



**AUTARQUIA ASSOCIADA À UNIVERSIDADE
DE SÃO PAULO**

**PROPOSTA DE UM NÚCLEO DE REATOR PWR AVANÇADO
COM CARACTERÍSTICAS ADEQUADAS PARA O
CONCEITO DE SEGURANÇA PASSIVA**

JOSÉ AUGUSTO PERROTTA

**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. José Rubens Maiorino**

**São Paulo
1999**

INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
Autarquia associada à Universidade de São Paulo

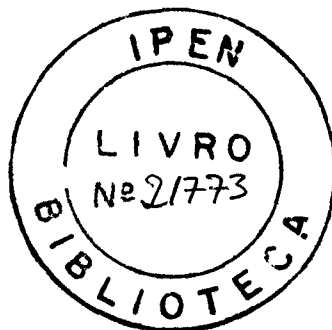
**PROPOSTA DE UM NÚCLEO DE REATOR PWR AVANÇADO
COM CARACTERÍSTICAS ADEQUADAS PARA O CONCEITO DE
SEGURANÇA PASSIVA**

JOSÉ AUGUSTO PERROTTA

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

Orientador:
Dr. José Rubens Maiorino

São Paulo
1999



*A todos aqueles que compartilham
da crença de que tecnologia própria
é importante ao desenvolvimento e à
independência do país.*

AGRADECIMENTOS

Ao Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, IPEN-CNEN/SP, pela possibilidade de realizar este trabalho.

À Coordenadoria de Projetos Especiais, COPESP, atual Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo, CTM/SP, pelo privilégio de ter trabalhado no desenvolvimento da tecnologia do combustível nuclear.

Ao Dr. José Rubens Maiorino, pela orientação e pelo apoio à realização deste trabalho.

Ao Dr. Rex Nazaré Alves, Dr. Sérgio Bogado Leite, Dr. Antonio Teixeira e Silva, e Dr. José Luís Ferraz Bastos, pela participação na banca de defesa de tese.

Ao Dr. José Luís Ferraz Bastos e Dr. Georgi Lucki, pela participação na banca de seminário de área.

A todos os colegas que trabalham ou trabalharam comigo na Divisão de Engenharia do Núcleo, tanto no IPEN como na COPESP (atual CTM/SP), e que contribuíram de forma efetiva no desenvolvimento da tecnologia do combustível nuclear. A todos meu reconhecimento e agradecimentos.

Aos colegas da Divisão de Engenharia do Núcleo – M.Sc. José Eduardo Rosa da Silva, M.Sc. Myrthes Castanheira, Dr. Luis Antônio Albiac Terremoto, M.Sc. Luis Vicente Gomes Tarelho, M.Sc. Carlos Alberto Zeituni –, pelo apoio na elaboração deste trabalho.

Aos colegas do LADICON, CTM/SP, especialmente ao Eng. Reinaldo Sigahi, pelo auxílio a este trabalho e pela forma determinada de obter o desenvolvimento de processos de montagem de combustíveis nucleares.

Aos colegas MSc. Mitsuo Yamagushi, Eng. Pedro Ernesto Umbehaun e M.Sc. Delvonei Alves de Andrade, pelo apoio nas análises neutrônicas e termo-hidráulicas.

À Vanda Scandiuzzi Costa, pelo apoio na edição deste trabalho.

À minha irmã Carmen, pela revisão detalhada.

PROPOSTA DE UM NÚCLEO DE REATOR PWR AVANÇADO COM CARACTERÍSTICAS ADEQUADAS PARA O CONCEITO DE SEGURANÇA PASSIVA

José Augusto Perrotta

RESUMO

Este trabalho apresenta uma discussão sobre a forma adequada de um núcleo de reator tipo PWR avançado e classificado pelo EPRI como “PWR Passivo” (reator com conceito de segurança passiva e usinas com potência inferior a 600 MW elétricos). A discussão sobre o tipo de núcleo se baseia nos conceitos de engenharia do combustível nuclear. São discutidos os tipos de materiais combustíveis e estruturais, as formas geométricas e os processos de fabricação que possibilitam produzir combustíveis com características de desempenho adequadas a esse tipo de reator. A análise foi delineada pelos requisitos impostos pelo EPRI para reatores a água leve avançados (ALWR). Como base comparativa da análise foram estudados os reatores PWR do tipo utilizado pela Usina Nuclear ANGRA I (reator não avançado da classe de 600 MWe) e o projeto AP600 da Westinghouse. Como conclusão deste trabalho verificou-se que os combustíveis mais modernos para reatores PWR são adequados para os reatores avançados. No entanto, propõe-se como alternativa técnica um combustível, que ainda utiliza UO_2 , mas altera a forma de pastilhas cilíndricas em varetas por pastilhas planas em placas combustíveis. Esta proposta de combustível não é inédita, tendo sido utilizada no núcleo de Shippingport, na década de 50, e aperfeiçoada, na década de 70, pelos franceses (CEA). Inédita é a proposta de arranjo mecânico apresentada para este combustível, uma alternativa tecnológica nova e que pode gerar núcleos com características de segurança e desempenho bem adequadas para os requisitos dos reatores “PWR Passivos”.

PROPOSAL FOR A ADVANCED PWR CORE WITH ADEQUATE CHARACTERISTICS TO PASSIVE SAFETY CONCEPT

José Augusto Perrotta

ABSTRACT

This work presents a discussion upon the suitable form for an advanced PWR core, classified by the EPRI as "Passive PWR" (advanced reactor with passive safety concept to power plants with less than 600 MW electrical power). The discussion upon the type of core is based on nuclear fuel engineering concepts. Discussion is made on type of fuel materials, structural materials, geometric shapes and manufacturing processes that are suitable to produce fuel assemblies which give good performance for this type of reactors. The analysis is guided by the EPRI requirements for Advanced Light Water Reactors (ALWR). By means of comparison, the analysis were done to ANGRA I (old type of 600 MWe PWR class), and the design of the Westinghouse Advanced PWR-AP600. It was verified as a conclusion of this work that the modern PWR fuels are suitable for advanced PWR's. Nevertheless, this work presents a technical alternative to this kind of fuel, still using UO₂ as fuel, but changing its cylindrical form of pellets and pin type fuel element to plane shape pellets and plate type fuel element. This is not a novelty fuel, since it was used in the 50's at Shippingport Reactor and as an advanced version by CEA of France in the 70's. In this work it is proposed a new mechanical assembly design for this fuel, which can give adequate safety and operational performance to the core of a "Passive PWR".

SUMÁRIO

	Página
1 INTRODUÇÃO	1
1.1 <i>Objetivo da Tese</i>	1
1.2 <i>Reatores Atuais</i>	2
1.3 <i>Reatores Avançados</i>	7
1.4 <i>Combustíveis</i>	11
1.5 <i>Desenvolvimento do Trabalho</i>	17
2 PROJETO DE ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS	19
2.1 <i>Combustíveis Nucleares</i>	19
2.1.1 <i>Materiais Combustíveis</i>	19
2.1.2 <i>Elementos Combustíveis</i>	25
2.1.3 <i>Elementos Absorvedores de Nêutrons</i>	34
2.2 <i>Processos de Fabricação</i>	38
2.3 <i>Análise de Projeto</i>	40
2.4 <i>Qualificação de Combustíveis</i>	47
3 ANÁLISES COMPARATIVAS	56
3.1 <i>Introdução à Análise</i>	56
3.2 <i>Análise Neutrônica</i>	63
3.3 <i>Análise dos Aspectos Térmicos</i>	79
3.4 <i>Análise de Aspectos de Desempenho sob Irradiação</i>	90
3.4.1 <i>Efeitos da Irradiação e Limite de Queima</i>	91
3.4.1.1 <i>Ligas de Zr-U</i>	92
3.4.1.2 <i>Dispersão de UO₂-aço inox</i>	93
3.4.1.3 <i>UO₂</i>	94
3.4.2 <i>Comportamento em Seguimento de Carga</i>	104

3.4.3	Análise do Aspecto de Liberação de Produtos de Fissão com Falha do Revestimento	112
3.5	<i>Análise do Aspecto Mecânico</i>	119
3.6	<i>Resumo da Comparação</i>	121
4	EXPERIMENTOS REALIZADOS	124
4.1	<i>Irradiação de Miniplaca de UO₂</i>	124
4.2	<i>Teste de Sipping em Combustíveis tipo Placa</i>	129
4.3	<i>Teste de Sipping em Combustíveis tipo Vareta (ANGRA I)</i>	132
5	PROPOSTA DE UM ELEMENTO COMBUSTÍVEL DE REATOR AVANÇADO	134
5.1	<i>Aspecto Térmico de Segmentação de Placa Combustível</i>	134
5.2	<i>Elemento Combustível Tipo Placa de UO₂</i>	142
5.3	<i>Verificação da Reatividade do Núcleo com Combustível Tipo Placa de UO₂</i>	145
5.4	<i>Definição do Nível de Potência para Núcleos Tipo Placa de UO₂</i>	149
6	CONCLUSÕES	151
	ANEXO A- POLÍTICAS E REQUISITOS DO EPRI PARA REATORES LWR AVANÇADOS (ALWR)	153
A1.	<i>POLÍTICA A SER ADOTADA NOS PROJETOS LWR</i>	153
A2.	<i>REQUISITOS DE PROJETO</i>	154
A2.1	Requisitos Gerais de Projeto	154
A2.2	Proteção da Segurança e do Investimento	155
A2.3	Desempenho	156
A 2.4	Projeto de Processo e Construção	157
A2.5	Economia	157
	REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	158

LISTA DE SIGLAS E/OU ABREVIATURAS

ALWR	Advanced Light Water Reactor (Reator Avançado a Água Leve).
ANL	Argonne National Laboratory (Laboratório Nacional de Argonne).
BWR	Boiling Water Reactor (Reator a Água Fervente).
CANDU	Canadian Deuterium Uranium (Reator Canadense a Água Pesada).
CEA	Commissariat a L'Energie Atomique (Comissão de Energia Atômica da França).
<i>Cermet</i>	Dispersão de material cerâmico em matriz metálica.
CNEN	Comissão Nacional de Energia Nuclear.
Combustível tipo caramelo	Combustível tipo placa, contendo plaquetas de UO_2 .
<i>Debris</i>	Corpos estranhos ao reator que danificam o combustível.
EC	Elemento Combustível.
EPR	European Power Reactor (Reator de Potência Europeu).
EPRI	Electric Power Research Institute (Instituto de Pesquisa de Geração Elétrica).
GCR	Gas Cooled Reactor (Reator Refrigerado à Gás).
HWR	Heavy Water Reactor (Reator a Água Pesada).
IEA-R1	Reator de pesquisa do IPEN/CNEN-SP.
IPEN-CNEN/SP	Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – Comissão Nacional de Energia Nuclear(SP).
IWGFPT	International Working Group on Water Reactor Fuel Performance and Technology (Grupo Internacional para Desempenho e Tecnologia de Combustíveis de Reatores a Água Leve).
LMR	Liquid Metal Reactor (Reator a Metal Líquido).
LWR	Light Water Reactor (Reator a Água Leve).
MTR	Material Test Reactor (Reator de Teste de Materiais).

MWe	Megawatt elétrico.
MWd/tU	Megawatt dia por tonelada de urânio (unidade de queima de combustível).
NFIR	Nuclear Fuel Industry Research Program (Programa de Desenvolvimento da Indústria de Combustível Nuclear).
PATN	Programa Autônomo de Tecnologia Nuclear.
PHWR	Pressurized Heavy Water Reactor (Reator a Água Pesada Pressurizada).
PWR	Pressurized Water Reactor (Reator a Água Pressurizada).
RERTR	Reduced Enrichment for Research and Test Reactors (Programa de Redução de Enriquecimento para Reatores de Pesquisa e Teste).
TMI2	Usina Nuclear de Three Miles Island, Unidade 2.
US DOE	United State Department of Energy (Departamento de Energia dos Estados Unidos).
VVER	Reator de potência russo a água pressurizada.

1 INTRODUÇÃO

1.1 *Objetivo da Tese*

O final da década de 70 refletiu as conseqüências econômicas e tecnológicas das duas crises de petróleo de 1973 e 1979, respectivamente. No quadro energético, evidenciou-se a vulnerabilidade de países industrializados dependentes de petróleo, ao mesmo tempo em que acelerou a utilização nuclear na geração de energia. Para o Brasil, tornou-se imperiosa a redução de dependências externas em setores básicos para o desenvolvimento e atendimento das necessidades nacionais. Nesse contexto, apoiado numa doutrina de substituição de importações, foi priorizado, entre outros, um programa de desenvolvimento autônomo em energia nuclear (PATN), que incluiu como objetivos o domínio da tecnologia do ciclo do combustível nuclear e a construção de um reator de pequeno porte para propulsão naval. Esse desenvolvimento poderia vir a servir de base, a exemplo do que ocorreu nos países nuclearmente desenvolvidos, para que pudessem ser projetadas e construídas, com tecnologia própria, centrais nucleares de pequeno e médio porte para geração de energia elétrica.

O programa permitiu o desenvolvimento nacional da tecnologia de combustíveis nucleares tanto para reatores de potência quanto para reatores de pesquisa. Com base nesse desenvolvimento, houve a motivação para realizar esta tese, que se propõe a estudar um núcleo de reator PWR com características de segurança e desempenho que atendam aos requisitos mundiais hoje impostos para reatores PWR avançados de pequeno e médio porte para produção de energia elétrica.

