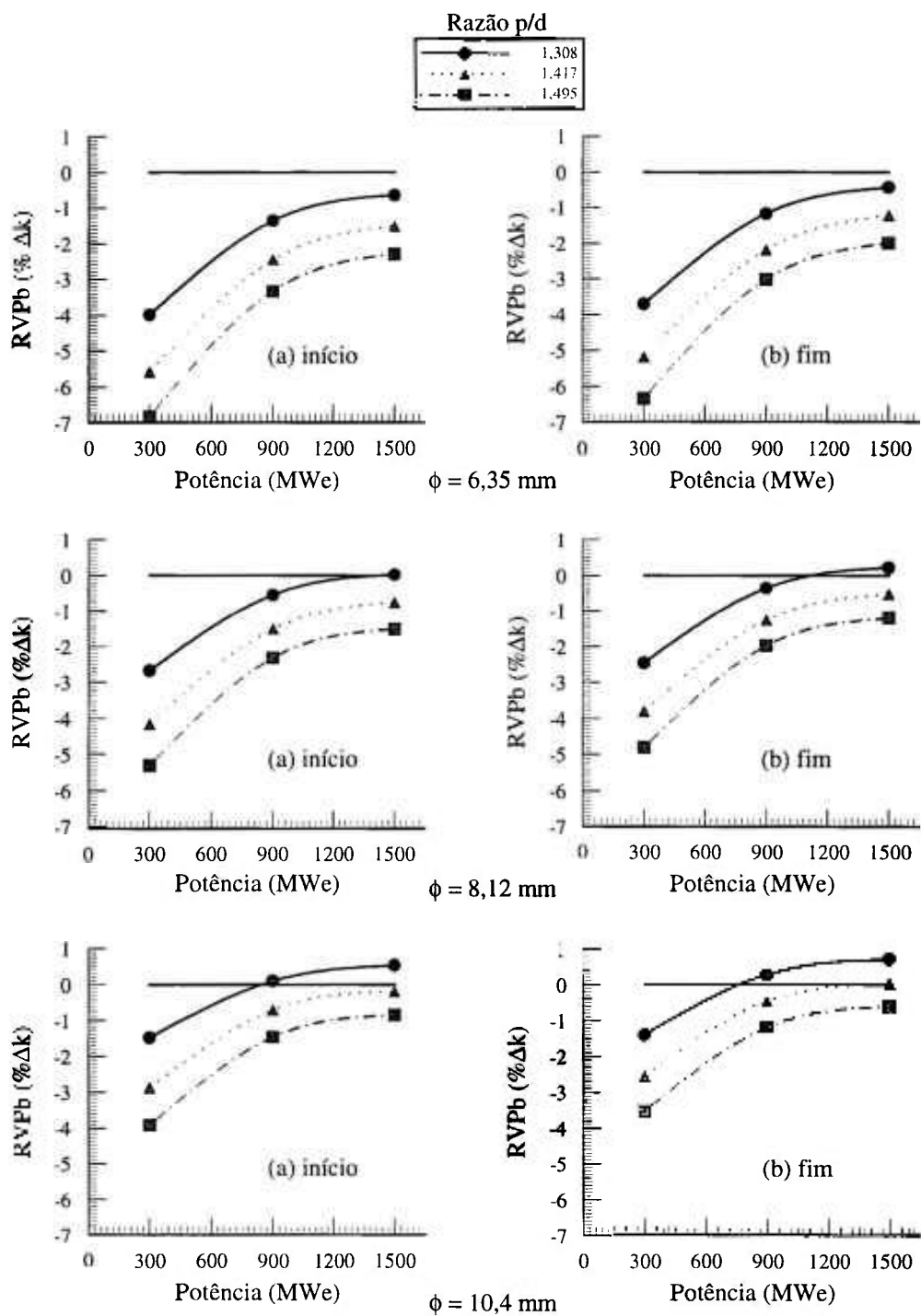


Figura 8.19 - Reatividade de vazios no chumbo no núcleo, no ciclo de equilíbrio, em função da potência e razão p/d, por diâmetro de vareta.

Tabela 8.11: Reatividade de vazios no chumbo, por região, no início e fim do ciclo de equilíbrio, % Δk

ϕ (mm)	6,35		8,12		10,4	
	1,308	1,417	1,308	1,417	1,308	1,417
Razão p/d						
Região	300 MWe					
Núcleo	-0,09/+0,06*	-0,30/-0,08	+0,87/+0,98	+0,80/+0,99	+0,71/+0,95	+1,74/+1,91
Envoltório radial	-1,87/-1,75	-2,44/-2,31	-1,32/-1,19	-1,80/-1,65	-2,14/-1,97	-1,22/-1,07
Refletor axial	-2,18/-2,16	-2,97/-2,93	-2,25/-2,26	-3,20/-3,17	-3,92/-3,82	-3,36/-3,34
Total	-4,00/-3,71	-5,59/-5,19	-2,69/-2,46	-4,16/-3,80	-5,31/-4,82	-2,88/-2,56
	900 MWe					
Núcleo	+1,75/+1,86	+1,85/+2,01	+2,42/+2,56	+2,69/+2,85	+2,80/+3,03	+3,37/+3,55
Envoltório radial	-0,73/-0,59	-0,98/-0,85	-0,50/-0,38	-0,66/-0,54	-0,76/-0,66	-0,42/-0,32
Refletor axial	-2,37/-2,41	-3,30/-3,32	-2,45/-2,52	-3,49/-3,53	-4,32/-4,32	-3,64/-3,69
Total	-1,37/-1,18	-2,46/-2,19	-0,55/-0,36	-1,52/-1,26	-2,32/-1,98	-0,72/-0,47
	1500 MWe					
Núcleo	+2,28/+2,43	+2,50/+2,69	+2,85/+3,01	+3,20/+3,40	+3,38/+3,61	+3,77/+3,95
Envoltório radial	-0,47/-0,35	-0,61/-0,51	-0,31/-0,20	-0,41/-0,28	-0,49/-0,39	-0,24/-0,16
Refletor axial	-2,43/-2,48	-3,38/-3,41	-2,50/-2,54	-3,56/-3,59	-4,40/-4,41	-3,70/-3,74
Total	-0,65/-0,43	-1,52/-1,22	+0,02/+0,23	-0,76/-0,52	-1,52/-1,21	-0,20/+0,02

(*) -0,09/+0,06 = Início do ciclo/Fim do ciclo

8.6.5 Síntese do núcleo para $\Delta k_{\text{queima}} < \beta_{\text{ef}}$

As análises e discussões feitas anteriormente tiveram o objetivo de obter valores de alguns parâmetros importante para orientar uma definição de um núcleo para o ILR que tenha $\Delta k_{\text{queima}} < \beta_{\text{ef}}$. O objetivo principal é amenizar os efeitos do acidente TOP.

Os resultados obtidos foram aqui organizados para a escolha da potência do núcleo, diâmetro da vareta e razão p/d. Estes resultados são sumariados de maneira qualitativa na Tabela 8.12, de modo que se tenha um panorama geral dos comportamentos dos parâmetros como função das variáveis em estudo. Confrontando este panorama com os requisitos desejáveis e observando possíveis correlações entre eles, será possível fazer uma escolha para as variáveis mencionadas.

A Tabela 8.12 apresenta os requisitos desejáveis dos parâmetros calculados e as tendências, de modo qualitativo, dos parâmetros avaliados, observadas nas análises, em função das variáveis em estudo. Também, mostra outros requisitos que embora não tenham sido discutidos com profundidade podem se usados para orientar estas escolhas. Em seguida são comentadas, sucintamente, as tendências e suas justificativas para alguns destes outros requisitos.

A dimensão do feixe deve ser compatível com os valores atuais dos projetos reais e, neste caso, o valor para o passo de feixe se situa em ~20 cm [IAEA, 1996a] para os reatores a sódio. No caso do reator a chumbo, BREST-300, o passo do feixe é ~15 cm [Orlov et al, 1994]. O limite de 20 cm parece ser razoável para o feixe do reator a chumbo também e este valor aqui será usado como um orientador. Um feixe maior deve gerar problemas no manuseio e requerer máquinas mais potentes visto que o chumbo é ~10 vezes mais pesado que o sódio. Portanto, as dimensões desejáveis para as variáveis são aquelas que diminuem o passo do feixe.

A segurança inerente e passiva do LMR carregado com combustível metálico foi provada para pequena potência, 20 MWe, com os testes reais do EBR-II. A extrapolação desses resultados para grandes potências foi discutida por Planchon [Planchon et al, 1987] que concluiu a aplicabilidade das conclusões desses testes, com uma “certa margem” em potências de até 1000 MWe. Portanto, a extrapolação dos resultados

dos testes reais com o EBR-II crescem em incertezas com o aumento da potência. Já uma razão p/d maior possibilita uma menor perda de carga no núcleo e uma maior taxa de circulação natural.

Embora a questão construção em série versus economia de escala não esteja ainda resolvida na área de reatores, algumas considerações podem ser feitas sobre isto. Um núcleo grande é mais difícil de ser construído em fábrica, dado que exigiria máquinas e instalações compatíveis. Um diâmetro de vareta maior é melhor nos aspectos de fabricação e controle e qualidade e o mesmo pode ser dito para a montagem do feixe com razão p/d maior.

O requisito, $\Delta k_{\text{queima}} < \beta_{\text{ef}}$, é melhor satisfeito por núcleos de potências maiores. No entanto, em todos os outros requisitos listados o núcleo maior é inconveniente. A Figura 8.13 mostra que é possível obter núcleos de porte médio, ~380 MWe, que satisfazem este requisito, desde que seja usada vareta grossa e razão p/d pequena. O desejável é ter núcleo com potência da ordem de 300 MWe que, talvez, possa ser fabricado, atende um mercado maior e apresenta baixa RVPb. Neste estudo, com as condições impostas para a operação do núcleo, o limite inferior para a potência, que satisfaz este requisito, é ~380 MWe, com $\phi = 10,4$ mm, razão p/d = 1,308 e recarregamento em 3 lotes. A tendência para o diâmetro da vareta e razão p/d é no sentido de diminuir estas variáveis.

Há uma possibilidade para diminuir o valor mínimo da potência, o uso de recarregamento em um número de lotes maior que três. Este aumento tem a vantagem de diminuir os enriquecimentos iniciais mas deve aumentar a fluência, além disso deve haver uma penalização nos custos visto que, para uma mesma queima, o reator é desligado mais vezes, o que significa que sua disponibilidade é menor.

As varetas com $\phi = 6,35; 8,12$ e $10,4$ mm necessitam de cerca de 400; 700 e 1100 dias de ciclo para uma queima de ~100 MWd/kg. No recarregamento em 4 lotes os ciclos são de: 300; 525 e 825 dias e em 5 lotes: 240; 420 e 660 dias. Com base nos resultados obtidos com recarregamento em 3 lotes, foi estimada a reatividade de queima para o recarregamento em 4 e 5 lotes e varetas de $8,12$ e $10,4$ mm. Estas estimativas,

mostradas na Figura 8.20, indicam que com recarregamento em 5 lotes é possível uma potência da ordem de 300 MWe para $\phi = 10,4$ mm.

Os trabalhos atuais em reatores refrigerados por chumbo adotam para o diâmetro da vareta valores em torno de 10 mm e uma razão p/d de $\sim 1,4$ [Greenspan et al, 2000; Orlov et al, 1994]. A Tabela 8.12 mostra que a vareta com diâmetro maior apresenta o pior desempenho em quase todos os requisitos listados, mas garante o melhor resultado para a reatividade de queima. Para este diâmetro de vareta e potência de 300 MWe, a RVPb ainda é negativa para o esvaziamento do núcleo todo, como pode ser visto na Figura 8.19. Considerando que será adotado um núcleo pequeno, a melhor tendência para as outras variáveis, diâmetro da vareta e razão p/d, é no sentido de diminuí-las.