A contribuição original do trabalho é apresentar, dentro dos conceitos básicos de engenharia do núcleo, um estudo em que, na tomada de decisão sobre o tipo de combustível, os aspectos técnicos sejam corretamente ponderados.

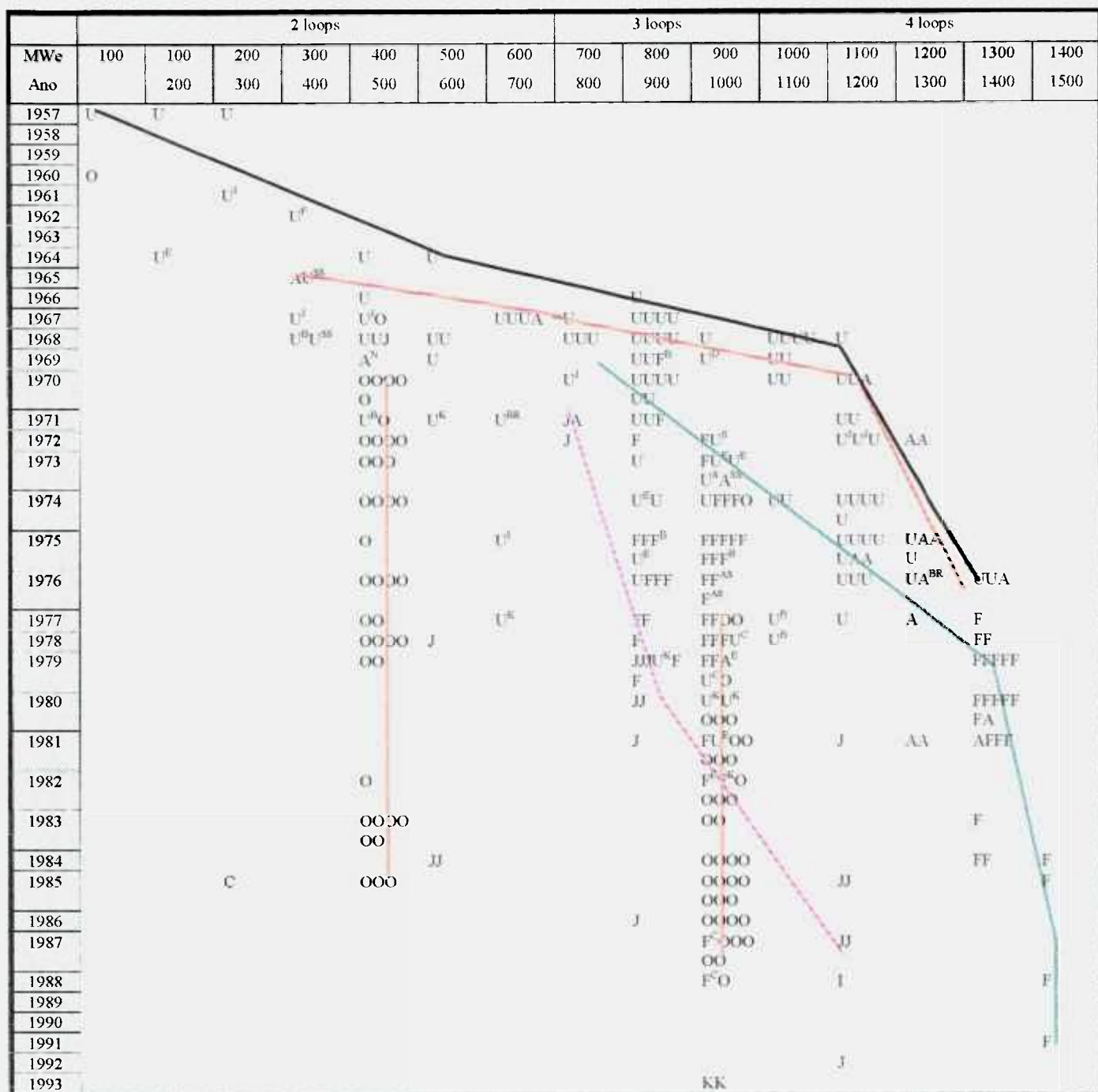
Esse estudo conduz a um ponto de comparação e questionamento sobre os projetos apresentados pelos principais fabricantes de reatores em que o combustível utilizado é o combustível dos reatores em operação com a densidade de potência do núcleo reduzida para atender a segurança desejada com os sistemas passivos propostos. O estudo pode levar à confirmação dos projetos atuais, mas pode levar a proposições de soluções mais otimizadas de combustível, que aumentem ainda mais as margens de segurança atuais.

1.2 Reatores Atuais

A energia nuclear é responsável, hoje, por mais de 17% da potência elétrica instalada no planeta, com um total de 442 usinas nucleares em operação e 36 em construção (dados de 1996).^[1,2] Dessa quantidade de usinas comerciais, 47% são do tipo PWR, correspondendo a 55% do total da potência instalada, e 79% são do tipo LWR (PWR, BWR e VVER), correspondendo a 86% do total da potência instalada.

A Figura 1.1 mostra a discretização, ao longo dos anos, de centrais nucleares do tipo PWR. Dessa figura podem ser extraídos alguns fatos técnicos e históricos importantes, correlacionados com a situação atual da aplicação da energia nuclear para geração elétrica.^[3, 4] Tais fatos são:

- o início de projetos comerciais de usinas nucleares se deu ao final da década de 50 com usinas de pequeno porte e que hoje se encontram descomissionadas, ou em regime de descomissionamento, após operarem muitos anos sem problemas;
- os projetistas de usinas nucleares começaram com reatores de pequeno porte (< 600 MWe) e foram aumentando a escala de potência nos projetos subsequentes. As usinas ocidentais (PWR) podem ser agrupadas em usinas de 2, 3 e 4 circuitos (*loops*) de refrigeração, sendo cada circuito responsável por 300 a 400 MWe de potência (capacidade dos geradores de vapor). Os projetos dos países do antigo bloco comunista (projeto russo-VVER) estão padronizados em apenas dois tipos, com potências de 450 MWe e 900 MWe respectivamente;



Legenda:

As usinas estão anotadas por ano de início de construção.

O- reatores do antigo bloco comunista; **U-** fabricado nos USA; **F-** fabricado na França; **A-** fabricado na Alemanha; **J-** fabricado no Japão; **C-** fabricado na China; **K-** fabricado na Coreia.

índices- representam o país em que são operados ; * - representa em construção. Cores: _____ USA ; _____ Alemanha; _____ França; _____ Rússia (URSS); _____ Japão

Figura 1.1 - Evolução dos Reatores tipo PWR no Mundo

- há uma defasagem temporal de início de projetos nucleares nos vários países. Nos Estados Unidos houve uma grande expansão ao final da década de 60 e início da década de 70. Na Alemanha, durante a década de 70. Na França tem sido contínuo ao longo das décadas a partir de 70. No Japão teve início na década de 70 e foi crescente a partir da década de 80;
- nos Estados Unidos não há início de obras de usinas nucleares há mais de 20 anos. Os países que nos últimos anos investiram em construção de usinas (novas instalações) são, principalmente, França, Japão, Coreia e China;
- aparentemente, há uma padronização dos projetos franceses e japoneses, já que suas usinas mais recentes são todas de potências semelhantes, sendo as usinas francesas as de maior potência já fabricadas (1435 MWe). Os alemães também optaram por usinas nucleares de grande porte, enquanto que nos Estados Unidos não houve uma nítida padronização em usinas, sendo os fabricantes de diferentes empresas;
- houve transferência de tecnologia, com efeitos positivos evidentes, das empresas americanas para empresas francesas, alemãs, japonesas e belgas. Esse processo começou com usinas de pequeno porte e, posteriormente, as empresas receptoras da tecnologia aumentaram a potência em seus projetos independentes;
- alguns países tratam de adequar suas usinas nucleares às necessidades de suas redes, não se prendendo, necessariamente, a um projeto de centrais nucleares de grande porte.

Todos esses pontos, anotados como simples observação em uma coleta de dados sobre construção de usinas, mostram efetivamente o perfil atual do setor nuclear no mundo.

As razões da crise no setor têm origem em fatos tais como: opinião pública; altos custos de capital; atrasos na construção de centrais nucleares (principalmente as americanas); dificuldades de licenciamento; decisão política sobre os resíduos nucleares; e políticas de conservação e racionalização do uso da energia.^[5, 6, 7, 8, 9, 10] Países como os Estados Unidos não têm, efetivamente, encomendas de construção de usinas há algum tempo, embora que

suas usinas construídas estejam ficando com idade média superior a 20 anos e algumas estejam sendo descomissionadas. Em outros países, como a Itália, a sociedade decidiu suspender o programa nuclear. Países em desenvolvimento como Argentina, Brasil e México, em vista das suas dificuldades econômicas, têm seus programas nucleares atrasados. Somente aqueles países que dependem da fonte nuclear para gerar energia elétrica ainda aplicam recursos para manter seus programas (França, Coreia, Japão, China e Bélgica).

O setor nuclear apresentou na década de 70 um crescimento significativo, principalmente devido à primeira crise do petróleo. Esse crescimento fez com que a indústria nuclear investisse em grandes reatores nucleares (> 1000 MWe), tendo como argumento o ganho de economia de escala. Na Figura 1.1, isto é nitidamente verificado, com uma pequena defasagem de tempo entre os americanos, alemães e franceses. A idéia era que os grandes reatores, pelo baixo custo de energia (kW instalado), operariam na base dos sistemas elétricos, deslocando as demais opções energéticas, baseadas em combustíveis fósseis, para o atendimento de ponta ou carga intermediária.^[9] Entretanto, se antes não havia dúvida da vantagem econômica dos ganhos de escala com reatores cada vez maiores, as necessidades crescentes em atender normas de segurança e as dificuldades de licenciamento elevaram os custos diretos e criaram atrasos nos tempos de construção de reatores. O caso americano parece ser o mais evidente dessa explicação, além do que as usinas americanas operam, em média, com um fator de disponibilidade inferior e um custo de operação e manutenção bem superior que as semelhantes francesas e japonesas.^[5]

Em alguns casos, os custos aumentaram consideravelmente, principalmente pelos juros pagos durante a construção, já que o tempo de construção se estendeu bem além do previsto (de 5 a 15 anos), embora que esse problema de juros e atrasos se estenda às outras fontes de energia, não sendo uma particularidade do setor nuclear.

Tanto a França como o Japão, por realizarem um programa nuclear consistente, baseado em uma padronização nos seus projetos, e no esforço dos órgãos oficiais de manter um sistema de licenciamento ordenado fizeram com que os custos de centrais nucleares não aumentassem, podendo ser competitivos com outras alternativas energéticas. Isto se reflete na encomenda de novas unidades nos últimos anos e na crescente participação da energia nuclear nas matrizes energéticas desses países ($> 75\%$ na França, $> 32\%$ no Japão).

O acidente da unidade 2 da usina americana de Three Mile Island (TMI2) – pequena ruptura, sem intervenção do sistema de refrigeração de emergência, com fusão parcial do núcleo, em 1979 – trouxe para a indústria nuclear outros condicionantes para o seu desenvolvimento, principalmente no que se refere à opinião pública. Mesmo que o acidente não tenha ocasionado nenhuma vítima fatal e tenha sido mantido dentro dos limites da contenção pelos sistemas que foram projetados para esta finalidade, a necessidade de deslocamento de grandes contingentes populacionais e o clima de especulação dado pela imprensa durante a evolução do acidente (bolha de hidrogênio, liberação de produtos de fissão para o meio ambiente, etc.), fizeram com que o público tomasse consciência que reatores nucleares, tal como qualquer outra máquina desenvolvida pelo homem, podem sofrer acidentes. Outra lição que TMI2 trouxe para a indústria nuclear foi a maneira de operar reatores nucleares, bem como uma reformulação da análise de acidentes em vista da possibilidade concreta de fusão do núcleo. Com relação à operação, houve a necessidade da reformulação da interação homem-máquina, fazendo com que o controle da evolução de um acidente passasse a ter a mínima interferência possível do operador. Foi adotado o procedimento de fornecer ao operador informações sobre o andamento dos parâmetros de segurança da planta durante um acidente e diagnósticos sobre as ações a serem tomadas.

Na área de licenciamento, houve a necessidade de se aprofundar a demonstração da segurança em acidentes postulados, introduzindo-se análises sobre acidentes severos em que é suposta a fusão parcial do núcleo (ainda não oficialmente exigida como análise de licenciamento). Nas usinas atuais, é obrigatória, normalmente, a realização de análise probabilística de segurança (APS).

O acidente de Chernobyl, em 1986, acirrou o sentimento anti-nuclear, pois, neste caso, o acidente trouxe vítimas fatais, além de conseqüências ambientais que se estenderam para além da fronteira russa.

Apesar dos problemas apontados anteriormente, e ao mesmo tempo que se tem dúvida da opinião pública sobre a utilização de fonte nuclear, há o fato da redução de emissão de CO₂. A necessidade de redução de emissão de CO₂ na geração de energia elétrica indica um novo panorama positivo à implantação de centrais nucleares. Apenas Japão e França que realizaram uma considerável substituição de centrais de origem térmica convencional por

nuclear foram capazes de apresentar propostas concretas em relação aos compromissos mundiais de redução de emissão de CO₂. [11]

Hoje as decisões de geração de energia serão, portanto, resultados de um balanço do possível consenso por medidas de conservação, por implicações de remuneração de capital em função do tempo de construção e finalmente pelos aspectos dos impactos globais produzidos por cada uma das alternativas. Cabe lembrar que os países de alto desenvolvimento industrial tem espaço considerável para moratória com relação a um determinado tipo de fonte de energia, ao mesmo tempo que os países emergentes tem necessidades de consumo.

Uma faixa de mercado existe para reatores de pequeno porte (<600 MWe), para países em desenvolvimento, ou para países desenvolvidos onde a matriz energética não exige grandes centrais nucleares. Também conceitos de modularização possibilitariam *clusters* de pequenas centrais nucleares formando um grande bloco de energia. [9, 11, 12, 13]

1.3 *Reatores Avançados*

Conceitos modernos de reatores nucleares de potência vêm sendo pesquisados pelas principais empresas do setor nuclear no mundo, para serem aplicados na geração de energia elétrica. [6, 7, 8, 14, 15, 16 17, 18, 19, 20, 21, 22, 23] Os principais objetivos desses novos projetos são:

- segurança garantida através de mecanismos que minimizem as conseqüências de erros de operação, visando principalmente a uma redução da probabilidade de ocorrência de fusão do núcleo, em pelo menos um fator de 10, em relação aos projetos atuais de reatores em funcionamento;
- simplicidade de projeto, com maior segurança e maiores margens de desempenho nos principais parâmetros operacionais;
- maior confiabilidade para tempos de vida útil da planta maiores que 40 anos e com aumento do fator de disponibilidade da planta;

- redução dos custos de investimentos, operação e manutenção da usina de forma a se tornar competitiva com outros tipos de geração de energia, buscando também diminuição do tempo de construção (de 3 a 5 anos contra prazos mais longos atuais);
- padronização de projeto com alto grau de qualidade, bem como certeza de licenciamento.

Nesses novos projetos de reatores, os pontos em comum mais fortemente enfatizados são segurança passiva e risco reduzido de liberação de produtos de fissão para o meio ambiente. É importante ressaltar, aqui, três definições básicas sobre a função de segurança de sistemas do reator.^[7]

- *segurança ativa* – sistemas com segurança ativa e componentes mecânicos ativos são aqueles, que para exercer as funções de segurança para os quais foram projetados, necessitam de partes móveis ou ação do homem. Ex.: válvulas, bombas, etc.;
- *segurança passiva* – sistemas com segurança passiva e componentes mecânicos passivos são aqueles que não necessitam de partes móveis para exercer as funções de segurança para as quais estão projetados, mas estão sujeitos a mudanças nos carregamentos a eles aplicados (pressão, temperatura, vazão, etc.). Ex.: tubulações, tanques com pressurização de gases, etc.;
- *segurança inerente* – sistemas ou componentes com segurança inerente são baseados em propriedades físicas/químicas de construção ou dos materiais. Características de segurança inerente são seqüências de eventos ou mecanismos relacionados à segurança e que ocorrem segundo leis da natureza, (leis que não deixam de ocorrer). Ex.: circulação natural, transferência de calor, difusão, gravidade, efeito *Doppler*, etc.

Os projetos de novos reatores buscam uma evolução dos conceitos baseados em segurança ativa (antigos projetos) para conceitos em que segurança passiva e características de segurança inerente são extremamente utilizados. Os novos reatores são classificados como “Reatores Avançados” (*Advanced Reactors*).

O EPRI (*Electric Power Research Institute*) dos Estados Unidos classifica para reatores LWR (PWR e BWR) dois tipos de reatores avançados:

- “Reator LWR Evolucionário” – este tipo de reator é uma versão mais simples dos reatores LWR, com potência de até 1350 MWe, empregando sistemas de segurança ativos, mas extremamente desenvolvidos;
- “Reator LWR Passivo” – este tipo corresponde a reatores bastante simplificados, de menor potência (< 600 MWe) que empregam meios passivos para as funções essenciais de segurança (ex.: circulação natural, drenos atuados por gravidade, etc.).

O EPRI, em conjunto com outras empresas mundiais e o suporte do US *Department of Energy* (DOE), buscou estabelecer critérios e requisitos técnicos para esses novos reatores. O *Advanced Light Water Reactor Requirement Document* foi elaborado pelo EPRI.^[24] Os objetivos principais desse documento foram:

- propor uma base regulatória estável para os reatores LWR futuros, o que inclui uma concordância da *US Nuclear Regulatory Commission* (NRC) sobre os tópicos relevantes de licenciamento e acidentes severos, e que possa garantir uma grande certeza de licenciamento para a instalação;
- prover um conjunto de requisitos de projeto para uma usina padrão, que deve ser utilizado na certificação de projeto de cada reator individualmente;
- prover um conjunto de requisitos técnicos que seja adequado para uso na orçamentação do detalhamento de projeto, licenciamento e construção dos ALWR (*Advanced Light Water Reactor*), de forma a existir uma forte certeza de que sejam mínimos os riscos associados à não concretização do empreendimento.

O Anexo A apresenta a política e os requisitos estabelecidos pelo documento do EPRI para os reatores avançados.

As empresas do setor nuclear da Europa acompanharam a definição do EPRI de “Reatores Evolucionários” e “Reatores Passivos” de pequeno porte, tanto para PWR como BWR. Também reconheceram a necessidade de especificar requisitos para a nova geração de

usinas nucleares. Em 1991 foi constituído um grupo para desenvolver esse conjunto de requisitos (EUR - *European Utility Requirements*). Fazem parte do grupo: EdF (França), VDEW (Alemanha), *Tractebel* (Bélgica), *Nuclear Electric* (Inglaterra), UNESA (Espanha), ENEL (Itália) e KEMA (Holanda).^[25] A iniciativa principal europeia é o EPR (*European PWR*) que está sendo desenvolvido pela *Nuclear Power International* (NPI - Siemens/Framatome) e prevê um reator com potência de 1525 MWe de forma a manter o custo de capital (por MW instalado) competitivo, classificado como um reator evolucionário.^[26]

Na linha de reatores avançados passivos, de pequeno e médio porte, muitos projetos estão sendo desenvolvidos pelos países nuclearmente desenvolvidos, tanto para geração de energia elétrica como para produção de vapor para aquecimento. A Figura 1.2 mostra um quadro dos projetos atuais de “reatores avançados” de pequeno e médio porte.^[7, 27]

Os fatos acima relatados sobre “reatores avançados” (evolucionários e passivos) vão ao encontro dos itens anteriormente descritos sobre conceitos em que a segurança do público deve ser fundamental e que a possibilidade de liberação de produtos de fissão ao meio ambiente seja quase nula. Da mesma forma, os projetos apresentados na Figura 1.2 têm em comum a baixa potência do reator. Isto vai ao encontro da necessidade de licenciamento de usinas em que são aplicados novos conceitos bem como isto pode vir a atender um maior número de “clientes potenciais” no mundo já que é grande a preocupação com segurança, com redução de custos do ciclo do combustível, e com diminuição dos custos de operação e manutenção. Estes fatos são como um retorno ao início do desenvolvimento dos reatores nucleares onde pequenas usinas foram construídas, por cada fabricante, e serviram de base para uma expansão consolidada. A utilização de circuitos passivos e simplificados permite maior padronização, menor número de componentes nos sistemas e operação com menor ação de operadores (minimização de erros humanos). Reatores com menor potência total permitem que estes conceitos passivos sejam aplicados, ao mesmo tempo que permitem modularização de seus sistemas, tornando sua fabricação mais conveniente para as metas de prazos estabelecidos para o empreendimento, bem como tornando o custo, por KW instalado, mais competitivo com as usinas em construção (> 1000 MWe).

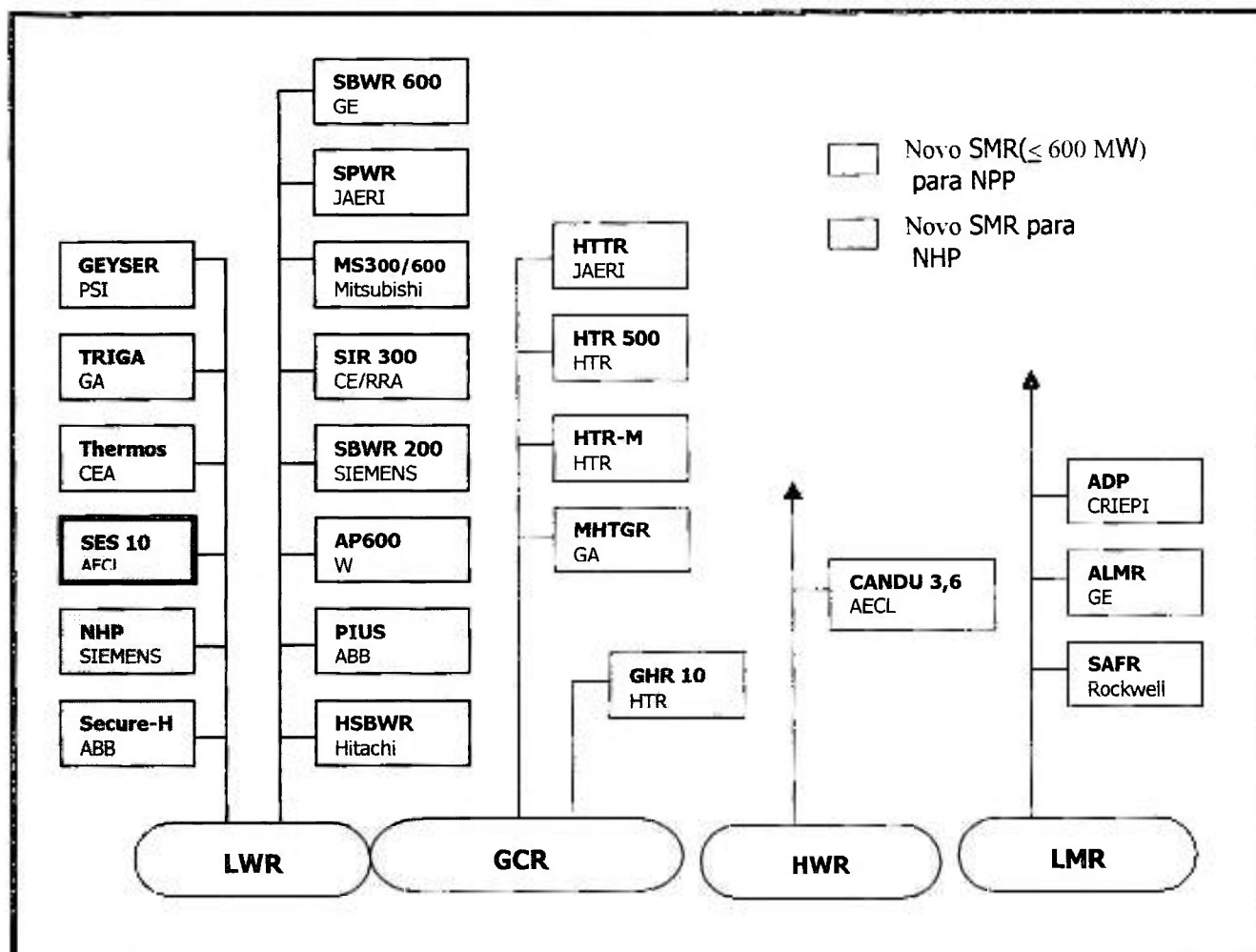


Figura 1.2 - Projetos de Reatores Avançados

Legenda: SMR - Reatores de Pequena e Média Potência, NPP - Usinas Nucleares de Potência, NHP - Usinas Nucleares de Geração de Vapor

1.4 Combustíveis

Em reunião do Grupo de Trabalho Internacional para Desempenho e Tecnologia de Combustíveis de Reatores a Água (IWGFPT) da Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA), realizada em Viena, em setembro de 1989, foi afirmado pelo representante americano que o conceito de reatores avançados não implicava, necessariamente, em conceitos de combustíveis diferentes dos que eram utilizados nos atuais reatores de produção de energia elétrica.^[28] Essa afirmação se confirma com os projetos de reatores avançados em fase de estudo (Figura 1.2), como o AP600 (*Westinghouse*), o PIUS (ABB), o SIR (*Rolls-Royce*, CE), o SBWR (GE), em que se propõem núcleos com combustíveis de última geração dos reatores PWR ou BWR, ou seja, combustíveis tipo vareta,

utilizando pastilhas sinterizadas de UO_2 , com projetos mecânicos e especificações de materiais englobando experiência de vários anos de desenvolvimento e utilização em reatores. [7, 8, 18, 19, 20, 21, 22, 23] Do ponto de vista de projeto desses reatores avançados, o que se fez foi utilizar conceitos de segurança passiva nos circuitos de refrigeração, de forma que, para qualquer condição de operação da planta (mesmo para os acidentes limitantes), se mantenha o núcleo refrigerado adequadamente. Buscou-se aumentar as margens de segurança de operação, através, simplesmente, da diminuição da densidade de potência do reator (tentando atender o critério de aumento da margem térmica do combustível para maior segurança – ver Anexo A).