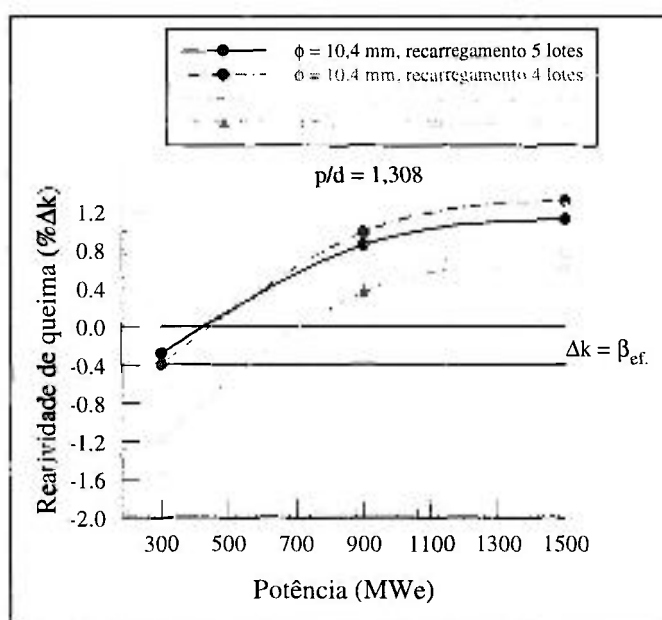


Figura 8.20 - Reatividade de queima em função da potência do reator, diâmetro da vareta e número de lotes do recarregamento no ciclo de equilíbrio.

Quanto a razão p/d, o menor valor é favorável para a maior parte dos requisitos resultando, também, na menor potência do núcleo para $\Delta k_{\text{queima}} < \beta_{\text{ef}}$. Então, admitindo-se o uso de uma vareta de 10 mm e uma razão p/d de 1,308 qual seria a potência para se obter $\Delta k_{\text{queima}} < \beta_{\text{ef}}$?

Tabela 8.12: Quadro resumo qualitativo das tendências das variáveis em estudo

Variáveis Requisitos desejáveis	Potência		Diâmetro da vareta		Razão p/d	
	Tendência	Justificativa	Tendência	Justificativa	Tendência	Justificativa
$\Delta k_{\text{química}} < \beta_{\text{ef}}$	Maior	RC ↑	Maior	RC ↑	Menor	RC ↑
Fluência $< 4 \times 10^{23}$ (n/cm ²)	Menor	Enriq. ↑	Menor	Enriq. ↑	Menor	Enriq. ↑
RVPb < 0	Menor	Enriq. ↑, Fuga ↑	Menor	Enriq. ↑	Maior	Espectro ↓
Doppler pequeno	Menor	Espectro ↑	Menor	Espectro ↑	Menor	Espectro ↑, Enriq. ↑
Massa de TRU e MA - pequena	Menor	--	Maior	Enriq. ↓	Menor	Enriq. ↓
Queima de MA	Menor	Espectro ↑	Menor	Espectro ↑	Menor	Espectro ↑
Dimensões do Feixe < 20 - 25 (cm)	-	-	Menor	Manuseio, peso	Menor	Manuseio, peso
Diâmetro do núcleo - pequeno	Menor	Circ. primário ↓	Menor	Circ. primário ↓	Menor	Circ. primário ↓
Segurança inerente e passiva	Menor	Incertezas, RVPb ↓, Doppler ↓	Menor	RVPb ↓, Doppler ↓	Maior	RVPb ↓, Doppler ↓, Circ. Nat. ↑
Inserção na rede elétrica	Menor	+ fácil	--	--	--	--
Inserção no mercado	Menor	\$ ↓	--	--	--	--
Fabricação	Menor	+ fácil	Maior	+ fácil	Maior	+ fácil
Custo	Menor	Constr. Série, modular	Menor	\$ ↓, Inventário comb. ↓	Menor	\$ ↓, Inventário comb. ↓

A resposta a esta pergunta está mostrada na Figura 8.21 que apresenta o valor de Δk_{queima} para esta vareta e razão p/d como função do número de lotes do recarregamento. Estes resultados foram obtidos por interpolação usando os valores calculados com recarregamento em 3 lotes. O β_{ef} adotado é $3,90 \times 10^{-3}$ que é o valor deste parâmetro para 300 MWe e $\phi = 10,4$ mm.

A potência do reator com vareta de 10,4 mm, $p/d = 1,308$, que se situava em torno de 380 MWe com recarregamento em 3 lotes, diminuí para ~ 300 MWe com recarregamento em 5 lotes. Um reator com vareta de $\phi = 10$ mm, $p/d = 1,308$, e recarregamento em 5 lotes tem seu limite inferior em ~ 320 MWe.

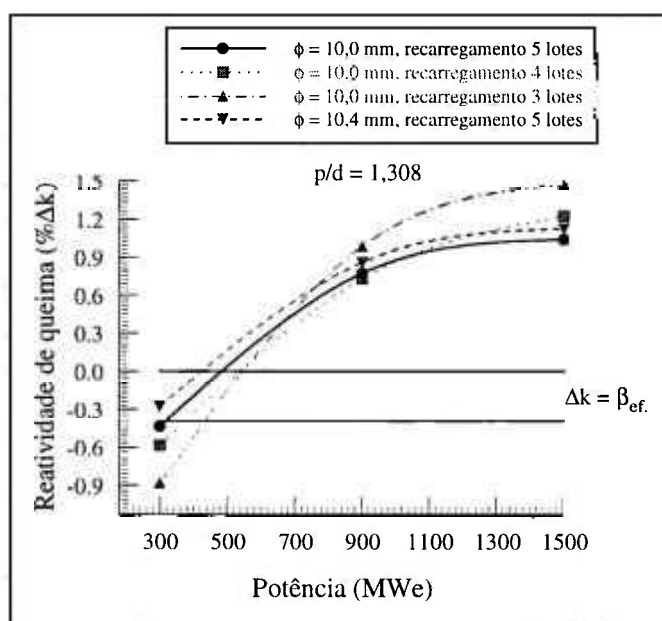


Figura 8.21 - Reatividade de queima para $\phi = 10$ mm, em função da potência do reator e do número de lotes do recarregamento.

Portanto, o objetivo para a reatividade de queima, $\Delta k_{\text{queima}} < \beta_{\text{ef}}$ pode ser conseguido usando-se um reator com potência da ordem de 350 MWe, $\phi = 10$ mm e razão $p/d = 1,308$, desde que o recarregamento seja feito em 5 lotes, o que resulta em um ciclo de 620 dias de queima a plena potência.

Estes valores não devem trazer problemas do ponto de vista termoidráulico, visto que o estudo foi baseado na experiência russa em reatores refrigerados por chumbo. Porém, a avaliação térmica da vareta deve ser feita quando do detalhamento do conceito e os limites térmicos devem ser verificados

8.6.6 Comentários e conclusões

Os resultados da análise do ciclo de equilíbrio mostraram que o reator rápido carregado com combustível metálico não terá uma $\Delta k_{\text{queima}} < \beta_{\text{ef}}$ no intervalo das variáveis em estudo, $300 \leq \text{Pot.} \leq 1500 \text{ MWe}$, $6,35 \leq \phi \leq 10,4 \text{ mm}$, $1,308 \leq p/d \leq 1,495$, se considerar que a reatividade do inchamento axial durante a queima deva ser compensada, inicialmente, com um aumento do enriquecimento.

A chave para permitir $\Delta k_{\text{queima}} < \beta_{\text{ef}}$ é usar a alta conversão interna do núcleo para compensar, em parte, a reatividade do inchamento axial. Com esta estratégia é possível obter um núcleo com potência de 350 MWe, com $\phi = 10 \text{ mm}$ e $p/d = 1,308$, que satisfaz este requisito.

Nesta estratégia uma questão que deve ser avaliada, cuidadosamente, é a evolução da reatividade de transmutação e a reatividade do inchamento. Como a primeira irá compensar a segunda é necessário uma simulação realística para verificar se estes efeitos ocorrem de maneira suave de tal forma que se compensem. Caso isto não ocorra, deve ser estabelecida uma estratégia de controle para o ajuste operacional da reatividade durante o ciclo de queima a fim manter a criticalidade.

Uma questão que pode ser analisada, e que já foi comentada anteriormente, é o aumento da DE. A alta densidade do combustível metálico diminui, efetivamente, devido a soma de três efeitos: uso de DE de 75 %; uso do Zr para melhorar as propriedades da liga combustível; e o inchamento axial. Esta superposição de efeitos resulta em uma densidade efetiva em operação quase tão baixa quanto a do combustível óxido o que elimina em parte a vantagem da alta densidade do metal. Uma maneira de melhorar esta característica é aumentar a DE.

O trabalho de Ogata [Ogata et al, 1996] indica que é possível aumentar a DE deste combustível para 80 % sem que a liberação dos gases de fissão seja afetada

significativamente. Portanto, cálculos com DE de 80 % são desejáveis para avaliar as implicações no projeto do núcleo. Três observações possíveis neste caso são: (a) para a vareta da ordem de 10 mm e mesma reatividade de queima, a potência do núcleo poderá ser menor o que é desejável; (b) se for mantida a mesma potência do núcleo e mesma reatividade de queima, o diâmetro da vareta poderá ser menor. A diminuição do diâmetro da vareta é um efeito altamente desejável, porque afeta diretamente as dimensões do núcleo e toda a cadeia do ciclo de combustível, o que significa diminuição de custos; e (c) diminuição do diâmetro da vareta e da potência do reator, o que seria ideal, porque abrange os itens (a) e (b) anteriores.

Todo o processo de otimização do ILR ainda precisa ser feito. Os valores definidos são referências para um processo de otimização. Várias questões ainda precisam ser verificadas e a potência do núcleo pode ainda sofrer ajustes. Considerando que será adotado um núcleo pequeno em potência, a tendência indicada para se otimizar o núcleo é diminuir tanto o diâmetro da vareta como a razão p/d .

9 ILR DE 350 MWe (ILR-350)

As análises anteriores mostraram que um núcleo com potência em torno de 300-350 MWe pode ter $\Delta k_{\text{queima}} < \beta_{\text{ef}}$. Neste capítulo serão projetados dois núcleos: um para o início da vida e outro para o ciclo de equilíbrio, com potência de 350 MWe que deve satisfazer o critério para a reatividade de queima no ciclo de equilíbrio.

9.1 Projeto do Feixe

Os resultados da análise do ciclo de equilíbrio indicaram que uma vareta com diâmetro de 10 mm e uma razão p/d de 1,308 satisfaz o requisito de queima para uma potência de ~350 MWe.

Atualmente, o passo do feixe em reator de potência está em torno de 20 cm. Esta variação, em função do número de varetas por feixe, está apresentada na Tabela 9.1. O feixe com 217 varetas apresenta um valor próximo de 20 cm, portanto este será o número de varetas adotado para o feixe do ILR.

Tabela 9.1: Passo e frações de volume do feixe para diferentes números de varetas, $\phi = 10$ mm, p/d = 1,308

# Varetas		169	217	271
Passo do feixe	(cm)	18,43	20,69	22,96
Frações de volume	(%)			
Combustível		32,30	32,90	33,37
Estrutura		20,34	19,79	19,33
Chumbo		47,36	47,31	47,30

9.2 Arranjo dos Feixes no Núcleo

Em um reator rápido os feixes de controle são projetados com redundância e diversidade. Tanto o projeto do feixe como a sua atuação devem ser tais que evitem o modo de falha comum. Aqui não será detalhado o projeto destes feixes, mas as considerações gerais para este projeto são comentadas em seguida.

Eles serão divididos em dois bancos: primário e secundário, e o feixe central que será usado como feixe de último desligamento. No valor do banco primário e secundário deve ser considerado o critério do feixe preso.

O banco primário tem o objetivo de fazer o controle operacional do reator e manter o núcleo com uma margem de desligamento no estado de recarregamento. O banco secundário não têm o objetivo de duplicar as funções do banco primário, mas de trazer o reator de qualquer estado para a condição pronto quente “hot standby”. Para evitar o modo de falha comum, estes bancos devem ter projetos de feixes e atuadores distintos.