Tanto na afirmação do representante americano como na constatação dos projetos em desenvolvimento fica a dúvida com relação ao forte teor comercial embutido na utilização dos combustíveis atuais, já que há uma redução das densidades de potência nos reatores para se aumentar as margens de parâmetros importantes à segurança e confiabilidade da usina. Os principais fornecedores de combustíveis possuem grande experiência e um processo de fabricação bem estabelecido para combustíveis de reatores PWR e BWR. Extensas pesquisas foram realizadas ao longo dos últimos 30 anos, conseguindo-se hoje combustíveis que alcançam queimas elevadas com grande confiabilidade. Portanto, fica clara a opção, do ponto de vista comercial e de custos, por núcleos com combustíveis atuais já testados e com parque fabril de comprovada experiência. [29, 30, 31, 32, 33, 34, 35, 36, 37, 38, 39, 40, 41, 42]

A Tabela 1.1 mostra, a título de exemplo, a evolução dos combustíveis PWR da Westinghouse. Desta tabela pode-se inferir a afirmação corrente que “os combustíveis atuais são avançados para os reatores em operação”. Verifica-se que o projeto do elemento combustível sofreu várias mudanças até atingir o modelo atual. As principais mudanças estão embasadas na utilização do zircaloy para tornar mais efetiva a relação de economia de nêutrons e diminuição do custo do ciclo do combustível, na melhoria estrutural e funcional do elemento combustível, e na diminuição da densidade de potência (através do aumento da massa de urânio para o mesmo volume do reator – aumento do número de varetas por elemento combustível), de forma a aumentar as características de segurança do reator para condições de acidentes. As mudanças mais recentes visaram, principalmente, ao aumento da queima média do combustível dentro do reator, ao mesmo tempo que buscaram diminuir gradientes de densidade de potência no combustível (utilização de venenos queimáveis e

gradientes de enriquecimento em varetas), de forma a aumentar o tempo médio de recarga do reator de 12 para 18 e de 18 para 24 meses.^[35, 41, 42, 43] Atualmente, um tempo de recarga de 24 meses é a especificação básica “ideal” segundo o EPRI para “Reator Avançado”(ver Anexo A).

Tabela 1.1 - Evolução dos Combustíveis Westinghouse

DATA	MUDANÇA DO PROJETO	IMPACTO PRIMÁRIO	OBSERVAÇÕES
1963	Molas da grade espaçadora	Econômico	Possibilita a fabricação da vareta e do conjunto separadamente, elimina a brasagem, redução do material parasitário.
1965	Aletas defletoras	Licenciamento	Aumento da margem de DNB.
1967	Agrupamento das varetas de controle	Econômico Confiabilidade	Minimiza o refluxo laminar de água.
1967	Melhoria das grades espaçadoras	Licenciamento Confiabilidade	Melhoria no aumento da margem de DNB, melhor suporte da vareta, melhoria no controle do espaçamento do canal, alteração para Inconel melhorando as características das molas.
1968	Revestimento de Zircaloy	Econômico	Maior redução do material parasitário.
1968	Pré-pressurização com hélio	Confiabilidade	Minimiza o potencial de interação combustível/revestimento, previne o esmagamento da vareta.
1971	Luvas de Zircaloy	Econômico	Redução do material parasitário.
1975	Arranjo do combustível 17x17	Licenciamento	Redução do pico (kW/m), redução das temperaturas de LOCA calculadas, redução no esforço da vareta.
1981	Bocal superior reconstituível	Confiabilidade	Simplificação dos reparos no conjunto ou realojamento das varetas.
1982	Elemento combustível otimizado	Econômico	Redução do material parasitário, melhoria econômica no ciclo do combustível.
1984 1985	VANTAGE V (Blankets axiais, veneno queimável homogêneo, aumento da queima)	Margem de Segurança Flexibilidade Econômico	Melhoria do aproveitamento neutrônico, aumento das margens de DNB e LOCA, facilidade para trocas e reparos.
1988	VANTAGE VH (filtro de debris, grades de zircaloy)	Confiabilidade Econômico	Evitar falhas por Debris. Utilização de grades espaçadoras de zircaloy.
1990's	VANTAGE+ (ZIRLO™)	Confiabilidade Econômico	Revestimento mais resistente, permitindo altas queimas do combustível.

Ênfase também foi dada à determinação de causas de falhas em combustíveis, sendo que efeitos de corpos estranhos (*debris*) foram praticamente resolvidos com os projetos adequados do bocal inferior e da grade inferior com filtros. Também, devido ao maior tempo de permanência no núcleo e maior queima dos combustíveis, aspectos estruturais relativos à

vibração induzida por escoamento do fluido refrigerante e característica estrutural/geométrica dos tubos guias do EC para garantir inserção da barra de controle vêm sendo analisados. Danos da radiação e efeitos da irradiação passam a ter peso importante na análise e seleção dos materiais. Ponto bastante relevante é a troca do zircaloy-4 tradicional por ligas especiais de Zr (ZirloTM, ligas Zr-Nb, Duplex), que possuem melhores características de resistência à corrosão e melhores propriedades sob irradiação (garantir maior tempo de permanência no reator). Também foram bastante desenvolvidos os processos de fabricação e controle de qualidade na indústria de combustíveis nucleares. A taxa de falha de varetas está inferior a 1 em 100.000 varetas irradiadas.^[101]

Esse desenvolvimento dos combustíveis, baseado no desejo das operadoras de usinas nucleares de ter ciclos de até 24 meses e taxa de falha zero dos combustíveis, requer grande investimento em pesquisa e o ônus disso tem recaído na própria indústria fabricante dos combustíveis. O EPRI fez um consórcio entre várias empresas do setor para manter pesquisas básicas na área dos combustíveis para reatores de potência (NFIR- *Nuclear Fuel Industry Research Program*).^[44] O programa está centrado em pesquisa básica de como os materiais se desempenham no reator e como variam suas propriedades sob irradiação. Esse programa começou em 1982 e continua até hoje. A Tabela 1.2 apresenta as fases de pesquisas realizadas pelo EPRI-NFIR, notando-se a importância econômica sobre este tema. A nível de informação, o mercado mundial de combustível de reatores de usinas nucleares movimentava valores superiores a US\$10 bilhões/ano.

A Tabela 1.3 apresenta a evolução da densidade de potência para reatores PWR até o projeto atual do AP600.^[41] Nessa tabela nota-se claramente a diminuição da densidade de potência de operação dos combustíveis no reator ao longo dos anos. Isto está vinculado à necessidade de maiores margens de segurança para condições de acidentes postulados. No entanto, quando da utilização de combustíveis cerâmicos, a sua vantagem residia numa estrutura do material mais estável para danos à irradiação e utilização em maiores temperaturas.^[45, 46, 47, 48, 49, 50] Com os problemas de segurança para acidentes postulados, a vantagem de utilização de combustíveis cerâmicos em altas temperaturas deixa de ser o fator mais importante, e fatores de desempenho do combustível sob irradiação e seu comportamento em acidentes severos passam a ser preponderantes.

Tabela 1.2 - Fases do Programa de Pesquisa do NFIR-EPRI

FASE	ANO DE INÍCIO	OBJETIVOS
I	1982	i) Demonstrar a resistência superior a corrosão de ligas de zircaloy-4 com baixo estanho comparada à liga padrão. ii) Obter dados sobre propriedades térmicas do UO_2 e $(U,Gd)O_2$ a altas temperaturas para concentrações superiores a 5% em peso de Gd. iii) Obter dados sobre B_4C a altas fluências no uso como elemento de controle. iv) Obter dados de propriedades do UO_2 para altas queimas, para análise de desempenho.
II	1986	i) Revisar mecanismo de falha por corrosão sob tensão durante irradiação. ii) Revisar corrosão nodular. iii) Obter dados sobre condutividade e liberação de produtos de fissão do UO_2 e $(U,Gd)O_2$ irradiados a vários níveis de queima. iv) Documentar a experiência operacional em 3 ciclos, em reatores, de combustíveis utilizando ligas <i>duplex</i> para aplicação em reatores PWR avançados. iv) Obter dados sobre a influência de aditivos no refrigerante do reator na corrosão do zircaloy em PWR. v) Obter resultados de exames pós-irradiação de revestimento de zircaloy 4 usados em PWR para determinar as características microestruturais e composição química adequadas.
III	1992	i) Estudar a hidratação de revestimentos altamente irradiados e perda de ductilidade a fim de determinar limites para queima. ii) Aprofundar o entendimento do mecanismo de degradação de uma vareta combustível falhada em operação no reator. iii) Obter dados confiáveis sobre condutividade térmica da camada de óxido. iv) Estudar o comportamento de revestimento de ligas <i>duplex</i> sob irradiação determinadas por exames pós-irradiação. v) Obter correlação de segregação de contornos de grão de aços AISI348 e inconel 718 com corrosão sob tensão durante irradiação.

Tabela 1.3 - Evolução do Limite Operacional para Reatores PWR

SEQÜÊNCIA DE EVOLUÇÃO	LIMITE OPERACIONAL (potência linear máxima) (kW/ft)
Projeto original	18,4
Após o aceite inicial dos critérios para o sistema de resfriamento de emergência do núcleo	17,0
Com a penalidade sobre a densificação do combustível	15,4
Após o aceite final dos critérios para o sistema de resfriamento de emergência do núcleo	13,2
AP600	< 10,0

“Será então que o combustível atual é o tipo de combustível mais adequado para reatores em que se busca segurança inerente e menor risco possível de liberação de produtos de fissão para o meio ambiente em qualquer tipo de acidente?”

Se observados os conceitos básicos de engenharia do núcleo de reatores, verifica-se que outros tipos de combustíveis tiveram aplicação, com experiência comprovada, em reatores de potência, tais como: combustíveis de ligas metálicas de Zr-U do primeiro núcleo do reator Shippingport; dispersão de $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2$ do segundo núcleo do reator Shippingport; combustível tipo placa de UO_2 do segundo núcleo do reator Shippingport e, em versão mais moderna, dos reatores de pequeno porte franceses destinados à propulsão naval (CAP), combustível este denominado *caramelo*; combustíveis tipo liga de U-Zr-H (TRIGA), propostos para reatores de pequeno porte (GA); combustíveis à base de U e Th ou U e Pu (MOX), que são utilizados em alguns reatores de forma experimental. Também vários tipos de venenos queimáveis homogeneizados aos combustíveis, tais como Gd_2O_3 e ZrB_2 , têm sua utilização necessária para garantir alto desempenho do núcleo. [12, 29, 49, 51, 52]

Um outro exemplo de repensar combustíveis para melhor atender a um projeto de reator seguro é o projeto PRISM de reator rápido refrigerado a metal líquido (*Power Reactor Inherently Safe Module* da GE), no qual o combustível de óxido (U, Pu) O_2 foi substituído por combustível metálico de liga de U-Pu-Zr (desenvolvimento do ANL – *Argonne National Laboratory*), que demonstra ter características de desempenho melhores que o óxido para esse tipo de reator. [5, 7, 53, 54] Este caso do PRISM é um exemplo marcante sobre a busca do melhor tipo de combustível para uma determinada aplicação. No início do desenvolvimento de reatores rápidos, eram utilizados combustíveis metálicos, sendo, no entanto, esquecidos por um bom tempo devido à utilização de óxidos mistos de U e Pu. Eles ressurgem agora, no estudo do ANL, devido às vantagens de desempenho e utilização inerentes a combustíveis metálicos.

Outro desenvolvimento importante que deve ser enfocado é o da utilização de reatores tipo PWR para propulsão naval, principalmente referente a submarinos. Existe no mundo uma quantidade grande (mais de 400), com experiência operacional e de desempenho bastante grande (embora sejam dados sigilosos). Esse tipo de reator se caracteriza como um “reator avançado”, pois conceitos de flexibilidade operacional, segurança passiva, simplicidade, robustez, etc. são pontos fundamentais em seus projetos. Observando, no

Anexo A, as características impostas pelo EPRI para ALWR, pode-se ver, por exemplo, estas características de reatores navais: margens térmicas adequadas, doses ocupacionais reduzidas, alto tempo entre recargas, seguimento de carga diário, etc. O próprio AP600 adota a característica de bomba do primário encapsulada acoplada ao gerador de vapor, sendo a mesma solução adotada pelo reator francês CEA-CAS para propulsão naval.^[18, 103]

Um outro exemplo interessante é o que foi realizado pelo programa RERTR (*Reduced Enrichment for Research and Test Reactors*), estabelecido desde 1978 pelo governo americano.^[56, 57] Embora esse programa seja aplicado a reatores de pesquisa, as lições obtidas se aplicam aos reatores de potência. Foram pesquisados e desenvolvidos novos combustíveis à base de dispersões em substituição a combustíveis tipo liga de U-Al, que já tinham excelente desempenho sob irradiação. Os novos combustíveis obtidos também possuem alto desempenho sob irradiação, alcançando a meta de utilização de baixo enriquecimento (< 20% em peso de ²³⁵U). Além disto, o conhecimento sobre “sistema combustível” foi aprofundado. Novas técnicas de fabricação e obtenção dos materiais combustíveis, bem como sua caracterização sob irradiação, também foram conquistas desse programa, e que podem ser utilizadas para desenvolvimentos de combustíveis de reatores de potência.

1.5 Desenvolvimento do Trabalho

É proposta deste trabalho apresentar o estudo sobre a busca de um núcleo adequado para atender as características de um reator PWR avançado.

O Capítulo 2 apresenta uma estrutura de projeto de combustíveis para reatores de potência. A visão de projeto é essencial para se propor um núcleo de reator, pois a matéria é multidisciplinar em termos de engenharia. Esta foi a estrutura aplicada na Divisão de Engenharia do Núcleo do IPEN/CNEN-SP e se configura como trabalho desenvolvido pelo autor para desenvolvimento de um sistema de tecnologia de combustível.

O Capítulo 3 apresenta um estudo qualitativo sobre as várias opções de combustíveis que podem ser utilizados em núcleos de reatores PWR. É feita uma análise comparativa entre eles, verificando suas características de desempenho e segurança frente aos requisitos adotados pelo EPRI para reatores avançados. Para efeito de análise e de

comparação de resultados são adotadas, como plantas base, a de ANGRA I (626 MWe – Westinghouse) e o projeto AP600 (600 MWe – Westinghouse). Com base nesse estudo comparativo, são escolhidas as opções de núcleo para os reatores avançados.

O Capítulo 4 apresenta alguns experimentos realizados tanto a nível de desenvolvimento do combustível nuclear como de características de desempenho e que servem de base à tomada de decisão do núcleo para o projeto de reator avançado.

O Capítulo 5 apresenta uma análise simplificada de caracterização do núcleo de reator “PWR Passivo”, tanto pela proposição de combustível tipo vareta do projeto AP600, quanto pela proposição deste trabalho, que determinou um combustível tipo placa com arranjo mecânico especial (segmentado). É demonstrada a viabilidade técnica desse combustível segmentado em termos de desempenho operacional e de fabricação.

Finalmente, no Capítulo 6, são apresentadas as conclusões do trabalho.

2 PROJETO DE ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS

Este capítulo apresenta um esquema de organização para projeto de elementos combustíveis de reatores nucleares que tem sido utilizado na Divisão de Engenharia do Núcleo do IPEN/CNEN-SP. São verificados: a necessidade de um conhecimento profundo sobre características de materiais e desempenho destes em condições existentes no reator; a necessidade de se conceber, mecanicamente, a melhor forma de o combustível atender os requisitos funcionais no reator e que seja compatível com processos de fabricação; a necessidade de se estabelecer modelos analíticos/numéricos para demonstração de projeto; e, principalmente, a necessidade de uma infra-estrutura experimental bastante grande de análise e caracterização, já que o combustível se constitui na primeira barreira para liberação de produtos de fissão e sobre ele pesa uma grande responsabilidade de segurança.

As idéias e os exemplos aqui apresentados estão direcionados, principalmente, para reatores de potência e de pesquisa moderados e refrigerados a água leve, mas a extensão dessas idéias é válida para qualquer tipo de combustível ou reator.

2.1 *Combustíveis Nucleares*

2.1.1 Materiais Combustíveis

As funções básicas do combustível no reator nuclear são: gerar as fissões nucleares; transferir a energia gerada na fissão para o refrigerante; reter os produtos de fissão.

As principais características requeridas são: compatibilidade entre os materiais combustíveis, de ligação, de revestimento, com o refrigerante/moderador; estabilidade mecânica, térmica e à irradiação; boa resistência à corrosão e corrosão sob tensão; resistência à fadiga; facilidade de fabricação (materiais/componentes/montagens); facilidade

de reprocessamento; boa economia de nêutrons; longo tempo de operação no reator e alta queima; baixo custo.

Os combustíveis nucleares são formados dos elementos físeis e férteis (U,Th,Pu), sob diversas formas de compostos e materiais estruturais que servem de elementos de ligação, revestimento e estrutura. A característica do combustível está associada às necessidades neutrônicas e térmicas, e depende da compatibilidade do teor do material fissil/fértil com o processo de fabricação e também do seu desempenho sob irradiação. De maneira geral, procura-se associar o urânio (tório ou plutônio) a materiais de baixa seção de choque de absorção, de forma a se trabalhar com a relação teor de urânio/concentração isotópica de ^{235}U adequada.

Os principais materiais combustíveis estão em forma de ligas metálicas, materiais cerâmicos e dispersões.^[45, 46, 47, 48, 49, 50, 58] A Tabela 2.1 apresenta essa classificação.

Tabela 2.1 - Tipos de Combustíveis de Urânio

Combustíveis à base de Urânio	Metálicos	Alto teor de U	Exemplos: U metálico. U-Zr. U-Mo. U-Nb	
		Baixo teor de U	Exemplos: Zr-U, Zr-U-H Al-U	
	Cerâmicos	Óxidos Carbetos Nitretos	Exemplos: UO_2 , U_3O_8 UC.UN	
		Dispersões	Cermets	Exemplos: UO_2 -aço inox. U_3O_8 -Al
			Dispersões metálicas	Exemplos: U_3Si_2 -Al. UAlx-AL. U_3Si -Al

Os combustíveis de ligas metálicas têm as seguintes vantagens: boa economia de nêutrons, alta condutividade térmica e boa fabricabilidade dentro de certos limites de teor de urânio. Pode-se classificar os combustíveis metálicos em ligas com alto teor de urânio (ou ligas de urânio) e ligas com baixo teor de urânio (ou dispersão metálica de compostos de

urânio no metal base). No primeiro caso, o urânio é o principal componente da liga (> 80% em peso) e, no segundo caso, o urânio é o menor componente da liga (< 40% em peso).

O urânio tem três mudanças alotrópicas entre a temperatura ambiente e seu ponto de fusão. A fase gama é cúbica de corpo centrado e existe acima de 772 °C. A fase beta é tetragonal e está compreendida entre 669 °C e 772 °C. A fase alfa é ortorrômbica e está abaixo de 669 °C.^[54] Normalmente se utiliza o combustível metálico na fase alfa. Ciclagens de temperatura com mudança de fase alfa para beta levam a variações dimensionais acentuadas no material. Também o urânio metálico é altamente reativo, quimicamente, e tem compatibilidade a altas temperaturas somente com alguns materiais refrigerantes (CO₂, He). A característica mais importante de irradiação da fase alfa é a instabilidade geométrica devido ao crescimento anisotrópico e ao inchamento. Como consequência desses fatos, a utilização de urânio metálico, como combustível, fica restrita a baixas temperaturas e baixas queimas.

Como alternativa de estabilização do urânio metálico em temperatura e sob irradiação, buscou-se agregar elementos de liga. Pequenas quantidades de Al, Fe e Si foram agregadas de modo a formar pequenos precipitados que controlam o comportamento dos defeitos pontuais e tamanho de grão da liga. Outros estudos foram feitos com adição de maiores quantidades de elementos de liga que formam soluções sólidas. Foram utilizados Mo, Zr, Ti, Nb. No entanto, cada liga obtida possui uma característica microestrutural e faixa de temperatura adequada de utilização e limitações com relação à irradiação. O *Argonne National Laboratory* (ANL) realizou estudos, para utilização em reatores rápidos, com ligas de U-Pu-Zr. Esta liga ternária, estudada para diferentes relações entre os elementos da liga, tem demonstrado um ótimo comportamento sob irradiação. A sua aplicação, no entanto, está relacionada a reatores rápidos que possuem metal líquido como refrigerante.^[54]

Ligas com baixo teor de urânio são possíveis de melhor desempenho, tanto quanto à estabilidade dimensional, quanto à corrosão em meio aquoso. Neste caso, a liga se comporta como uma espécie de “dispersão metálica” em que o urânio (fase fissil) está na forma de uma fase, ou intermetálico, dissolvido numa matriz contínua da fase do material não fissil. Aplicações deste tipo de liga são as de Zr-U, que foi desenvolvida e utilizada no programa naval americano e primeiro reator comercial para produção de energia elétrica (*Shippingport*), e as de Al-U, desenvolvidas e aplicadas em reatores de pesquisa.

Ligas de Al-U foram utilizadas em larga escala em reatores de pesquisa (MTR), já que as temperaturas envolvidas nesses reatores ($< 150^{\circ}\text{C}$) permitem a utilização dessas ligas associadas a revestimento de alumínio. A temperaturas mais altas, há reações químicas entre o urânio e o alumínio, bem como há uma aceleração do processo de corrosão do revestimento. Normalmente são utilizados enriquecimentos da ordem de 40 a 93% de ^{235}U , já que o teor de urânio na liga é limitado. Com a limitação internacional de fornecimento de urânio alto enriquecido (limitado a 20% de enriquecimento) estas ligas deixaram de ser utilizadas, embora tenham demonstrado um alto desempenho sob irradiação.

Ligas de Zr-U têm aplicação em reatores de potência. O zircônio tem um alto ponto de fusão, baixa seção de choque de absorção, boa resistência à corrosão, e o urânio é pouco solúvel nele. Ligas contendo 14% em peso de urânio foram utilizadas demonstrando um bom desempenho sob irradiação. Neste tipo de combustível não são possíveis ciclagens térmicas acima de 600°C , pois há mudança de fase na liga, acarretando mudanças geométricas e estruturais. O primeiro núcleo do reator de potência Shippinport (primeiro reator comercial) utilizou esta liga de Zr-U.

Ligas do tipo U-ZrH_x são utilizadas em reatores de pesquisa tipo TRIGA. Têm como características um grande coeficiente de temperatura negativo, uma baixa taxa de liberação de produtos de fissão e uma maior capacidade de utilização a maiores temperaturas que a liga Zr-U. Valores desde 0,5 a $1,3 \text{ gU/cm}^3$ para densidade de urânio na liga são encontrados para este tipo de combustível, sendo que valores até $3,7 \text{ gU/cm}^3$ têm sido testados com algum sucesso.^[56]

↙ O aumento do desempenho de combustíveis e da eficiência térmica de uma usina nuclear de potência requer aumento da temperatura do combustível. O aumento da temperatura de operação nos combustíveis metálicos pode resultar em dois efeitos adversos: fusão da parte central do combustível devido ao baixo ponto de fusão das ligas utilizadas, e inchamento e taxa de *creep* excessivos devido à instabilidade sob irradiação a alta temperatura. Materiais cerâmicos são sólidos inorgânicos, possuindo ligações interatômicas predominantemente iônica ou covalente, podendo, portanto, ser processados ou operados a altas temperaturas, já que possuem um alto ponto de fusão. As vantagens de se usar materiais cerâmicos como combustível de reatores de potência são: maiores temperaturas permitidas para o combustível devido ao alto ponto de fusão; boa estabilidade (dimensional e estrutural)

devido à ausência de transformações de fase a baixas temperaturas; boa estabilidade à irradiação; alta resistência à corrosão e compatibilidade com o revestimento (zircaloy, aço inox) e o refrigerante (água, vapor) no reator. As propriedades nucleares básicas nos combustíveis cerâmicos são: alto número de átomos de urânio por unidade de volume (o que evita a necessidade de alto enriquecimento de urânio); e baixo número de massa e baixa seção de choque de absorção do elemento não fissil no composto.

Os principais materiais cerâmicos utilizados como combustível nuclear são: UO_2 , $\text{UO}_2\text{-PuO}_2$, $(\text{U-Pu})\text{O}_2$, ThO_2 , UC, UN, entre outros.

Em reatores de potência a água leve (PWR, BWR) e a água pesada (PHWR, CANDU) é utilizado como material combustível o UO_2 . O combustível de UO_2 é apresentado de várias formas tais como pastilhas cilíndricas, pastilhas anulares e plaquetas, sendo todas as formas sinterizadas com densidade do material na faixa de 92 a 97% da densidade teórica (processo de fabricação: compactação do pó de UO_2 na forma desejada e sinterização posterior a aproximadamente 1600 °C). A condutividade térmica do UO_2 é um pouco baixa e com a alta potência gerada no reator leva à existência de altos gradientes térmicos no combustível. Como consequência, são geradas tensões térmicas que causam rachaduras no material cerâmico, mas que não causam grandes problemas de desempenho, pois o revestimento metálico retém o combustível. Altos níveis de potência podem levar à fusão da parte central do combustível. No entanto, isto é evitado em reatores térmicos, pois pode gerar problemas de desempenho. As principais limitações no desempenho do UO_2 são o inchamento causado por produtos de fissão (sólidos e gasosos) e a liberação de produtos de fissão gasosos para o ambiente contido pelo revestimento, deteriorando a transferência de calor do combustível para o refrigerante.

A experiência mundial de utilização de UO_2 em reatores comerciais de geração de energia elétrica é altamente expressiva. As queimas alcançadas pelo UO_2 nos reatores atingiram valores que garantem alta confiabilidade de sua utilização (>60000 MWd/tU). Isto justifica, por si só, tecnicamente, a continuidade de sua utilização em reatores avançados.

Define-se combustível tipo dispersão aquele constituído de compostos cerâmicos, ou de ligas metálicas, ou de compostos intermetálicos de material fissil/fértil (urânio, tório ou plutônio) dispersos em matriz não fissil. Técnicas de metalurgia do pó são utilizadas na fabricação deste tipo de combustível. As propriedades físicas e mecânicas de

uma dispersão ficam com características entre as propriedades do material disperso e do material da matriz, predominando aquele com maior teor volumétrico na dispersão. A condutividade térmica, por exemplo, de um *cermet* (dispersão de cerâmico em metal) é normalmente mais baixa que o metal da matriz, mas é superior ao cerâmico da fase dispersa. Alguns itens que podem ser comparáveis entre um *cermet* e uma cerâmica são: *cermets* têm maior resistência mecânica e ductilidade que cerâmicos; *cermets* têm maior resistência a choque térmico que cerâmicos, embora sejam ainda relativamente frágeis; ambos têm uma alta resistência à irradiação e à corrosão; ambos são relativamente estáveis a altas temperaturas.

Os combustíveis nucleares constituídos de dispersões podem oferecer vantagens sobre os combustíveis de ligas metálicas, tais como: aumento da vida útil de operação do combustível no reator, pois os danos dos produtos de fissão ficam localizados em uma zona imediatamente adjacente à fase dispersa (contendo elemento fissil), minimizando os danos da matriz metálica e o inchamento; a seleção dos materiais pode ser estendida de modo a permitir o uso de materiais combustíveis diluídos em materiais metálicos, conseguindo-se propriedades físicas, térmicas e mecânicas que não seriam alcançadas com o material combustível básico.