O feixe do banco primário possui dois dutos hexagonais, um correndo dentro do outro. Os atuadores deste feixe devem permitir uma rápida introdução no núcleo em caso de acidente. Deve ser usado dispositivo que magnifica a expansão térmica do feixe, como o dispositivo ATHENA [Kußmaul, 1994], para aumentar a sua eficácia no caso de aumento da temperatura devido a transitórios não programados.

O feixe do banco secundário também possui dois dutos, sendo o externo hexagonal e o interno cilíndrico. A altura ativa deste feixe deve ser articulada para evitar que um encurvamento do duto externo impeça a sua introdução no núcleo. O tipo de atuador deste feixe deve ser distinto do feixe primário.

Os atuadores deste feixes podem ser baseados no ponto de Curie de materiais eletromagnéticos, devem usar a gravidade e podem ser assistidos por molas para melhorar a rápida introdução no núcleo

O feixe de último desligamento na realidade não é um feixe propriamente. No ILR será usada a posição central, de maior valor em reatividade, do

núcleo para este fim. Nesta posição será formado um leito fluidizado de bolas absorvedoras. Este leito deve ser projetado de maneira tal que durante a condição de recarregamento as bolas absorvedoras estarão na posição de máxima absorção. A elevação da vazão para operação normal formará o leito e deve ser estabelecida a vazão mínima para que as bolas estejam fora da zona ativa do núcleo. Qualquer evento que diminua a vazão faz com que as bolas voltem para uma posição mais efetiva. As bolas ficam retidas fora do núcleo por uma placa perfurada suportada por uma haste. Esta haste é acoplada a um dispositivo que usa uma liga magnética como atuador. Caso ocorra uma temperatura anormal, esta liga perde o magnetismo e a haste com a placa perfurada empurra as bolas para a posição de máxima efetividade, independente da vazão.

O cálculo do número de feixes de controle de cada tipo envolve uma série de cálculos em geometria hexagonal ou triangular (Δ -Z) que necessita de um valor preciso das frações de volume destes feixes. O objetivo aqui não é fazer estes cálculos mas ter uma estimativa aproximada deste número. Para isto foram usados cálculos anteriores de um reator similar de 1000 MWt refrigerado por sódio e carregado com U-Zr [Nascimento et al, 1990]. Nestes cálculos o valor em reatividade do feixe de controle para os enriquecimentos de ^{10}B de: 20; 50 e 90 % átomos, foi: 497, 868 e 1130 pcm, respectivamente.

Os requisitos de reatividade no primeiro ciclo e ciclo de equilíbrio estão mostrados na Tabela 9.2. Eles foram estimados dos resultados obtidos nas análises do primeiro ciclo e do ciclo de equilíbrio. Os efeitos de temperatura são o Doppler e as expansões. A reatividade de queima está considerando recarregamento em 5 lotes, como definido na síntese do núcleo para $\Delta k_{\text{queima}} < \beta_{\text{ef}}$. As incertezas são devidas aos dados nucleares e tolerâncias de fabricação. No ciclo de equilíbrio foi considerado uma reatividade de queima de ~ 1 \$.

As necessidades de reatividade dos bancos primários e secundário são dadas na Tabela 9.3. A falha de reatividade foi obtida adotando um enriquecimento de ^{10}B de 50 %. A escolha deste valor foi feita com base no excesso de reatividade, mostrado na Tabela 9.2, e nos valores em reatividade por feixe de controle mencionados anteriormente. Com uma reatividade de ~ 870 pcm por feixe de controle, $E_{\text{B}10} = 50$ %, no primeiro ciclo e

no ciclo de equilíbrio são necessários: 7,3 - 4,4 feixes no banco primário, e 2,6 - 2,8 no banco secundário, respectivamente. Devido as questões de simetria e necessidade de uma margem de desligamento, o número de feixes para cada banco, em cada ciclo, foi arredondado para os valores mostrados na Tabela 9.3.

Tabela 9.2: Requisitos de reatividade nos ciclos (pcm).

Reatividades	Primeiro ciclo	Ciclo de Equilíbrio
Temperatura	1434	1531
Queima	2529	400
Incertezas	1500	1000
Total	5463	2931

Tabela 9.3: Requisitos de reatividade de controle nos bancos primário e secundário nos ciclos analisados, (pcm).

Ciclos	Primeiro		Equilíbrio	
	primário	Secundário	primário	secundário
Combustível	5463	1434	2931	1531
Feixe preso	870	870	870	870
Total	6333	2304	3801	2401
# Feixes de controle	9	3	6	3

O enriquecimento de ^{10}B nas bolas absorvedoras deve ser alto como 90 %. O material absorvedor é o B_4C , encamisado com um material denso como, por exemplo, tungstênio.

O número total de feixes de combustível foi calculado como no Capítulo 7. A potência linear média é 200 W/cm e a altura ativa 100 cm. Considerando a eficiência de 44 % e as condições de simetria e arranjo, aproximadamente cilíndrico, o número total de feixes de combustível no núcleo é 186 no primeiro ciclo e 189 no ciclo de equilíbrio.

Outro tipo de feixe usado no núcleo do ILR é o denominado módulo de expansão de gás (MEG), que serve para proteger o núcleo do acidente de perda de vazão do refrigerante sem que o sistema de proteção da central desligue o reator.

Este dispositivo foi projetado pelo "Hanford Engineering Development Laboratory" dos EUA e foi testado no reator FFTF em várias condições de operação [Waldo et al, 1986; Burke et al 1987]. O MEG é um componente de concepção e atuação simples, ele foi projetado com base na filosofia de segurança inerente e passiva. Portanto, não requer nenhum componente ativo nem a intervenção de operadores, sendo capaz de desligar o reator se for adequadamente projetado.

Ele é um feixe com dimensões padrão composto somente do duto que é selado em sua parte superior e aberto na parte inferior. O volume interno do duto é usado para aprisionar o gás de cobertura, geralmente argônio, durante a sua inserção no reator, similarmente ao mergulharmos um copo com sua boca invertida na água.

O feixe é introduzido no reator em condições de recarregamento. À medida que o componente vai sendo mergulhado, o gás aprisionado é comprimido pela coluna de chumbo. Na condição de recarregamento, o nível do chumbo dentro do MEG deve estar alguns centímetros abaixo da altura ativa. Com o início da operação do reator, as bombas primárias começam a funcionar, a pressão na câmara inferior do núcleo aumenta e o nível do chumbo dentro deste feixe sobe. Em potência plena, o nível do chumbo dentro do MEG é determinado pelo equilíbrio hidráulico das pressões externa e interna. Na operação normal, o nível do chumbo dentro do feixe deve estar alguns centímetros acima da altura ativa. A Figura 9.1 mostra os níveis do chumbo dentro do MEG nas condições de recarregamento e operação normal.

O princípio de atuação deste dispositivo é a sua capacidade de sentir e reagir a qualquer variação da pressão externa na sua entrada, que é função direta da vazão. Um problema com as bombas primárias, que leve à redução da vazão, faz com que a pressão na entrada diminua. Então, o gás interno, que está com uma pressão maior, expande-se, empurrando o chumbo para baixo, deixando um vazio na extensão ativa do núcleo. O mesmo efeito ocorre se a temperatura do primário aumenta para valores anormais. Estes efeitos introduzem reatividade negativa.

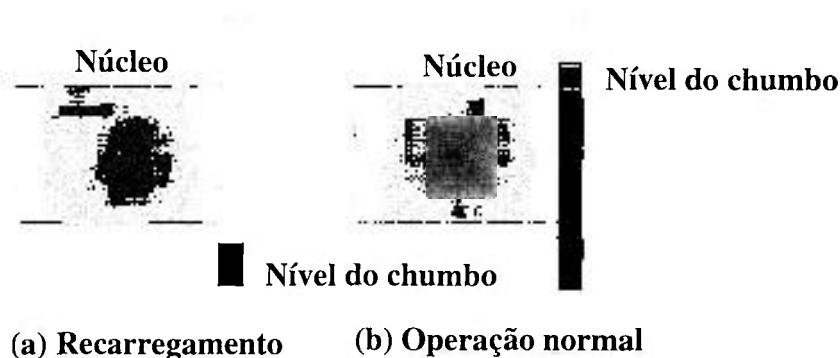


Figura 9.1 – Nível do chumbo no módulo de expansão de gás (MEG) nas condições de: recarregamento (a) e operação normal (b).

Do ponto de vista neutrônico o MEG atua na fuga de nêutrons do núcleo. Ele funciona como um refletor de nêutrons, caso o nível do chumbo esteja acima da parte ativa do núcleo, ou como um “poço” de nêutrons, caso o nível do chumbo esteja em uma posição intermediária ou abaixo da parte ativa do núcleo. Portanto, este dispositivo deve ser colocado em uma região do núcleo onde a fuga é importante, o que possibilita introduzir uma reatividade negativa que pode ser significativa. A efetividade e o grau de desligamento do reator é função da localização, número e posição relativa destes feixes e da geometria e dimensões do núcleo. Assim, a melhor localização para se colocar os MEGs é no primeiro anel de feixes adjacentes ao núcleo.

Os testes realizados no FFTF em condições reais de operação em 1986 demonstraram que ele é um componente efetivo para terminar o acidente LOF-WS em reatores rápidos. Confirmando-se as expectativas de alta confiabilidade deste dispositivo, este acidente poderá ser retirado da categoria de sério. Isto possibilita uma simplificação no sistema de controle e segurança da central, diminuindo custos. Além disso, este dispositivo contribui para melhorar a aceitação pública deste reator devido a sua boa segurança inerente. No ILR foram colocados doze MEGs que devem ser suficientes para introduzir uma reatividade negativa maior que 1 \$.

As análises do primeiro ciclo mostraram que o reator deve ser carregado o mais rápido possível com o plutônio gerado. A primeira recarga exigirá a maior

quantidade de Pu e as recargas subsequentes necessitam uma quantidade que é decrescente, como mostrado na Figura 8.11. No equilíbrio os resultados indicam que, talvez, não seja necessário gerar plutônio para o reator, visto que a conversão interna é suficiente. Portanto, optou-se por incluir dois anéis de feixes para o envoltório radial para suprir o Pu necessário inicialmente. Para completar o núcleo também foram estabelecidos dois anéis de blindagem de nêutrons e dois anéis de blindagem de gama. Cabe registrar que as especificações destes últimos tipos de feixes devem ser feitas com cálculos orientados para estes fins. Portanto, em uma fase de otimização, deverão ser realizados cálculos de gerenciamento de combustível, influência das espessuras destas regiões na reatividade do núcleo e cálculos de blindagem. A Figura 9.2 apresenta o arranjo do núcleo no primeiro ciclo e ciclo de equilíbrio para o ILR.

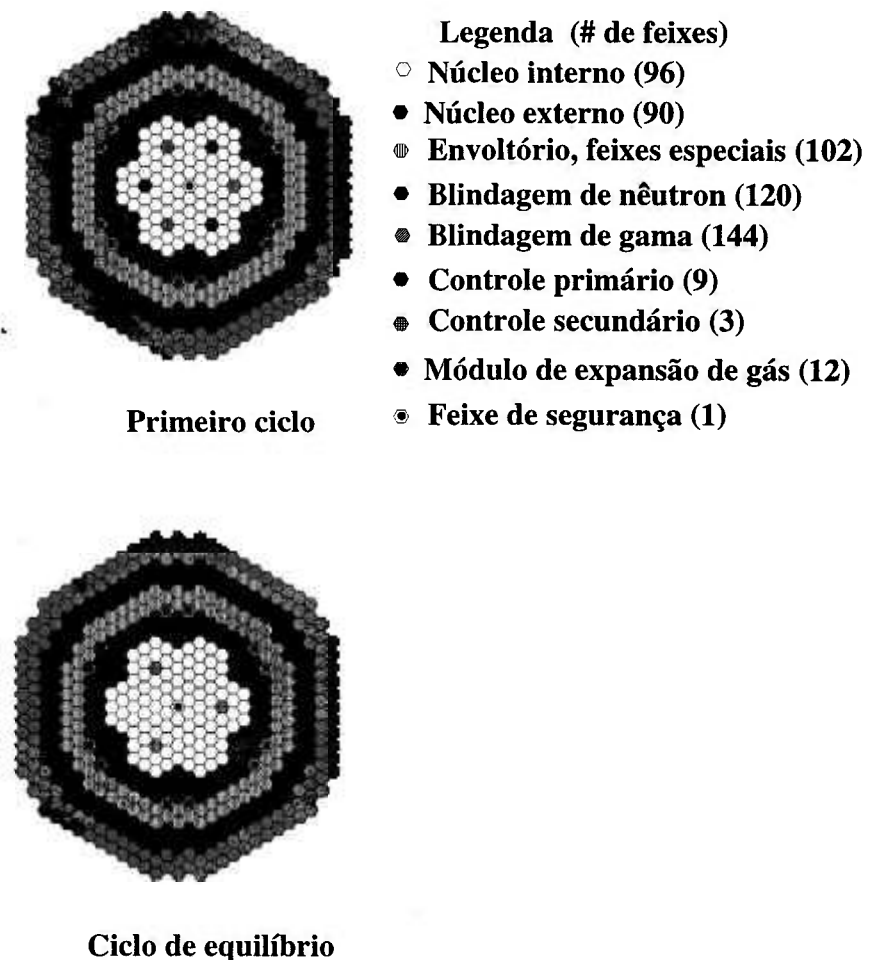


Figura 9.2 – Arranjos dos feixes no núcleo, primeiro ciclo e ciclo de equilíbrio.

As avaliações neutrônicas destes núcleos não serão aqui realizadas visto que os resultados obtidos anteriormente já possibilitam estimativas razoáveis do seu comportamento. Um indicador imediato são os valores obtidos para o caso 300 MWe, $\phi = 10,4$ mm e $p/d = 1,308$, visto que as frações de volume são próximas.

9.3 Eletrorefino de Uma Recarga do ILR-350

Como comentado no Capítulo 3 o reprocessamento do ILR será pelo piroprocesso, e o “coração” deste processo é uma célula de eletrorefino. É ilustrativo avaliar para o ILR-350 qual seria a quantidade de células de eletrorefino para preparar um recarregamento. Nawada [Nawada et al, 1996] fez uma análise deste tipo para o caso de um reator de 500 MWe, cujo balanço de massa está baseado no PFBR indiano.

Aqui será feito uma análise mais simplificada mas com o mesmo objetivo e será usada a mesma célula de eletrorefino de Nawada. Esta célula difere um pouco daquela apresentada no Capítulo 3 e tem um dimensionamento próprio para o caso indiano. Ela também trabalha com dois cátodos de cádmio líquido ao mesmo tempo.

Para esta análise foi feita uma estimativa das massas no núcleo do ILR-350 no início e fim do ciclo de equilíbrio. Esta estimativa foi baseada nos resultados obtidos nos cálculos do ciclo de equilíbrio anteriores. Os resultados para esta estimativa estão mostrados na Tabela 9.4.

Com o recarregamento em 5 lotes, a massa descarregada após cada ciclo de queima e a recarga necessária também estão dadas na Tabela 9.4. Para a descarga do envoltório foi considerado que o TRU obtido nesta região deve suprir aquele consumido no núcleo. Para um ciclo de queima foi queimado 50 kg de TRU, admitindo-se que será necessário repor esta massa para obter a reatividade para o próximo ciclo, pode-se estimar a quantidade de combustível do envoltório que tem que ser descarregada e reprocessada. Portanto, os valores das massas descarregadas do envoltório refletem esta necessidade.

Na célula de eletrorefino a massa descarregada sofre três processamentos distintos: (1) toda a massa é dissolvida anodicamente; (2) uma parte do urânio é recuperado

no cátodo sólido; e (3) a outra parte do urânio e todo o TRU é recuperado no cátodo de cádmio líquido. Assumindo uma taxa de recuperação destes materiais de 100 %, as massas processadas em cada uma destas etapas são mostradas na Tabela 9.5.

Tabela 9.4: Inventário estimado para o ILR-350 no ciclo de equilíbrio.

Equilíbrio Material	Início		Fim		ΔM (kg)	
	total	lote	Total	lote	Total	lote
Núcleo (kg)						
Urânio	20620	4124	19850	3970	-770	-154
TRU	4000	800	3950	790	-50	-10
Envoltório (kg)						
Urânio	12670	5610*	12540	5550	-130	-60
TRU	0	0	113	50	+113	+50

Tabela 9.5: Massas reprocessadas nas células de eletrorefino.

Etapas	Massas de TRU e Urânio (kg)
Dissolução anódica	$3970 + 790 + 5550 + 50 = 10360$
Recuperação no cátodo de cádmio líquido	$790 + 50 + 4084 = 4924$
Recuperação no cátodo sólido	5436

Para calcular os tempos necessários para cada operação foram adotados os valores de tempo, especificados abaixo, usados por Nawada:

- 1-) dissolução anódica, 10 kg por dia;
- 2-) deposição do urânio no cátodo sólido, 10 kg em um dia;
- 3-) co-deposição de U+TRU no cátodo de cádmio líquido, 10 kg em um dia, por cátodo;
- 4-) operações auxiliares para o eletrorefino, p.ex. limpeza da célula, etc. 2 dias por lote de reprocessamento; e
- 5-) lote de reprocessamento, 65 kg de combustível.

Nas estimativas aqui realizadas admitiu-se que o comportamento do combustível U-TRU deste trabalho é o mesmo que do U-Pu na célula de eletrorefino de Nawada. Todas as operações que não envolvem a célula de eletrorefino são feitas em paralelo com a sua operação.

Com estes valores pode-se calcular os tempos necessários para cada processamento da célula. A dissolução anódica precisa de 1036 dias. A recuperação do urânio no cátodo sólido requer 544 dias. A co-deposição de U+TRU nos cátodos de cádmio líquido exige 247 dias. Com 100 % de eficiência das células o tempo total é 1827 dias, considerando uma eficiência de 75 % este valor aumenta para 2436 dias. Deixando 25 % do tempo para manutenção e solução de problemas ocasionais o valor aumenta para 3045 dias. O total de lotes processados é 160, o que requer 320 dias de operações auxiliares. O tempo total de reprocessamento necessário para uma recarga de combustível do ILR-350 é 3365 dias. Considerando que o ciclo de queima é 620 dias e que a recarga deve estar pronta após este tempo, o número de células necessárias, operando simultaneamente, é seis.

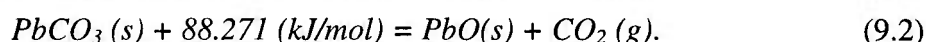
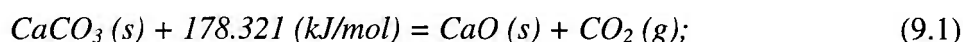
9.4 Aplicação do ILR em Alta Temperatura

Um série de processos industriais como: dessalinização da água do mar, processamento de xisto, produção de hidrogênio etc, requerem temperaturas entre 200 - 1000 °C [Kupitz, 1998]. No futuro, haverá a necessidade de se ter uma alternativa para produtos derivados do petróleo. O hidrogênio proveniente da quebra da água é um candidato e a sua viabilização exigirá a produção de energia em larga escala. A quebra (split) da água pode ser conseguida com temperaturas em torno de 900 °C. Também, o abastecimento de água poderá ser um problema e, neste caso, a dessalinização da água do mar é uma alternativa.

Como mencionado anteriormente, o refrigerante chumbo abre a possibilidade da aplicação do RR em processos que requeiram altas temperaturas devido ao seu alto ponto de ebulição. Para isto seria necessário desenvolver ligas refratárias para os materiais do núcleo e mudar para combustível cerâmico, preferencialmente nitreto. No

entanto, há uma alternativa para esta aplicação sem que seja necessário grandes modificações no conceito aqui proposto, ou seja, associar o reator com uma bomba de calor química (CHP) (“Chemical Heat Pump”).

Uma CHP é um sistema que utiliza reações químicas endotérmica e exotérmica acopladas para armazenar, transportar e recuperar energia térmica a uma temperatura desejada. A CHP proposta por Kato⁵⁴ pode abranger o intervalo de temperatura acima especificado. Ela usa as reações químicas dadas abaixo:



Nestas equações (s) e (g) significam sólido e gás respectivamente. Os produtos sólidos armazenam a energia e o CO₂ transporta a energia liberada de um reator químico para outro. Como os processos envolvidos são químicos a perda de energia é mínima. Basicamente a CHP é constituída de dois reatores químicos que operam em modos distintos: no de armazenamento ela recebe energia e no de geração ela fornece energia.

Associando o ILR com CHPs é possível fazer a aplicação em alta temperatura, além da geração de energia elétrica. Esta associação poderia ser usada em alguns dos processos mencionados anteriormente. Aproveitando o calor do seu sistema de rejeição, ou a saída do próprio reator, poderia-se operar um conjunto de CHPs sintonizáveis à alguns processos de alta temperatura, com isto a eficiência da central seria maior.

Um módulo do sistema proposto está mostrado esquematicamente na Figura 9.3. Para ilustração são mostrados os valores das temperaturas e pressões da CHP experimental de Kato [Kato et al, 1998]. O módulo consiste de duas CHP acopladas a um processo que requer alta temperatura e um outro de temperatura mais baixa. Caso não ocorra o aproveitamento em temperatura mais baixa, a energia obtida pode ser rejeitada da maneira usual. Para operação contínua as duas bombas operam nos modos de armazenamento e geração alternadamente.

intervalo de temperatura que pode ser obtido com reator nuclear para operá-la, desde a temperatura de rejeição do BOP até a de saída do reator, parece ser possível obter-se temperaturas no intervalo requerido pelos processos industriais mencionados por Kupitz [Kupitz, 1998].

O acoplamento ILR-CHP sugere que temperaturas de saída mais elevadas no reator seriam desejáveis. O combustível metálico tem temperatura de fusão baixa, mas a restrição atual é o eutético com o HT-9 que impõe uma temperatura máxima na interface combustível encamisamento de ~650 °C. Talvez a mudança do material do encamisamento para a liga ODS possibilite o aumento da temperatura de saída do reator.

Embora o acoplamento reator/CHP seja possível, e funcione teoricamente, sua viabilização tecnológica e econômica ainda precisam ser estabelecidas. Também todos os aspectos de segurança, tanto nuclear como convencional, precisam ser analisados.

9.5 Comentários e Conclusões

O circuito primário do ILR-350 deve ser projetado com um alto grau de segurança inerente e passiva. As seguintes características desejáveis são: (1) ser do tipo piscina ou Top-Entry; (2) ter, pelo menos, dois sistemas para a retirada do calor de decaimento, um passivo, do tipo RVACS, como mencionado anteriormente e outro usando a via normal do gerador de vapor; (3) o trocador de calor intermediário usado normalmente nos reatores a sódio não é necessário no ILR-350, devido ao uso do chumbo, no seu lugar será colocado o gerador de vapor, economizando um circuito; (4) o sistema primário deve prover uma boa capacidade de circulação natural; para isso a diferença de cota entre o gerador de vapor e o núcleo deve ser adequadamente estabelecido.

Considerações de inserção no mercado de energia e acoplamento a rede de distribuição sugerem que a construção modular seja a melhor opção. O ILR-350 é do porte que possibilita estas características. Uma central ILR com qualquer potência, múltipla de 350 MWe, poderá ser construída pela adição do número de módulos necessários. Esta central terá acoplada ao reator uma instalação completa para a reciclagem

do combustível e tratamento e acondicionamento dos rejeitos gerados. O seu objetivo é ser do tipo radiologicamente limpo.