Os combustíveis nucleares tipo dispersão são constituídos, normalmente, dos compostos de urânio (UO_2 , U_3O_8 , U_3Si_2 , UZr_2 , etc.) dispersos numa matriz contínua de um material estrutural (Al, zircaloy, aço inox, etc.). A fim de minimizar os danos da radiação (efeitos da irradiação) e prover resistência mecânica e ductilidade, a matriz (material estrutural) deve predominar no volume, formando uma matriz contínua envolvendo a fase fissil. Para se alcançar os objetivos desejados de desempenho num combustível dispersão, os seguintes itens devem ser observados: o tamanho das partículas dispersas (fissil) deve ser grande comparado ao percurso médio de um fragmento de fissão; a distribuição das partículas dispersas na matriz deve ser o mais uniforme possível; a densidade do material da fase dispersa (fissil) deve ser alta; a fase contínua da matriz de metal deve ter o máximo de volume possível na dispersão. As dispersões podem, no entanto, ter dificuldades de manter a uniformidade de propriedades físicas, mecânicas e térmicas durante irradiação no reator (para altas queimas), particularmente a resistência mecânica, ductilidade, resistência à corrosão e estabilidade sob irradiação. Os principais combustíveis, tipo dispersão, utilizados são: UO_2 disperso em aço inox; U_3O_8 , U_3Si_2 e UAl_x dispersos em alumínio.

UO₂ disperso em aço inox tem aplicação em reatores de potência refrigerados a água. Foi utilizado pelos americanos em reatores militares de pequeno porte.^[29, 43, 46, 59]

Como o alumínio possui baixa seção de choque de absorção, mas possui restrições em relação à faixa de temperatura que pode ser utilizado (baixo ponto de fusão – 650 °C), ele é utilizado principalmente em combustíveis de reatores de pesquisa, principalmente em reatores tipo MTR (*Material Test Reactor*), onde podem ser obtidos altos fluxos de nêutrons a relativamente baixas temperaturas (< 150 °C). A utilização de dispersões de materiais de alta densidade de urânio (U₃O₈, U₃Si₂) em matriz de alumínio foi a solução encontrada para substituir os combustíveis de alto enriquecimento dos reatores MTR que usavam ligas de U-Al. Programas a nível mundial foram elaborados de forma a pesquisar e qualificar combustíveis à base de dispersão com alta densidade de urânio (programa RERTR – DOE/ ANL –USA).^[57]

2.1.2 Elementos Combustíveis

Define-se elemento combustível (EC) como o componente do reator que contém de forma apropriada o material combustível numa forma geométrica e estrutural bem definida. O núcleo do reator é constituído de um conjunto de elementos combustíveis. Cada tipo de reator possui um tipo apropriado de material combustível e uma forma apropriada de elemento combustível que contém esse material.

Entre as diversas formas utilizadas, as principais são elementos combustíveis com placas combustíveis e elementos combustíveis com varetas cilíndricas. Os elementos combustíveis tipo placa são utilizados na maioria dos reatores de pesquisa e em alguns reatores de potência refrigerados e moderados à água leve. Os elementos combustíveis com varetas cilíndricas são utilizados principalmente nos reatores de potência de geração de energia elétrica. A diferença básica entre os dois tipos reside na relação fluxo neutrônico/densidade de potência/área de transferência de calor, nos processos de fabricação, na autonomia/desempenho sob irradiação, e nas características de rigidez e desempenho estrutural. O arranjo mecânico de cada elemento combustível depende do tipo de reator e sua aplicação. Reatores de pesquisa de alto fluxo, por exemplo, requerem núcleos bem compactos

e de alta rigidez, sendo os elementos combustíveis constituídos de placas curvas ou anulares devido à grande velocidade da água do primário através do núcleo. Já reatores de pesquisa, de fluxo baixo ou intermediário, utilizam, normalmente, placas planas mantidas paralelas por placas suportes laterais, formando uma estrutura simples mas com alta rigidez. Reatores de potência comerciais têm núcleos constituídos de varetas combustíveis cilíndricas, com comprimentos elevados, possuindo pouca rigidez como estrutura, e utilizando componentes mecânicos mais elaborados, como, por exemplo, grades espaçadoras, que necessitam de processos avançados de estamparia e soldagem. Reatores de potência de pequeno porte e reatores navais utilizam, em sua maioria, combustíveis tipo placa, os quais garantem alta rigidez mecânica para os esforços dinâmicos solicitados (acelerações devido a movimento do navio e choque).

Para melhor entender como um elemento combustível é constituído, podem-se listar os principais requisitos funcionais que ele deve atender dentro do reator. Além dos requisitos básicos de projeto neutrônico/termo-hidráulico/desempenho do combustível sob irradiação, o projeto mecânico do elemento combustível tipo vareta para reator PWR deve atender os seguintes requisitos:^[60]

- manter uma geometria no combustível e um posicionamento axial e radial aceitáveis, isto é, permitir a fixação do EC no núcleo e das varetas no EC;
- permitir um fluxo de refrigerante e uma transferência de calor aceitáveis;
- manter uma barreira de separação entre o combustível (e os produtos de fissão gerados durante a irradiação) e a água de refrigeração;
- permitir expansões radiais e axiais das varetas e também do EC como um todo em relação aos internos do reator;
- permitir suporte próprio, ou seja, ter sustentação própria quando necessário e ter uma resistência bem definida às distorções ocasionadas por cargas laterais e axiais;
- resistir à ação de forças devido ao escoamento do fluido, ou seja, deve acomodar os efeitos de vibração, atrito, levantamento, pulsos de pressão e instabilidade de escoamento;

- permitir o controle do processo de fissão, isto é, dar guia para os elementos de controle;
- permitir o posicionamento de varetas de veneno queimável, acomodar efeitos de fluxo de nêutrons, temperatura, gradientes e transientes de pressão, atrito, amortecimento e impactos associados com a movimentação de elementos de controle;
- permitir o posicionamento da instrumentação interna do núcleo e outros componentes quando associados ao EC, o que inclui veneno queimável, fontes de nêutrons, tampões de vedação e instrumentação de monitoração;
- acomodar efeitos químicos, térmicos, mecânicos e de irradiação sobre os materiais, a exemplo de: corrosão sob tensão, hidretação, fragilização por hidrogênio, densificação, *creep*, etc.;
- permitir manuseio, transporte e carregamento no núcleo, isto é, ter detalhes construtivos para içamento, pontos de contato, molas de fixação ou outros detalhes necessários, incluindo previsão de carregamento e compatibilidade com equipamentos de interface;
- manter todos os EC dentro do núcleo compatíveis entre si.

O elemento combustível de um reator PWR comercial se constitui num arranjo de varetas combustíveis (14 x 14, 15 x 15, 16 x 16, 17 x 17, 18 x 18) com espaçamento definido. Os principais componentes do elemento combustível são: vareta combustível, tubo guia da vareta de controle, grades espaçadoras, bocais de extremidade, e mola de fixação do EC. A Figura 2.1 exemplifica o EC de um PWR comercial.

A vareta combustível contém de forma isolada o material fissil. Ela é constituída dos seguintes itens: pastilhas combustíveis, pastilha isolante, mola de fixação da coluna de pastilha, tubo metálico de revestimento e tampões de extremidade. A pastilha combustível contém o material fissil e é feita de UO_2 sinterizado. Normalmente, o enriquecimento em ^{235}U é da ordem de 2 a 4%. A densidade da pastilha é em torno de 93 a 95% da densidade teórica do UO_2 . A forma da pastilha é cilíndrica, com cavidades nas extremidades e chanfros nas bordas. Essa forma é feita a fim de minimizar as expansões térmicas axiais e radiais das extremidades da pastilha, de forma a melhorar o desempenho da vareta durante irradiação (evitar alta deformação axial da coluna de pastilhas e evitar contato rígido pastilha-

revestimento na interface entre pastilhas), já que o gradiente térmico radial na pastilha é muito acentuado. Para manter a coluna de pastilhas unidas dentro da vareta combustível (principalmente durante manuseio e transporte do EC) e criar espaços vazios para acomodar os gases de fissão produzidos durante irradiação, é colocada uma mola na parte superior da vareta. Essa mola acomoda também as expansões diferenciais entre a coluna de pastilha e o revestimento, evitando altas tensões. Entre a mola e a coluna de pastilhas combustíveis é colocada uma pastilha isolante de Al_2O_3 (alumina), de forma a diminuir o fluxo de calor da pastilha combustível para a região da mola (*plenum*) bem como evitar reações entre a pastilha e a mola, já que as temperaturas na região central da pastilha podem ser altas (acima de $600^\circ C$). Da mesma forma, na extremidade inferior da coluna de pastilhas combustíveis são colocadas uma ou mais pastilhas isolantes para se evitar o contato da parte central da pastilha combustível com o tampão de extremidade, bem como poder servir de posicionamento axial para a coluna de pastilhas. Alguns fabricantes (KWU) utilizam um tubo interno na parte inferior da vareta para posicionamento da coluna de pastilhas combustíveis, que serve também para prover mais espaço para acomodar gases de fissão. O tubo metálico de revestimento e os tampões de extremidades servem para manter estanques as pastilhas combustíveis bem como os produtos de fissão gasosos produzidos na pastilha combustível durante irradiação. Os tampões são soldados ao tubo de revestimento. Qualquer ruptura do tubo, durante a operação no reator, leva à liberação de produtos de fissão radioativos para o refrigerante. O material normalmente utilizado para o tubo de revestimento são ligas de zircônio (zircaloy-4, ZirloTM, Duplex), que possuem boas características mecânicas e resistência à corrosão, bom desempenho sob irradiação e baixa seção de choque de absorção. Também é utilizado aço inox austenítico (AISI 304, AISI 347), que, no entanto, possui alta seção de choque de absorção comparado ao zircaloy. As varetas combustíveis são preenchidas internamente com gás hélio, de forma a melhorar a transferência de calor das pastilhas para o revestimento (e deste para o refrigerante), já que existe uma folga entre a pastilha combustível e o revestimento. Essa folga serve para acomodar as expansões diferenciais entre pastilha e revestimento ao longo de irradiação.

O espaçamento entre varetas combustíveis no arranjo do EC é definido pelo projeto neutrônico (relação U/H_2O) e por questões de transferência de calor (área de transferência de calor/volume de água). O número de varetas combustíveis no arranjo do EC depende da relação entre a potência global do reator e a densidade linear de potência desejada

para cada vareta. As dimensões das varetas são definidas por questões de desempenho sob irradiação, além do aspecto neutrônico/termo-hidráulico referido anteriormente.

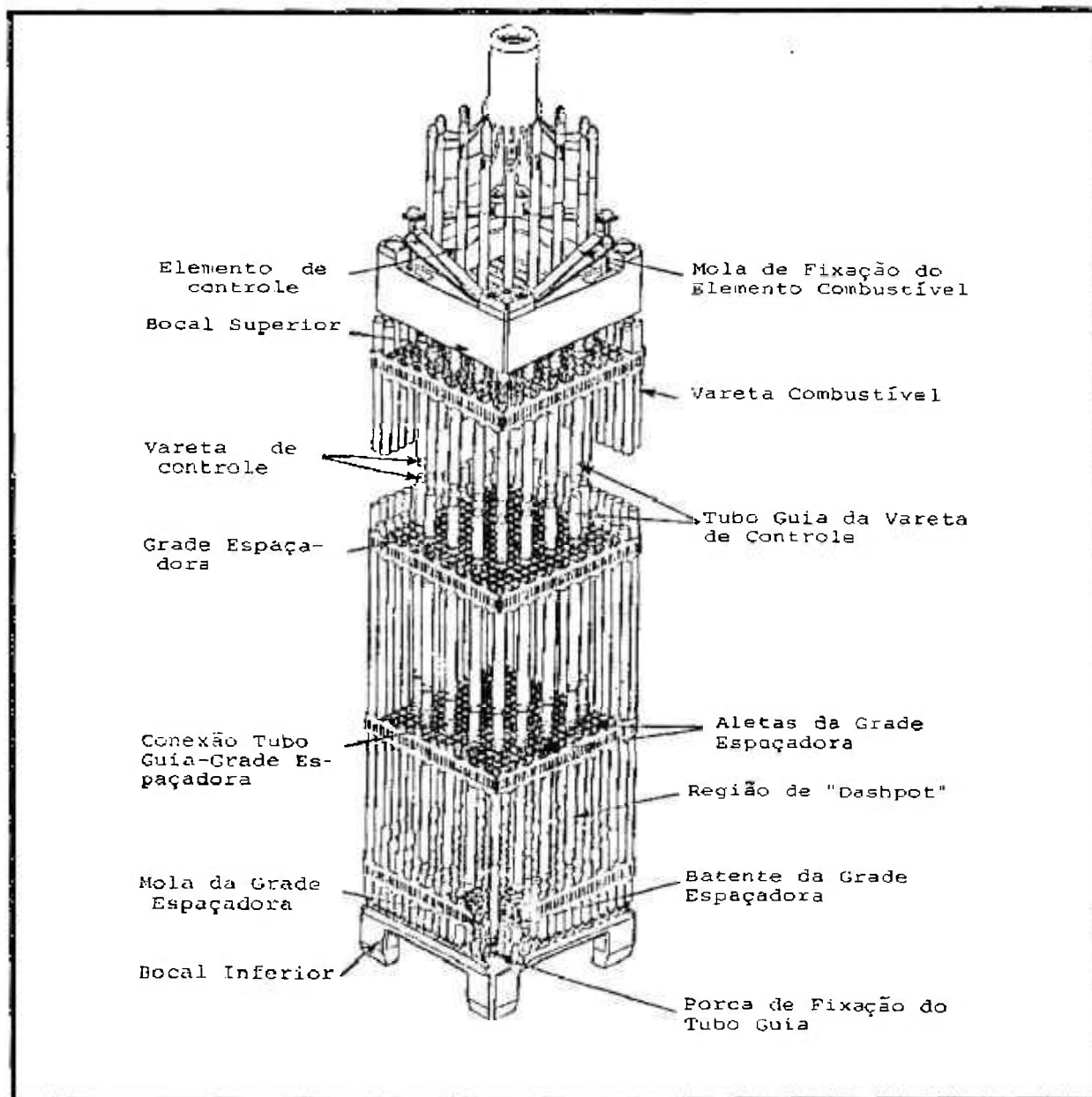


Figura 2.1 - Elemento Combustível Típico PWR (Westinghouse)

Algumas posições do arranjo de varetas do EC são ocupadas por tubos que servem de guia para as varetas absorvedoras que adentram o EC de forma a controlar a reação em cadeia no núcleo do reator. Esses tubos são abertos na extremidade superior, permitindo a penetração da vareta absorvedora e sua movimentação de inserção e retirada no EC. Na parte inferior, possuem alguns furos que permitem o escoamento do refrigerante por dentro do tubo,

e existe também um estreitamento do tubo, que, juntamente com os furos, faz um efeito de “amortecimento hidráulico” (*dashpot*) da queda da barra de controle (conjunto de varetas absorvedoras) dentro do EC, numa situação de desligamento rápido do reator. O material normalmente utilizado para esse tubo é zircaloy ou aço inox austenítico. A posição central do arranjo de varetas no EC pode ser ocupado por um tubo que serve de guia para inserção de instrumentação interna do núcleo. São utilizados detectores de nêutrons para medida de fluxo, e termopares para medir temperatura. O detalhe desses tubos guias de instrumentação depende da concepção da própria instrumentação. Por exemplo, em ANGRA I, os detectores *in core* entram pela parte inferior do vaso do reator, sendo guiados até o tubo guia de instrumentação do EC.