O ILR 350 terá um ciclo de queima, para 100 MWd/kg e recarregamento em 5 lotes, de 620 dias de plena potência. Usando um fator de carga de 0,85 o tempo de recarregamento será de ~110 dias. Os feixes queimados retirados do núcleo até a quarta descarga serão introduzidos no outro reator da série para ser queimados até o seu limite. A quinta descarga com urânio enriquecido será reprocessada, ao combustível recuperado será adicionado o combustível oriundo do envoltório, este combustível retornará ao núcleo na sexta recarga. O urânio enriquecido será usado somente até a quinta recarga, todas as recargas após esta usarão urânio exaurido para o ajuste da composição.

No ciclo de equilíbrio, provavelmente, não será necessário usar todas as posições de feixes do envoltório radial para gerar combustível. Estas posições podem ser usadas para colocar feixes contendo PFs problemáticos como, por exemplo, o tecnécio para transmutá-lo, diminuindo o problema dos rejeitos de alta atividade.

Outra possibilidade é a inserção da reatividade de queima por gerenciamento de feixes com diferentes taxas de reflexão nestas posições. Este caso é muito interessante, pois toda a reatividade de queima necessária para obter a queima média desejada, seria introduzida no início do ciclo de equilíbrio. A reatividade para cada ciclo de queima seria obtida substituindo-se feixes refletores nesta região. Com isso, a troca dos feixes do núcleo seria total a cada período de cinco ciclos de queima. Embora seja possível este caso, uma avaliação neutrônica exploratória precisa ser feita porque o combustível entraria com um enriquecimento maior no início da vida, o que tem implicações no desempenho do núcleo.

As espessuras de envoltórios e blindagens devem ser determinadas com cálculos específicos para estes fins. Para o envoltório a espessura deve ser tal que consiga abastecer o núcleo com o Pu necessário até a obtenção do ciclo de equilíbrio. Para as blindagens os critérios usuais de danos nas estruturas externas e de influência em instrumentação “ex-core” devem ser observados.

Foi estimada a quantidade de células de eletrorefino, operando simultaneamente, necessárias para fazer uma recarga do ILR-350. O número estimado é pequeno, seis, e as dimensões do prédio para abrigar estas células podem ser pequenas.

A associação do ILR com uma bomba de calor química pode permitir a aplicação do reator nuclear em processos industriais. Em alguns processos talvez não seja necessário o uso de energia elétrica. Neste caso, parece ser possível usar um trocador de calor, p. ex., com chumbo e CO₂ para obter uma parte da energia necessária, o que aumentaria a eficiência da central. Neste caso, as questões de segurança devem ser avaliadas cuidadosamente.

9.6 Sugestões Para Trabalhos Futuros

A concepção do núcleo do ILR exposta neste trabalho tem que ser melhorada e avaliada em muitos aspectos. Tendo como base a potência do núcleo escolhida neste trabalho, podem e devem ser feitas outras avaliações, comentadas em seguida.

A potência linear média usada, 200 W/cm, é a do projeto ALMR americano. Esta potência é conservativa para o combustível metálico. O comportamento do núcleo com PLs maiores, por exemplo 300 e 400 W/cm, deve ser avaliado. O aumento deste parâmetro terá conseqüências em todo o ciclo de combustível e no projeto do núcleo. O núcleo será menor e a instalação do sistema primário também, uma PL maior diminuirá custos.

O diâmetro da vareta e a espessura do encamisamento foram escolhidos com base na experiência americana e russa em reatores rápidos refrigerados por sódio e chumbo. Portanto, o comportamento termoidrúlico da vareta adotada aqui não deve diferir muito daquele obtido nestes países para a PL de 200 W/cm. Porém, uma avaliação deste comportamento, principalmente em PLs maiores que 200 deve ser feita. A vazão do refrigerante deve ser ajustada de modo que a temperatura na interface combustível encamisamento permita uma margem adequada até a temperatura de eutético entre o combustível metálico e o aço HT-9.

A espessura do encamisamento foi escolhida com base na experiência americana. O chumbo em alta temperatura é um agente agressivo para o material estrutural e não existe ainda uma base de dados suficiente da corrosão dos aços usados no primário. Os russos indicam que o controle do teor de O_2 dissolvido no chumbo é a chave para o controle da corrosão, e que a formação de uma fina camada de óxido nestes materiais evita que a corrosão comprometa a sua função estrutural. Porém dado esta incerteza, é recomendável avaliar encamisamentos mais espessos que o usado neste trabalho.

A fluência é um parâmetro que precisa ser melhorado se a queima de 100 MWd/kg for mantida. Existem alternativas tanto em gerenciamento do combustível no núcleo como no projeto da vareta que devem ser avaliadas para esse fim. No gerenciamento do combustível é preciso fazer o estudo de recarregamento com deslocamento dos feixes que estão em posições de fluência crítica. Portanto, tanto a queima como a fluência nos feixes devem ser levadas em conta neste gerenciamento.

No caso do projeto da vareta, pode-se usar o aplainamento da distribuição de potência axial com, por exemplo, dois enriquecimentos axiais para diminuir o fator de pico. Outra possibilidade é usar densidades efetivas (DE) axiais diferentes no combustível. A DE padrão é 75 %, porém estudos indicam que é possível aumentar esta DE para 80 % sem problemas. Um modo de aplainar axialmente a potência, sem usar dois enriquecimentos axiais seria aumentar a DE nas extremidades do zona ativa da vareta. Este último caso pode introduzir uma questão na segurança da vareta. A vareta usa o chumbo como material de contato entre o combustível e o encamisamento. O uso de DEs diferentes no combustível pode fazer com que o chumbo que está na altura da menor DE fique aprisionado com o inchamento do combustível com maior DE. A pressão do chumbo aprisionado pode submeter o encamisamento a uma fadiga excessiva que leve a falha. Esta concepção de vareta pode ser uma solução engenhosa mas requer consideráveis avaliações teóricas e experimentais e pode ser fonte de muita pesquisa.

Neste trabalho o aplainamento da potência na direção radial foi feita com enriquecimentos diferentes. Os russos usam para o mesmo fim varetas com o mesmo enriquecimento mas de diâmetros diferentes o que possibilita trabalhar com uma única vazão de refrigerante no núcleo; isto permite simplificar o projeto do feixe. O duto do feixe

tem como uma de suas funções permitir diferentes vazões de refrigerante, neste caso esta função deixa de ser necessária e, deste ponto de vista, o duto pode ser eliminado. Esta eliminação diminui a fração de volume de material estrutural o que melhora o desempenho neutrônico do núcleo, além de diminuir suas dimensões. Todas estas modificações devem ser avaliadas.

O chumbo usado como refrigerante abre a possibilidade de se usar o ILR em processos industriais que requeiram altas temperaturas, pois a sua ebulição só ocorre em 1740 °C. Para isso é necessário usar um projeto de vareta adequado. O aço ferrítico HT-9, tem temperatura de fusão de 1470 °C, o Zr 1855 °C e a liga U-19Pu-10Zr da ordem de 1068 °C. Pode-se co-extrudar o encamisamento com o Zr ou com outro material mais resistente a temperatura e que seja compatível com o aço e o combustível. O teor de Zr na liga combustível deve ser diminuído para uma quantidade que ainda lhe confira uma boa estabilidade dimensional. Esta diminuição tem o objetivo de compensar uma parte do espaço ocupado pelo material co-extrudado. A função do material co-extrudado é proteger o encamisamento da penetração por formação de eutético com o combustível. Um desenho desta vareta está mostrado na Figura 9.4. Antes do estudo neutrônico desta vareta é necessário avaliar se ela é tecnologicamente possível, ou seja, se não existem problemas de compatibilidades de materiais e qual a máxima temperatura de saída do reator possível. Se esta avaliação for positiva o estudo neutrônico pode ser realizado. Uma outra possibilidade para esta aplicação é usar o combustível nitreto com materiais refratários como encamisamento. O uso de liga ODS também deve ser considerado.

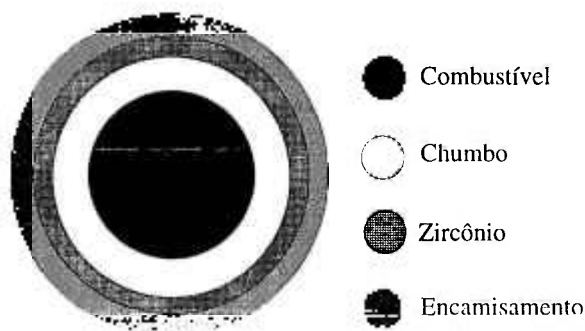


Figura 9.4 – Corte transversal da vareta com encamisamento, aço inoxidável, co-extrudado com zircônio e carregada com combustível metálico.

No estudo do ciclo de equilíbrio foi adotada uma liga U-TRU-5Zr-5TeRa. A escolha do conteúdo de Zr e TeRa foi feita com base na liga U-Pu-10Zr, isto é, o valor de Zr + TeRa foi mantido em 10 % em peso para não alterar a proporção de material não combustível na liga. Também, uma fração maior deste material acarreta uma diminuição da fração de volume de combustível, o que piora a conversão do núcleo. A proporção de TeRa no material reciclado ainda é uma variável em aberto; portanto o teor de TeRa pode diminuir. No entanto, pode ser feita uma avaliação do desempenho do reator carregado com a liga U-TRU-10Zr-5TeRa que seria, com os conhecimentos atuais em eletrorefino, a liga com a maior fração de material não combustível.

No ciclo de equilíbrio a reatividade de queima é da ordem de β_{ef} e, talvez, não seja necessário a geração de Pu no envoltório radial. Neste caso esta zona pode ser usada para controlar a disponibilidade de reatividade para a queima. Isto pode ser conseguido usando-se feixes com diferentes características de reflexão para disponibilizar a reatividade necessária para os ciclos de queima. Esta opção deve ser avaliada com cálculos específicos.

10 CONCLUSÕES

O principal objetivo do conceito ILR, $\Delta k_{\text{queima}} < \beta_{\text{ef}}$, carregado inicialmente com urânio enriquecido, U-Zr, não é atingido nos primeiros ciclos de queima devido ao pobre desempenho neutrônico deste combustível. Ele deve ser substituído, o mais rápido possível, pelo combustível mais eficiente, o plutônio, gerado no envoltório radial. Para este propósito, o número de feixes no envoltório deve ser adequadamente estabelecido.

No ciclo de equilíbrio, a superioridade neutrônica do combustível U-TRU-Zr aliada a uma estratégia de compensação da reatividade devido ao inchamento axial, possibilita que o objetivo $\Delta k_{\text{queima}} < \beta_{\text{ef}}$ seja obtido com um núcleo com potência da ordem de 350 MWe, vareta com diâmetro de 10 mm e razão p/d de 1,308. Neste caso o acidente TOP não será mais uma preocupação visto que ele está baseado nesta reatividade. Esta conclusão completa a resposta do núcleo carregado com combustível metálico no que diz respeito aos acidentes base de projeto, o que lhe confere uma boa segurança inerente. Cabe lembrar que nos primeiros ciclos, enquanto a reatividade de queima exceder β_{ef} , o acidente TOP é um evento possível.

O reator apresenta um pequeno efeito Doppler, como esperado em um reator rápido de espectro duro carregado com combustível metálico, e uma reatividade de vazios negativa para esvaziamento do núcleo todo.

Neste trabalho não foi feita nenhuma avaliação da resposta do conceito ILR aos acidentes postulados no cenário base de projeto do reator rápido. A expectativa é que o seu desempenho seja similar ao do ALMR americano atual visto que o combustível é o mesmo. Porém dada as diferenças de refrigerantes, sódio e chumbo, esta resposta deve ser verificada com cálculos específicos.

O limite tecnológico de 30 % para o enriquecimento não é problema para o núcleo aqui estabelecido, mas será necessário tolerar um valor maior que 20 %, principalmente nos ciclos iniciais.

O parâmetro mais crítico no ILR é a fluência rápida, que excede o limite atual para a liga HT-9 e queima de 100 MWD/kg. Existe uma série de possibilidades, tanto no gerenciamento dos feixes no núcleo, como no projeto do núcleo e da vareta, para diminuir o seu valor, que devem ser avaliadas em um processo de otimização.