As grades espaçadoras têm a função de manter a posição das varetas combustíveis dentro do arranjo do EC. Elas são elementos estruturais bem rígidos, montadas numa forma reticular por tiras metálicas entrelaçadas. Nas posições de fixação das varetas combustíveis existe um sistema mola-batente estampado nas tiras. Esse sistema permite a fixação da vareta no plano da grade, mas possibilita o deslizamento da vareta no sentido perpendicular à grade. Este modo de fixação permite expansões axiais diferenciais entre varetas combustíveis sem causar tensões excessivas. No entanto, a força de fixação das varetas deve garantir, ao longo de toda vida útil do EC no reator, que não haja atrito entre a vareta e a grade (*fretting*) para as cargas advindas da vibração da vareta combustível induzida pelo escoamento do fluido refrigerante. As grades possuem também aletas defletoras para prover maior agitação na água de refrigeração que passa ao longo do EC. Isto melhora a transferência de calor das varetas combustíveis para o refrigerante, mas, aumenta a excitação de vibração nas varetas combustíveis. O projeto desse dispositivo deve ser feito com base experimental para sua otimização. Como material das tiras da grade é normalmente utilizado o inconel 718, que, por ser uma liga de níquel, possui alta resistência à corrosão, e, por ser endurecido por precipitação, possui alta resistência mecânica. Os combustíveis mais avançados utilizam grades espaçadoras formadas por tiras de zircaloy (com tratamento especial para aumentar a resistência mecânica) mas mantendo as molas de fixação da vareta de inconel (mola de inconel fixa à tira de zircaloy), possibilitando, com isto, um componente que cumpre a função mecânica e minora a absorção de nêutrons.

Os bocais de extremidade do EC servem de orientadores do fluxo de água para os canais de refrigeração entre as varetas combustíveis e, também, como componentes

estruturais de ligação do EC com as estruturas do reator. São feitas de aço inox austenítico e cada fabricante possui uma forma geométrica distinta, que depende basicamente da facilidade de fabricação e do detalhamento hidráulico do reator. O bocal inferior possui forma e dispositivos de retenção de materiais estranhos (filtro de *debris*), diminuindo a possibilidade que esses materiais estranhos ao ambiente do reator danifiquem as varetas combustíveis.

O EC possui como estrutura principal o que é denominado de “esqueleto”. O esqueleto é formado pela junção rígida dos tubos guias às grades espaçadoras e aos bocais de extremidade. Essa estrutura serve de suporte para as varetas combustíveis e dá uma rigidez de conjunto ao EC. As varetas combustíveis são apenas fixadas pelas grades espaçadoras através do sistema mola-batente. As duas extremidades das varetas combustíveis são livres para expandir axialmente, existindo um espaço livre entre as extremidades das varetas e os bocais do EC. A expansão diferencial entre varetas combustíveis, ou entre varetas e os tubos guia, dá-se pelos gradientes térmicos existentes (devido à geração de potência diferenciada entre varetas combustíveis e potência próxima de zero no tubo guia) e pelo crescimento axial de tubos de zircaloy dependentes da fluência neutrônica (diferenciado também entre varetas e tubos guias).

O EC é fixado à placa inferior e superior do núcleo apenas por apoio de compressão, existindo uma mola de fixação no bocal superior para permitir expansões diferenciais entre o EC e os internos do reator. Neste modo de fixação é suposto que cada EC não interfira com os EC adjacentes, sendo cada EC ligado exclusivamente às placas suporte do núcleo.

Os elementos combustíveis tipo placa para reatores PWR são constituídos de um conjunto de placas combustíveis planas, paralelas entre si, sendo a quantidade e características destas definidas por cada tipo de projeto. Os principais componentes deste tipo de elemento combustível são: placa combustível, espaçador e fixador das placas, tubo suporte externo, bocais de extremidade e molas de fixação.

As placas combustíveis contêm o material físsil/fértil. Elas são constituídas do cerne contendo o material combustível em si e de um revestimento metálico que mantém de forma estanque esse cerne. O cerne pode conter o material combustível na forma de liga metálica, dispersão ou cerâmico. Liga de Zr-U, dispersão de UO_2 - ZrO_2 , dispersão de UO_2 -aço inox e UO_2 foram utilizados em reatores PWR. Zircaloy é utilizado como revestimento

quando o cerne é liga de zircônio, dispersão com Zr e UO_2 cerâmico. Aço inox é usado como revestimento em placas combustíveis com dispersão de UO_2 -aço inox. No caso de placas combustíveis de liga ou dispersão, o cerne é contínuo na placa devido ao processo utilizado em sua fabricação. Os processos de fabricação mais utilizados para a obtenção das placas combustíveis são: o de “moldura” (*picture frame*), em que a liga de U ou dispersão é colocada numa moldura e envolvida pelo material de revestimento (zircaloy ou aço inox), sendo feita a laminação (inicial a quente e final a frio) para as dimensões desejadas; e o processo de co-lingotamento, em que o material de revestimento é fundido sobre o cerne, sendo feita a laminação (inicial a quente e final a frio) posterior para as dimensões desejadas. No caso de plaquetas de UO_2 (*caramelo* - patente francesa), é feita uma montagem da placa. As pastilhas são colocadas individualmente em uma moldura e envolvidas pelo material de revestimento (zircaloy) já na geometria final, sendo então realizados os procedimentos de solda com feixe de elétrons ou laser, para o fechamento das bordas, e soldagem por difusão em autoclave, para o fechamento de cada compartimento com as plaquetas de UO_2 . Cada plaqueta de UO_2 deve possuir um recobrimento com cromo para impedir a reação do UO_2 com o zircaloy durante a soldagem por difusão (autoclave a $900\text{ }^\circ\text{C}$ e 1000 atm de pressão).

O conjunto de placas é mantido de forma paralela por meio de solda a uma placa metálica espaçadora lateral, colocada em várias posições ao longo da altura das placas (concepção caramelo), ou por uma placa suporte lateral contínua ao longo de toda altura das placas (concepção *Shippingport*). Em qualquer uma das formas, a função é dar estrutura mecânica ao conjunto de placas, mantendo uniforme o canal de água entre as placas.

As placas combustíveis, suportadas estruturalmente pelas placas laterais, são colocadas num tubo suporte externo. A forma desse tubo, normalmente quadrado, permite acomodar o conjunto de placas e dar resistência de conjunto ao EC, prover o caminho do fluido refrigerante ao conjunto de placas e prover meios mecânicos para a inserção do elemento de controle. O material utilizado para esse tubo é normalmente de zircaloy (zircaloy-4), para minimizar absorções de nêutrons. A configuração das placas combustíveis dentro do tubo externo, pode ser de quatro conjuntos de placas com a barra de controle entrando no interior do elemento combustível (*seed* de *Shippingport*), ou pode ser de dois conjuntos de placas, sem a barra de controle entrando no centro do elemento combustível. Neste caso, as barras de controle podem ser utilizadas entre elementos combustíveis

(concepção francesa para o elemento combustível caramelo e também a concepção de reatores BWR).

Nas extremidades dos tubos externos são utilizados bocais que têm a finalidade de direcionar o fluido refrigerante e também servir de elemento de fixação mecânica do elemento combustível com as estruturas suporte do núcleo do reator (placas suporte inferior e superior). No bocal inferior podem existir dispositivos geométricos ou mecânicos que sirvam como filtro para materiais estranhos (filtro de *debris*), de forma que não haja fechamento dos canais de refrigeração ou danos nas placas combustíveis.

Para acomodar expansões diferenciais entre elementos combustíveis e entre o elemento combustível e as placas suporte do núcleo, deve existir um elemento tipo mola colocado no bocal superior. A Figura 2.2 apresenta o esquema de um combustível tipo placa, utilizando plaquetas de UO_2 como material combustível.

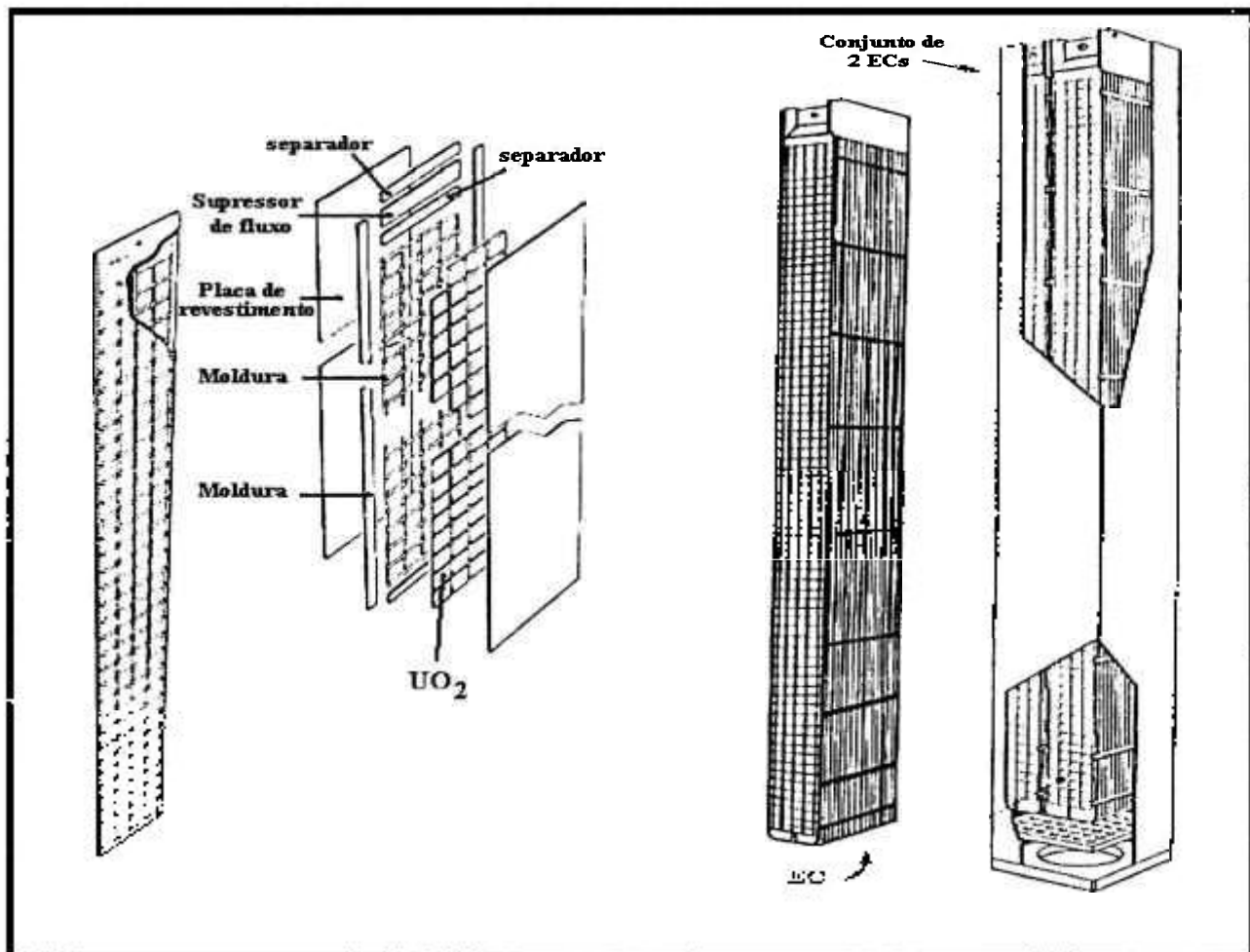


Figura 2.2 - Elemento Combustível tipo Placa para Reator PWR

2.1.3 Elementos Absorvedores de Nêutrons

Foi visto que a estrutura do elemento combustível deve prever a existência do elemento absorvedor (barra absorvedora) de nêutrons. Portanto também é importante, na engenharia do combustível, conhecer os materiais e as formas de aplicação dos absorvedores de nêutrons.