O combustível metálico apresenta inegáveis vantagens em todos os aspectos do ciclo de combustível, relativamente às outras formas, óxido, carbetos e nitreto. Porém, um de seus principais atributos, a alta densidade, é quase eliminado pela necessidade de um DE baixa como 75 %, a adição de material de liga, o Zr, e pelo seu inchamento axial, o que resulta, efetivamente, em uma baixa densidade em operação. Uma maneira de melhorar este aspecto é aumentar a DE para até 80 %, o que exige um requalificação da vareta para o nível de queima comercial atual.

Atualmente, existe uma boa base de dados, nos EUA, para as ligas U-10 Zr e U-Pu-10Zr. Foi assumido neste trabalho que as características da liga U-TRU-Zr são similares as da liga U-Pu-10Zr. Rigorosamente, isto não é verdade, sendo necessário um esforço em P&D para caracterizar as interações químicas e mecânicas desta liga combustível com as ligas de encamisamento que permita estabelecer o limite de queima seguro.

A utilização do chumbo como refrigerante possibilita imaginar a aplicação do ILR em processos industriais que requeiram altas temperaturas. O combustível metálico apresenta uma temperatura de fusão relativamente baixa, mas antes da fusão do combustível existe o limite do eutético que ocasiona a falha da vareta em temperatura mais baixa. Há uma possibilidade de mudar o projeto da vareta para contornar o problema do eutético, mas a temperatura de saída do reator ficaria ainda restrita a temperatura máxima no combustível para evitar a sua fusão. Neste caso a utilização do combustível nitreto parece ser mais indicado. Novos materiais para o encamisamento também precisariam ser desenvolvidos. O uso de ligas ODS é uma possibilidade.

Há uma possibilidade do uso do ILR em processos que requeiram altas temperaturas sem que se façam mudanças significativas no projeto aqui apresentado; a sua associação com bomba de calor química. Neste caso, embora em princípio esta associação funcione, toda a sua viabilização tecnológica e comercial ainda precisam ser demonstradas.

Todos os aspectos de segurança, nuclear e convencional, e de impacto ambiental, precisam ser avaliados.

No futuro, os países em desenvolvimento necessitarão de novas fontes de energia para atender o aumento da demanda devido a melhoria do padrão de vida de suas populações. No Brasil em particular, o potencial hidráulico terá se esgotado e novas fontes terão que ser desenvolvidas. O ILR pode ser uma alternativa para atender esta demanda. Os problemas devido ao uso do sódio podem ser superados e a aceitação pela população pode ser conseguida, provando-se que esta tecnologia pode amenizar as principais questões hoje colocadas à energia nuclear: segurança, custos e os problemas relacionados aos rejeitos de alta atividade.

A história do desenvolvimento dos reatores rápidos mostra que a obtenção de um sistema nuclear confiável é uma tarefa árdua e metódica que exige investimento e planejamento de longo prazo. O desenvolvimento deste tipo de reator no mundo já tem 50 anos e muito ainda tem que ser feito. Os países em desenvolvimento, e mesmo o Brasil, não têm base tecnológica e nem recursos financeiros para estabelecer um programa de desenvolvimento do ILR. Embora ele seja um conceito factível porque foi baseado em tecnologias atuais, sua viabilização necessitará de coordenação e cooperação de diversos países em todos os sentidos. A participação de americanos, russos e da comunidade de reatores rápidos internacional é indispensável.

As vantagens esperadas do ILR relativamente ao reator rápido tradicional, refrigerado por sódio e combustível óxido, ou ao conceito IFR americano são:

- i) as dificuldades mencionadas quanto ao uso do sódio serão amenizadas;
- ii) devido ao espectro duro, o reator será um eficiente regenerador de material físsil;
- iii) dentre as tecnologias de reatores a fissão, este conceito apresenta excelentes características para diminuir o problema dos rejeitos de alta atividade;
- iv) no caso de acidente, a segurança deste reator será superior à do refrigerado por sódio devido ao aumento da margem de temperatura até a ebulição;
- v) a aceitação da população poderá ser facilitada devido ao alto grau de segurança passiva e baixo impacto ambiental em toda as etapas do ciclo de combustível, e
- vi) os custos relacionados poderão ser menor devido as simplificações no sistema primário e vantagens em vários aspectos do ciclo de combustível.

Finalmente, as contribuições originais deste trabalho são:

- a associação das melhores características dos conceitos “Integral Fast Reactor” (IFR) americano com as do “Lead Cooled Reactor” (LCR) russo resultando no novo conceito “Integral Lead Reactor” (ILR), carregado inicialmente com o combustível U-Zr e passando para U-TRU-Zr no ciclo de equilíbrio;
- os resultados da avaliação dos principais parâmetros neutrônicos do conceito ILR, como função da potência do núcleo, diâmetro da vareta e razão passo diâmetro, no primeiro ciclo e no ciclo de equilíbrio;
- a concepção de um núcleo de 350 MWe, com boa segurança inerente e passiva, que atende aos principais requisitos para os núcleos da próxima geração de reatores e com todas as características para ter rejeitos isentos de HLW e de PFs problemáticos; e
- a associação do ILR com bomba de calor química para aplicação em processos industriais que requeiram altas temperaturas.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- 1 - Ackerman, P.; Johnson, T. R.; Chow, L. S. H.; Carls, E. L.; Hannum, W. H.; Laidler, J. J. *Treatment of Wastes in The IFR Fuel Cycle*, **Prog Nuc Energy**, v. 31, p. 141-154, 1997.
- 2 - Adamov, E. O.; Orlov, V. V.; Smirnov, V. S.; Filin, A. I.; Tsykunov, V. S.; Sila-Novitsky, G.; Leonov, V. N. *Lead-Cooled Fast Reactor for High Safe NPP*, **Transactions of the American Nuclear Society**, v. 67, p. 111-113, 1993.
- 3 - Adamov, E. O.; Orlov, V. V.; Fillin, A. I.; Tsikunov, V. S.; Sila, A. G.; Smirnov, V. S.; Leonov, V. N. Conceptual Design of BREST-300 Lead-Cooled Fast Reactor, *In Proceedings of ARS'94 International Topical Meeting Advanced Reactors Safety*, Pittsburgh, Pennsylvania, April 17-21, American Nuclear Society, p. 509-515, 1994.
- 4 - Adamov, E.; Orlov, V.; Filin, A.; Leonov, V.; Sila-Novitski, A.; Smirnov, V.; Tsikunov, V. *The Next Generation of Fast Reactor*, **Nuc Eng Des**, v. 173, p. 143-150, 1997.
- 5 - Akie, H.; Takano, H.; Hiraoka, T.; Morozov, A. G.; Smirnov, V. S.; Orlov, V. V. Analysis of Critical Experiment BFS-61 by Using The Continuous Energy Monte Carlo Code MVP and The JENDL-3.1 Nuclear Data, *In Proceedings of ARS'94 International Topical Meeting on Advanced Reactors Safety*, Pittsburgh, Pennsylvania, April 17-21, p. 544-548, 1994.
- 6 - Alekseev, P. N.; Kevrolev, V. V.; Morosov, A. G.; Yaroslavtseva, L. N.; Efimenko, V. F.; Matveencko, I. P.; Serdenchny, V. S.; Tsibulya, A. M.; Orlov, V. V.; Smirnov, V. S. Analysis of Critical Experiments Validating Physical Characteristics of The LCR, **American Nuclear Society Meeting, Knoxville**, Tennessee, USA, p. 357-365, 1994.

- 7 - Alexanderson, E. P.; Ed. *FERMI-I New Age for Nuclear Power*, American Nuclear Society, 1979.
- 8 - Anaf, J. *Fast Reactor Benchmark Response Matrix Nodal Analysis*, Dissertation (Ph.D.), Rensselaer Polytechnic Institute, Troy, NY, USA, 1982.
- 9 - Arie, K.; Suzuki, M.; Kawashima, M.; Fujita, R.; Endo, H. *Long-Lived FP Burning Based on The Actinide Recycle Metal Fuel Core*, **Prog Nuc Energy**, v. 32, p. 665-672, 1998.
- 10 - Bargerger M.; Noel, H.; Lions, N. The RNR 1500 (or Superphenix-2) Detailed Preliminary Design, *In Proceedings of Conference on Fast Breeder Systems: Experience Gained and Path to Economic Power Generation*, Pasco, Washington, USA, September 13-17, 1987.
- 11 - Batista, J. L.; Renke, C. A. *Programa BIEN – Dados de Base Para Cálculos Neutrônicos do Núcleo de Reatores à Nêutrons Rápidos*, Instituto de Engenharia Nuclear, Rio de Janeiro, 1993. (IEN-49)
- 12 - Battles, J. E.; Miller, W. E.; Gay, E. C. Pyrometallurgical Processing of Integral Fast Reactor Metal Fuels, *In Proceedings of 3th International Conference. on Nuclear Fuel Reprocessing and Waste Management*, p. 342-347, 1991.
- 13 - Benedict, R. W.; Phipps, R. D.; Condiff, D.W. Interim Waste Storage for The Integral Fast Reactor Fuel Cycle Demonstration, *In Proceedings of 2th Annual International Conference on High Level Radioactive Waste Management*, v. 2, p. 1688-1693, 1991.
- 14 - Berglund, R. C.; Tippetts, F. E.; Salerno, L. N. *PRISM: A Safe Economic and Testable Liquid-Metal Fast Breeder Reactor Plant*, **Nuc Tech**, v. 86, p. 22-29, 1989.
- 15 - Bouchard, J.; Hammer, P.; Salvatores, M. *The Burn-Up and Fuel Cycle Aspects of LMFBR Physics Assessment*, **Prog Nuc Energy**, v. 16, p. 251-285, 1985.

- 16 - Burke, T. M.; Campbell, L. R.; Franz, G. R.; Knecht, W. L. *Results of the 1986 Inherent Safety Tests*, **Transactions of the American Nuclear Society**, v. 54, p. 249, 1987.
- 17 - Burris, L.; Steunenberg, R. K.; Miller, W. E. *The Application of Electrorefining for Recovery and Purification of Fuel Discharged from The Integral Fast Reactor*, **AICHE Symp Series 254**, v. 83, p. 135-142, 1987.
- 18 - Burris, L.; Mitler, W. E.; Gay, E. C.; Ackerman, J. P. Tomczuk, Z.; Herceg, J. E.; Kann, W. J. *Update on Development of the IFR Pyroprocess*, **Transactions of the American Nuclear Society**, v. 56, p. 68-70, 1988.
- 19 - Carminati, F.; Klapisch, R.; Revol, J. P.; Roche, Ch.; Rubbia, C. *An Energy Amplifier for Cleaner and Inexhaustible Nuclear Energy Production Driven by a Particle Beam Accelerator*, 1993. (CERN/AT/94-47(ET)).
- 20 - CEA, Commissariat A L'Énergie Atomique, *Les Surgénérateurs*, Série Synthèses, 1986.
- 21 - Chalhoub, E. S.; Anaf, J. *RGENDEF – Interface Program Between NJOY and Codes Which Make Use of Multigroup Cross Section*, Instituto de Estudos Avançados, São José dos Campos, SP, 1987. (NT-IEAv - 013/87).
- 22 - Chang, Y. I. IFR Program Overview, *Presented in Conference on Fast Breeder Systems: Experience Gained and Path to Economic Power Generation*, Pasco, Washington, USA, September 13-17, 1987.
- 23 - Chang, Y. I. *Actinide recycle potential in the IFR*.(CONF-890218-3).
- 24 - Charrault, M.; Macqueron, J. F.; Grangier, Y.; Leduc, J.; Lion, R. The Effect on Costs of Building Fast Breeder Reactors Identical to SPX-1 in Batches, *In Proceedings of Conference on Fast Breeder Systems: Experience Gained and Path to Economic Power Generation*, Pasco, Washington, USA, September 13-17, 1987.

- 25 - Cho, M. A Brief Summary of The Korean Liquid Metal Reactor R&D Programme, *In Proceedings of the 28th Meeting of the International Working Group on Fast Reactor: Progress In Liquid Metal Fast Reactors*, Vienna, Austria, May 9-11, p 185-188, 1995. Vienna, Austria, 1996. (IAEA-TECDOC-876).
- 26 - CSEWG, *Fast reactor benchmark compilation*, 1974. (BNL 19302)
- 27 - Davis, J., Editor. *Proceedings of The International Conference on Optimization of Sodium-Cooled Fast Reactors*, London, England, Nov 28 - Dec 1, 1977, British Nuclear Energy Society, 1978.
- 28 - Fici, J. A. Nuclear Physicists and Engineers... The Leaders Needed for Today's Commercial Power Industry, *In Proceedings of ANS International Meeting on Advances in Reactor Physics and Mathematics and Computation into Next Millennium, PHYSOR-2000*, Pittsburgh, Pennsylvania, USA, May 7-12, 2000.
- 29 - Fowler, T. B.; Vondy, D. R.; Cunningham, G. W. *Nuclear reactor core analysis code: CITATION*, Ver. 2, 1971. (ORNL-TM-2496).
- 30 - Gluekler, E. L. *U.S. Advanced Liquid Metal Reactor (ALMR)*, **Prog Nuc Energy**, v. 31, p. 43-62, 1997.
- 31 - Grahan, J. *The IFR: A Fresh Look at an Old Concept*, **Nuclear News**, October, p. 45, 1985.
- 32 - Greene, N. M.; Ford III, W. E.; Petrie, L. M.; Arwood, J. W. *AMPX-II – A Modular Code System for Generating Coupled Multigroup Neutron and Gamma Ray Cross Section Libraries From Data in ENDF Format*, Oak Ridge National Laboratory, *Technical Report*, 1978. (RSIC/PSR—63).
- 33 - Greenspan, E.; Elias, E.; Kastenberg, W. E.; Stone, N. Aoki, K.; Brown, N. W. *Compact Once-For-Life Fueled Reactors for Developing Countries*, **Transactions of the American Nuclear Society**, v. 78, p. 239-241, 1998.

- 34 - Greenspan, E.; Shimada, H.; Wang, K. Long-Life Cores With Small Burnup Reactivity Swing, *In Proceedings of ANS International Meeting on Advances in Reactor Physics and Mathematics and Computation into Next Millennium, PHYSOR-2000*, Pittsburgh, Pennsylvania, USA, May 7-12, 2000.
- 35 - Gromov, B. F.; Subbotin, V. I.; Toshinsky, G. I. *Application of Lead-Bismuth Eutectics and Lead Melts as Nuclear Power Plant Coolant*, **Transactions of the American Nuclear Society**, v. 67, p. 110-111, 1993.
- 36 - Gromov, B. F.; Dekusar, V. M.; Yefimov, E. I.; Kalashnikov, A. G.; Leonchuk, M. P.; Pankratov, D. V.; Pashkin, Y. G.; Stepanov, V. N.; Chekunov, V. V.; Stepanov, V. S.; Kulikov, M. L.; Leguenko, S. K. Lead-Bismuth as a Perspective Coolant for Advanced Reactors and Accelerator - Based Plants, *In Proceedings of ARS'94, Advanced Reactors Safety*, Pittsburgh, Pennsylvania, USA, April 17-21, p. 530-537, 1994.
- 37 - Hannum, W. H. Ed. *The Technology of The Integral Fast Reactor and Its Associated Fuel Cycle*, **Prog Nuc Energy**, v. 31, 1997. (Número especial).
- 38 - Hasegawa, A.; Katsuragi, S.; Tone, T. A. *One-Dimensional Diffusion Code for Multigroup Criticality and Perturbation Calculations With JAERI-Fast Set of 70-Group Structure: EXPANDA-70D*, 1972. (JAERI-M 4953, em japonês).
- 39 - Hill, R. N.; Wade, D. C.; Liaw, J. R.; Fujita, E. K. *Physics Studies of Weapons Plutonium Disposition in The Integral Fast Reactor Closed Fuel Cycle*, **Nuc Sci Eng**, v. 121, p. 17-31, 1995.
- 40 - Hofman, G. L.; Hins, A. G.; Porter, D. L.; Leibowitz, L.; Wood, E. L. Chemical Interaction of Metallic Fuel with Austenitic and Ferritic Stainless Steel Cladding, *In Proceedings of International Conference on - Reliable Fuels for Liquid-Metal Reactors*, Tucson, Arizona, USA, September 7-11, 1986.
- 41 - Hofman, G. L.; Walters, L. C.; Bauer, T. H. *Metallic Fast Reactor Fuels*, **Prog Nuc Energy**, v. 31, p. 83-110, 1997.

- 42 - Hosteny, R. P. *The ARC System Fuel Cycle Analysis Capability, REBUS-2, Argonne National Laboratory*, 1978. (ANL-7721).
- 43 - Huet, J. J.; Leroy, V. *Dispersion-Strengthened Ferritic Steels as Fast-Reactor Structural Materials*, *Nuc Tech*, v. 24, p. 216-224, 1974.
- 44 - International Atomic Energy Agency, *Symposium on Design Construction and Operating Experience of Demonstration LMFBRs*, Bologna, Italy, Apr 10-14, 1978, Proceedings Series, Vienna, Austria, 1978.
- 45 - International Atomic Energy Agency, *Status of Liquid Metal Cooled Fast Breeder Reactors*, Technical Reports Série N^o 246, Vienna, Austria, 1985.
- 46 - International Atomic Energy Agency, *Symposium on Fast Breeder Reactors: Experience and Trends*, Lyons, France, Jul 22-26, 1985, Proceedings Series, Vienna, Austria, 1986.
- 47 - International Atomic Energy Agency, *24th Meeting of the International Working Group on Fast Reactor: Status of National Programmes on Fast Reactors*, Tsuruga, Japan, Apr 15-18, 1991.
- 48 - International Atomic Energy Agency, *Fast Reactor Database*, Vienna, Austria, 1996a. (IAEA-TECDOC-866).
- 49 - International Atomic Energy Agency, *28th Meeting of the International Working Group on Fast Reactor: Progress In Liquid Metal Fast Reactors*, Vienna, Austria, May 9-11, 1995. Vienna, Austria, 1996b. (IAEA-TECDOC-876).
- 50 - International Atomic Energy Agency, *Proceedings of a Technical Committee Meeting of the International Working Group on Fast Reactor*, Kalpakan, Índia, Oct 3-6, 1995. Vienna, Austria, 1996c. (IAEA-TECDOC-907).

- 51 - International Atomic Energy Agency, *30th Meeting of the International Working Group on Fast Reactor: Advances in Fast Reactor Technology*, Beijing, China, May 13-16, 1997, Vienna, Austria, 1998. (IAEA-TECDOC-1015).
- 52 - International Atomic Energy Agency, *Status of Liquid Metal Cooled Fast Reactor Technology*, Vienna, Austria, 1999. (IAEA-TECDOC-1083).
- 53 - Ishiguro, Y; Dias, A. F.; Nascimento, J. A. Binary Breeder Reactor – An Option for Brazilian Energy Future, *Anais do III Congresso Brasileiro de Energia – III CBE*, Rio de Janeiro, Brasil, v. 5, p. 1959-1967, 1984.
- 54 - Kato, Y.; Saku, D.; Yoshizawa, Y. *Utilization of High Temperature Heat From Nuclear Reactor Using Inorganic Chemical Heat Pump*, *Prog Nuc Energy*, v. 32, p. 563-570, 1998.
- 55 - Khalil, H. S.; Hill, R. N. *Evaluation of Liquid-Metal Reactor Design Option for Reduction of Sodium Void Worth*, *Nuc Sci Eng*, v. 109, p. 221-266, 1991.
- 56 - Kim, Y.-I.; Kim, Y.-G.; Kim, S.-J.; Kim, Y.-J. *Nuclear and Thermal-Hydraulic Characteristics For An LMR Core Fueled With 20 % Enriched Uranium Metallic Fuel*, *Ann Nuc Energy*, v. 26, p. 679-697, 1999.
- 57 - Kock, L. Status of Transmutation, *Specialist Meeting on Use of Fast Reactors for Actinide Transmutation*, Obninski, Russian Federation, September 22-24, p. 13-20, 1992, Vienna, Austria, 1993. (IAEA-TECDOC-693).
- 58 - KuBmaul, G. *Influence of Control Rod Enhanced Expansion Devices on the Course of Unprotected Transients in the EFR*, Kernforschungszentrum Karlsruhe, 1994. (KfK 5370)
- 59 - Kupitz, J. Advanced Nuclear Systems for Energy Generation, *In Proceedings of Workshop on Nuclear Reaction Data and Nuclear Reactors: Physics, Design and Safety*, Trieste, April 15-May 17, 1996, v. 2, p. 861-897, World Scientific, Singapore, 1998.

- 60 - Kussmaul, K.; Belytschko, T. B.; Larey, R. T. Jr.; Theofanous, T. G.; Editors, *The Experimental Breeder Reactor-II Inherent Safety Demonstration*, EBR-II Division, Argonne National Laboratory Idaho Falls, Idaho and Argonne, Illinois, USA, April 1986, **Nuc Eng Des**, v. 101, 1987. (Número especial).
- 61 - Laidler, J. J.; Battles, J. E.; Miller, W. E.; Ackerman, J. P.; Carls, E. L. *Development of Pyroprocessing Technology*, **Prog Nuc Energy**, v. 31, p. 131-140, 1997.
- 62 - Leggett, R. D.; Omberg, R. P. Mixed Oxide Fuel Development, *In Proceedings of Conference on Fast Breeder Systems: Experience Gained and Path to Economic Power Generation*, Pasco, Washington, USA, September 13-17, 1987.
- 63 - Lehto, W. K.; Dean, E. M.; Fryer, R. M. *Reactor Safety Implications of Pump Run-Up Tests in EBR-II*, **Nuc Eng Des**, v. 110, p. 47-55, 1988.
- 64 - Lineberry, M. J.; Phipps, R. D.; Burelbach, J. P. *Economic and Demonstration Potential of the IFR Fuel Cycle*, **Transactions of the American Nuclear Society**, v. 50, p. 208-209, 1985.
- 65 - Little, W. W.Jr.; Hardie, R. W. *2DB User's Manual – Rev. 1*, 1969. (BNWL-831).
- 66 - Long, J. T. *Engineering for Nuclear Fuel Reprocessing*, American Nuclear Society – Nuclear Science and Technology Series, 1978.
- 67 - MacFarlane, R. E.; Muir, D. W. *The NJOY Nuclear Data Processing System Version 91*, October, 1994. (LA-12740-M).
- 68 - MacFarlane, H. F.; Lineberry, M. J. *The IFR Fuel Cycle Demonstration*, **Prog Nuc Energy**, v. 31, p. 155-174, 1997.
- 69 - Makenas, B. J. Performance of Titanium Stabilized D9 Cladding and Ducts, *In Proceedings of International Conference on Reliable Fuels for Liquid-Metal Reactors*, Tucson, Arizona, USA, September 7 – 11, 1986.

- 70 - Mariani, R. R.; Benedict, R. W.; Lell, R. M.; Turski, R. B.; Fujita, E. K. *Criticality Safety Strategy and Analysis Summary for The Fuel Cycle Facility Electrorefiner at Argonne National Laboratory West*, **Nuc Tech**, v. 114, p. 224-233, 1996.
- 71 - Menezes, A. A review of Fast Reactor Activities in Brazil, **28th Meeting of the International Working Group on Fast Reactor: Progress in Liquid Metal Fast Reactor Technology**, Vienna, Austria, May 9-11, 1995, p. 221-224, International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, 1996. (IAEA-TECDOC-876).
- 72 - Mi, X. The Status of Fast Reactor Technology Development in China, **In Proceedings of the 30th Meeting of the International Working Group on Fast Reactor: Advances in Fast Reactor Technology**, Beijing, China, May 13-16, 1997, p. 13-24, International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, 1998. (IAEA-TECDOC-1015).
- 73 - Miller, W. E.; Johnson, T. R.; Tomczuk, Z. *Choice of Pyroprocess for Integral Fast Reactor Fuel*, **Transactions of the American Nuclear Society**, v. 50, p. 205-206; 1985.
- 74 - Myasnikov, V. O.; Stekolnikov, V. V.; Stepanov, V. S.; Gorshkov, V. T.; Kulikov, M. L.; Shulyndin, V. A.; Gromov, B. F.; Kalashnikov, A. G.; Pashkin, Y. G.; Stepanov, V. N.; Toshinsky, G. I.; Chekunov, V. V. *Conceptual Design of Module Fast Reactor of Ultimate Safety Cooled by Lead-Bismuth Alloy*, **Transactions of the American Nuclear Society**, v. 67, p. 151-158, 1993.
- 75 - Nascimento, J. A.; Ishiguro, Y, **Reator Rápido de 1000 MWt Iniciado Com U-Zr**, Instituto de Estudos Avançados, São José dos Campos, SP, 1990. (IEAv-RP-017/90).
- 76 - Nascimento, J. A.; Prati, A.; Claro, L. H. **Cálculos do Pré-Projeto Conceitual do Núcleo do Reator Rápido Experimental do Projeto REARA**, Instituto de Estudos Avançados, São José dos Campos, SP, 1994. (IEAv-RP-031/94).

- 77 - Nawada, H. P.; Bhat, N. P. Balasubramanian, G. R. *Some Computations in Planning Reconstitution of a 500-MW(Eletric) Fast Breeder Reactor (Metallic) Fuel by Electrorefining*, **Nuc Tech**, v. 114, p. 97-110, 1996.
- 78 - Neuhold, R. J.; Leggett, R. D.; Walters, L. C.; Matthews, R. B. High Reliability Fuel in the US, *In Proceedings of International Conference on Reliable Fuels for Liquid-Metal Reactors*, Tucson, Arizona, USA, September 7 – 11, 1986.
- 79 - Nikolaevich, A. P. RRC Kurchatov Institute, comunicação privada
- 80 - NN, *Nuclear News*, September, p. 23, 1998.
- 81 - Ogata, T.; Kinoshita, M.; Saito, H.; Yokoo, T. *Analytical Study on Deformation and Fission Gas Behavior of Metallic Fast Reactor Fuel*, **J. Nuc. Mat.**; v. 230, p. 129-139, 1996.
- 82 - Oldenhamp, R. D.; Guenter, E.; Golan, S. The Sodium Advanced Fast Reactor, *In Proceedings of Conference on Fast Breeder Systems: Experience Gained and Path to Economic Power Generation*, Pasco, Washington, USA, September 13-17, 1987.
- 83 - Orlov, V. V.; Sila, A. G.; Smirnov, V. S.; Tsikunov, V. S.; Filin, A. I.; Dobrovol'sky, V. N.; Kazennov, Y. I.; Rogoskin, B. D. Lead-Cooled Reactor Core, Its Characteristics and Features, *In Proceedings of ARS'94, International Topical Meeting Advanced Reactors Safety*, Pittsburgh, Pennsylvania, April 17-21, American Nuclear Society, p. 509-515, 1994.
- 84 - ORNL, Oak Ridge National Laboratory, **ORIGEN-2.1 - Isotope Generation and Depletion Code – Matrix Exponential Method**, RSIC Code Package CCC-371, 1991. (ORNL/TM-7175).
- 85 - Ott, K. O. *Inherent Shutdown Capabilities of Metal-Fueled Liquid-Metal-Cooled Reactors During Unscrammed Loss-Of-Flow and Loss-Of-Heat-Sink Incidents*, **Nuc Sci Eng**, v. 99, p. 13-27, 1988.

- 86 - Pahl, R. G.; Lahm, C. E.; Villareal, R.; Beck, W. N.; Hofman, G. L. Recent Irradiation Tests of Uranium-Plutonium-Zirconium Metal Fuel Elements, *In Proceedings of International Conference on Reliable Fuels for Liquid-Metal Reactors*, Tucson, Arizona, USA, September 7-11, 1986.
- 87 - Palmiotti, G.; Salvatores, M. *Sensitivity, Uncertainty Assessment, and Target Accuracies Related to Radiotoxicity Evaluation*, **Nuc Sci Eng**, v. 117, p. 239-250, 1994.
- 88 - Pankratov, D. V.; Gromov, B. F.; Solodjankin, E. I.; Yefimov, E. I.; Stepanov, V. N.; Toshinski, G. I.; Kalchenkov, V. V.; Stelkolnikov, V. V.; Stepanov, V. S.; Moskvina, L. N.; Panov, O. G.; Prokhorov, Y. A. *The Experience in Handling of Lead-Bismuth Coolant Contaminated by Plonium-210*, **Transactions of the American Nuclear Society**, v. 67, p. 256, 1993.
- 89 - Pesteil, J. M.; Coulon, P. *Consequences of External Storage Barrel Leakage on Fuel Management*, **Transactions of the American Nuclear Society**, v. 62, p. 73, 1990.
- 90 - Planchon, H. P.; Sackett, J. I.; Golden, G. H.; Sevy, R. H. *Implications of the EBR-II Inherent Safety Demonstration Test*, **Nuc Eng Des**, v. 101, p. 75-90, 1987.
- 91 - Powell, R. W.; Johnson, G. D.; Hamilton, M. L.; Garner, F. A. LMR Cladding and Ducts for Liquid-Metal Reactors, *In Proceedings of International Conference on Reliable Fuels for Liquid-Metal Reactors*, Tucson, Arizona, USA, September 7-11, 1986.
- 92 - PNC, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation - A Review of Fast Reactor Programme in Japan, *In Proceedings of Conference on Status Of National Programmes on Fast Reactors 1995-1996, 29th Annual Meeting of The IWGFR*, Aktau, Republic of Kazakstan, May 14-17, 1996, International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, 1996. (TC-385.63).
- 93 - *Proceedings of The International Conference on Fast Reactors*, Aix-En-Provence, France, September 2-4, 1971, CEA - ANS, 1971.

- 94 - *Proceedings of International Conference on Fast Breeder Systems: Experience Gained and Path to Economical Power Generation*, Pasco, Washington, USA, September 13-17, 1987.
- 95 - Rodriguez, P. Indian Nuclear Program, *Palestra apresentada no VI General Conference on Nuclear Energy*, Rio de Janeiro, Brasil, Out. 27 - Nov. 1, 1996, Associação Brasileira de Energia Nuclear, 1996.
- 96 - Rodriguez, G. *Technologie du Sodium: Physico-Chimie du Sodium*, Cours de L'Ecole du Sodium, Commissariat a L'Energie Atomique, 1996.
- 97 - Roussin, R. R. *VITAMIN-C – 171 Neutron, 36 Gamma-Ray, Group Cross Section in AMPX and CCCC Interfaces Formats for Fusion and LMFBR Neutronics*, Oak Ridge National Laboratory, Technical Report, 1977.(RSIC/DLC - 41).
- 98 - Rubbia, C.; Buono, S.; Gonzalez, E.; Kadi, Y.; Rubio, J. A. *A Realistic Plutonium Elimination Scheme With Fast Energy Amplifiers and Thorium-Plutonium Fuel*, 1995. (CERN/AT/95-53(ET)).
- 99 - Sackett, J. I. *Operating and Test Experience With EBR-II, The IFR Prototype*, **Prog Nuc Energy**, v. 31, p. 111-130, 1997.
- 100 - Sasahara, A.; Kurata, M. Status of minor actinide transmutation study at CRIEPI. *In Proceedings of a Specialist Meeting on Use of Fast Reactors for Actinide Transmutation*, Obninski, Russian Federation, September 22-24, p. 37-41, 1992, International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, 1993. (IAEA-TECDOC-693).
- 101 - Sekimoto, H.; Kuznetsov, V. V. *Lead-Cooled Fast Reactor Use In Future Equilibrium Energy Production*, **Transactions of the American Nuclear Society**, v. 71, p. 496-497, 1994.
- 102 - Sekimoto, H.; Zaki, S. *Design Study of Lead-And Lead-Bismuth-Cooled Small Long-Life Nuclear Power Reactors Using Metallic and Nitride Fuels*, **Nuc Tech**, v.109, p. 307-313, 1995.

- 103 - Stevenson, C. E. "*The EBR-II Fuel Cycle Story*", American Nuclear Society, 1987.
- 104 - Steunenberg, R. K.; Johnson, I. *Expected Behavior of Plutonium in the IFR*, **Transactions of the American Nuclear Society**, v. 49, p. 187-188, 1985.
- 105 - Takano, H.; Hasegawa, A.; Nakagawa, M.; Ishiguro, Y.; Katsuragi, S. *JAERI Fast Reactor Group Constants Set, Version II*, 1978. (JAERI 1255).
- 106 - Till, C. E.; Chang, Y. I. The Integral Fast Reactor Concept, *In Proceedings of Conference on Fast Breeder Systems: Experience Gained and Path to Economic Power Generation*, Pasco, Washington, USA, September 13-17, 1987.
- 107 - Tomczuk, Z.; Poa, D. S.; Miller, W. E.; Steunenberg, R. K. Electrorefining of Uranium and Plutonium from Liquid Cadmium, **Transactions of the American Nuclear Society**, v. 50, p. 204-205, 1985.
- 108 - Tupper, R. B.; Wett, J. F. *The Market Potential for Heavy Metal Cooled Reactors*, **Transactions of the American Nuclear Society**, v. 67, p. 113, 1993.
- 109 - Wade, D. Overview of Advanced LMR Design in US, *In Proceedings of International Reactor Physics Conference, Jackson Hole*, Wyoming, USA, September 18-22, p. 159-168, 1988a.
- 110 - Wade, D.; Fujita, E. Trends vs Reactor Size of Passive Reactivity Shutdown and Control Performance, *In Proceedings of International Reactor Physics Conference, Jackson Hole*, Wyoming, USA, September 18-22, p. 221-242, 1988b.
- 111 - Wade, D. C.; Chang, Y. I. *The Integral Fast Reactor Concept: Physics of Operation and Safety*, **Nuc Sci Eng**, v. 100, p. 507-524, 1988c.
- 112 - Wade, D. C.; Hill, R. N. The Design Rationale of The IFR, *Prog. Nucl. Energy*, **31**, p. 13-42, 1997.

- 113 - Waldo; J. B., Padilha, A. Jr.; Nguyen, D. H.; Claybrook, S. W. *Application of the GEM Shutdown Device to the FFTF Reactor*, **Transactions of the American Nuclear Society**; v. 53, p. 312-313, 1986.
- 114 - Waltar, A. E.; Reynolds, A. B. *Fast Breeder Reactors*, Pergamon Press, 1981.
- 115 - Walters, L. C.; Seidel, B. R.; Kittel, J. H. *Performance of Metallic Fuels and Blankets in Liquid Metal Fast Breeder Reactors*, **Nuc Tech**, v. 65, p. 179-231, 1984.
- 116 - Wirtz, K. "*Lectures on Fast Reactors*", Universitat Karlsruhe, 1978.
- 117 - Yokoo, T.; Sasahara, A.; Inoue, T. *Core Performance os Fast Reactor for Actinide Recycling Using Metal, Nitride, and Oxide Fuels*, **Nuc Tech**, v. 116, p. 173-178, 1996.
- 118 - Zaki, S.; Sekimoto, H. *Design and Safety Aspect of Lead and Lead-Bismuth Cooled Long-Life Small Safe Fast Reactors for Various Core Configurations*, **J Nuc Sci Tech**, v. 32, p. 8-19, 1995a.
- 119 - Zaki, S.; Sekimoto, H. *Safety Aspect of Long Life Small Safe Power Reactors*, **Ann Nuc. Energy**, V. 22, p. 711-722, 1995b.