Os materiais absorvedores de nêutrons são utilizados para controlar o reator, homogenizar a distribuição de potência no núcleo e compensar o excesso de reatividade do núcleo ao longo da queima. A função exercida pelo absorvedor pode ser classificada em: controle, segurança e veneno queimável.

A função de controle tem como objetivo, como o próprio nome indica, controlar o reator. Modifica a reatividade do núcleo através da inserção e retirada do material absorvedor, de forma a estabelecer os níveis de fluxo de nêutrons (potência) de acordo com o necessário e desejado, ou ligar e desligar o reator. Serve também para modificar a distribuição de potência no núcleo do reator e para compensar o excesso de reatividade do núcleo (materiais físeis) ao longo da queima. Os materiais absorvedores para esta função podem estar em componentes mecânicos do reator, que são denominados Elementos de Controle (também denominados Barras de Controle), ou estar diluídos homogeneamente no refrigerante/moderador.

A função de segurança diz respeito à necessidade de se ter reatividade negativa disponível para desligar o reator em qualquer situação de operação do reator (normal ou acidentes). Após a inserção desses materiais absorvedores no núcleo do reator (com reator crítico, eles estão fora do núcleo), este deve ficar subcrítico com uma margem de reatividade negativa estabelecida por critérios neutrônicos (normas). Os materiais para esta função podem ser fisicamente idênticos aos de controle, ou seja, podem estar em componentes mecânicos do reator, que são denominados Elementos de Segurança (também denominados Barras de Segurança), ou podem estar em forma líquida para serem diluídos no refrigerante/moderador.

A função do veneno queimável tem como objetivo prover um excesso de reatividade negativa ao núcleo para compensar a reatividade positiva do material fissil. Ao longo da irradiação, com a queima do material fissil, o material absorvedor deve ser também

queimado (ou seja há uma transmutação do nuclídeo ao absorver nêutron), de forma que haja uma compensação de reatividades positivas e negativas. O veneno queimável também é utilizado para homogeneizar a distribuição de potência do núcleo. Os materiais absorvedores para esta função podem estar em componentes definidos como “veneno queimável heterogêneo”, ou podem estar diluídos no próprio material combustível.

Os materiais absorvedores mais utilizados são: boro, cádmio, háfnio, índio, prata, terras raras. Os materiais são empregados na forma de ligas metálicas, compostos na forma de pó compactado, pastilhas sinterizadas, dispersões metálicas, dispersões em combustíveis e em solução líquida. São anotados a seguir os principais materiais utilizados:

- ◆ *Háfnio.* É um dos melhores materiais absorvedores para elemento de controle em reatores térmicos. Ele é achado na natureza em combinação com o zircônio, e o processo que produz zircônio puro obtém háfnio como subproduto. Ele é quimicamente semelhante ao zircônio e mostra a mesma resistência à corrosão em alta temperatura. É utilizado na forma de Hf metálico ou em ligas Hf-In-Ag, Hf-Ag como material de elementos de controle/segurança. O háfnio possui 4 isótopos, cada um dos quais possuindo alta seção de choque de absorção térmica e epitérmica. A captura de nêutrons pelos isótopos menores leva à formação do próximo isótopo com seção de choque de absorção também alta. Isto leva a que durante a transmutação por absorção neutrônica não diminua a efetividade de absorção do elemento de controle.
- ◆ *Liga de Ag-In-Cd.* Ao fazer uma liga contendo cádmio (que tem uma alta seção de choque de absorção térmica) com índio e prata (que têm alta absorção de ressonância na faixa epitérmica de energia dos nêutrons) é produzido um material absorvedor altamente efetivo, que, no caso de reatores moderados a água, pode aproximar-se à efetividade do háfnio. A liga normalmente utilizada é 80% Ag, 15% In e 5% Cd e pode ser facilmente fabricada, possuindo boa resistência mecânica nas temperaturas existentes em reatores. Esta liga possui resistência média à corrosão por água quente. Nas primeiras centrais nucleares PWR, a liga foi usada diretamente em contato com a água refrigerante, contendo apenas uma camada superficial de níquel. Porém, devido às características de corrosão apresentadas, optou-se

sempre por encapsular a liga com material metálico (aço inox), eliminando assim o contato direto com a água.

- ◆ *Ligas e dispersões de boro.* A alta seção de choque de absorção térmica do ^{10}B e o baixo custo do boro levou a uma utilização de materiais contendo boro em elementos de controle de reatores térmicos e também em reatores rápidos. A reação de transmutação é dada por: $^{10}\text{B} + ^1_0\text{n} \rightarrow ^7_3\text{Li} + ^4_2\alpha$. A partícula α produzida se torna um átomo de hélio. Podem ser utilizados ligas ou dispersões de boro, principalmente com aço inox. As dispersões de boro-aço são formadas pelas técnicas de metalurgia do pó. O boro na forma de liga ou dispersão em aço inox forma compostos intermetálicos com o ferro, o níquel e o cromo da matriz do metal. O resultado é uma diminuição da ductilidade do aço inox. Ligas contendo acima de 2,5% em peso de boro tendem a ser quebradiças e são praticamente impossíveis de fabricar por métodos normais. Para se obter a efetividade necessária do elemento de controle é utilizado o ^{10}B puro (20% do boro natural). O aço inox com boro ainda possui resistência adequada à corrosão em reatores refrigerados a água. O desempenho das ligas e dispersões de boro é limitado por causa da reação $^{10}\text{B} (n, \alpha)$. A produção de átomos contendo quase que o dobro do volume original leva a um inchamento acentuado. Além disso, como a maioria das reações ocorrem na periferia do material (altamente absorvedor de nêutrons), este inchamento é localizado. Altos danos na superfície são encontrados para pequenas queimas. Devido a tal fato, este tipo de material não foi aplicado em reatores comerciais.
- ◆ *Carbeto de boro (B_4C).* Carbeto de boro enriquecido ou não em ^{10}B pode ser utilizado em dispersões em aço inox, em forma de pó compactado e em forma de pastilhas sinterizadas como material absorvedor de elementos de controle/segurança. Nas dispersões a produção de hélio na reação $^{10}\text{B} (n, \alpha)$, induz, como no caso de dispersões de boro, a alto inchamento e deterioração do material. B_4C compactado em varetas (tubos de aço inox) tem sido utilizado em reatores BWR. O inchamento devido à produção de hélio é minimizado por migração do hélio para espaços vazios existentes na vareta e acomodação do inchamento das partículas pelos vazios internos do pó

compactado (50 a 70% da densidade teórica). O maior problema de varetas compactadas é que, caso haja falha do revestimento metálico, o material absorvedor pode ser carregado para o refrigerante, diminuindo a efetividade do elemento de controle. B_4C em forma de pastilhas sinterizadas tem aplicação em reatores PWR e em reatores rápidos. A pastilha de B_4C age de forma semelhante à pastilha combustível, ou seja, gera calor, expande termicamente, racha e desloca fragmentos, produz elementos de transmutação sólido (Li) e gasoso (He), incha e libera gás.

- ◆ *Carbeto de boro disperso em alumina ($B_4C-Al_2O_3$)*. Pastilhas sinterizadas de $Al_2O_3-B_4C$ encapsuladas em tubos de zircaloy-4 têm sido usadas como veneno queimável em reatores de potência comerciais. As pastilhas consistem de uma matriz contínua de Al_2O_3 contendo partículas de B_4C . Densidades de 70 a 95% têm sido usadas. As concentrações de boro variam de 0.1 a 4.0% em peso de B_4C , dependendo da efetividade (absorção neutrônica) desejada no núcleo, e são conseguidas ajustando a quantidade de pó de B_4C misturada ao Al_2O_3 .
- ◆ *Silicato de boro*. O silicato de boro (forma vítrea) como material absorvedor de veneno queimável também é utilizado há bastante tempo em reatores PWR. (Obs.: O veneno queimável da primeira carga de ANGRA I foi silicato de boro em forma de pastilhas anulares.)
- ◆ *$UO_2 - Gd_2O_3$* . Um veneno queimável homogêneo é definido como aquele em que o material absorvedor é homogeneamente misturado com o material combustível. Têm sido utilizadas em reatores em LWR pastilhas sinterizadas contendo a mistura de UO_2 e Gd_2O_3 como veneno queimável. O fato de o Gd_2O_3 formar uma solução sólida com o UO_2 faz com que a fabricação das pastilhas não seja difícil. Adicionalmente, a solução sólida é quimicamente estável e, para baixa concentração de gadolínio, a pastilha tem propriedades muito parecidas às do UO_2 .
- ◆ *UO_2-Zr_2B* . A Westinghouse utilizou o conceito de veneno queimável homogêneo na periferia da pastilha combustível de UO_2 pelo uso de uma camada superficial de boreto de zircônio (Zr_2B). Nesta concepção, as absorções se concentram na periferia (maior fluxo de nêutrons), queimando

de forma rápida e efetiva o ^{10}B . Isto leva a uma reatividade residual quase nula do veneno queimável, ao final do ciclo de queima.

As formas dos componentes em que esses materiais absorvedores se apresentam são as mais diversas e dependem do tipo do reator, detalhamento do núcleo e do tipo de elementos combustíveis. São encontrados vários tipos de detalhamento, mas as formas básicas são placas absorvedoras e varetas absorvedoras. As placas absorvedoras contêm o material absorvedor na forma de pó compactado, liga metálica ou dispersões em revestimento metálico. As varetas absorvedoras contêm o material absorvedor na forma de pó compactado, liga metálica ou pastilhas sinterizadas com revestimento metálico.

Os Elementos de Controle/Segurança são constituídos de conjuntos de placas ou varetas que se movimentam no núcleo dentro de um EC ou em posições definidas entre ECs. Nos reatores PWR, com elemento combustível tipo placa, são utilizados elementos de controle tipo cruciforme. Nos elementos combustíveis tipo vareta, o elemento de controle é constituído de um conjunto de varetas absorvedoras com arranjo definido pelos tubos guias do EC, unidas por uma peça central denominada aranha. Na aranha existem, normalmente, molas para amortecer o impacto do elemento de Controle/Segurança sobre o EC, quando de um desligamento rápido do reator.

Os Venenos Queimáveis são conjuntos de placas ou varetas que ocupam posições fixas no núcleo. No caso dos venenos homogêneos, estão dentro das varetas ou placas combustíveis. No caso dos venenos heterogêneos, estes podem ocupar posições de varetas ou placas combustíveis dentro do reticulado do EC, ou podem, como no caso do PWR comercial, ser colocados dentro dos tubos guias do EC.

2.2 Processos de Fabricação

Os processos de fabricação dos combustíveis são pontos importantes na determinação dos tipos de combustíveis a serem adotados. Isto ocorre não só por fatores comerciais ou de escala, mas principalmente pela determinação das propriedades e características finais do combustível, as quais determinam seu comportamento sob irradiação no reator. Pode-se dividir os processos em três grandes ramos: processos de obtenção do

composto de urânio e forma final deste; processos de montagem do combustível; e processos de fabricação de componentes especiais e montagem do elemento combustível.

Os processos de obtenção do composto de urânio podem envolver processos químicos e processos metalúrgicos. Óxidos de urânio são obtidos a partir de processos químicos na reconversão do UF_6 gasoso para U_3O_8 e posterior redução para UO_2 . Ligas são obtidas a partir da reconversão do UF_6 gasoso até UF_4 , por processo químico e por processo pirometalúrgico a urânio metálico. Por fusão, em fornos adequados, são obtidas as ligas ou intermetálicos de urânio. As formas finais destes compostos, para aplicação como combustível, serão obtidas por processos físicos ou termomecânicos. No caso do UO_2 (cerâmico), compactação e sinterização são utilizados. No caso de ligas extrusão, são utilizados forjamento ou laminação. No caso de dispersões, são aplicadas técnicas de metalurgia do pó.

Processos de montagem do combustível referem-se aos processos especiais de obtenção ou da vareta ou de placas combustíveis. No caso de varetas, é feita montagem em tubos com fechamento em solda (*tig*, resistência, laser, etc.). No caso de placa, pode ser realizada laminação a quente e a frio para ligas e dispersões, ou pode ser utilizada técnica de solda por difusão (*hot isostatic pressure* – HIP) para montagem de placas tipo *caramelo*.

Processos de fabricação de componentes especiais e de montagem do elemento combustível envolvem processos mecânicos de usinagem, estampagem e eletroerosão. As montagens envolvem processos especiais de soldagem, como brasagem, a laser, por resistência, por feixe de elétrons, etc. Mecânica fina e precisão de montagem são exigidas.

Para todos os processo envolvidos na fabricação dos combustíveis é essencial e obrigatória a existência de um programa de garantia da qualidade. Métodos não destrutivos e destrutivos (por amostragem) são utilizados como controle de qualidade. Certificação de materiais e processos com qualificação de fornecedores e operadores de processos especiais são pontos relevantes.

Os processos foram mencionados de forma simplificada neste item, não sendo objetivo deste trabalho discuti-los em profundidade. Ressalta-se, no entanto, que se constituem em uma grande área de pesquisa e desenvolvimento tecnológico, de fundamental importância na definição dos combustíveis dos reatores nucleares.

2.3 *Análise de Projeto*

O elemento combustível deve atender os requisitos de projeto neutrônico e termo-hidráulico, e terá sobre si a responsabilidade de manter integridade mecânica e bom funcionamento ao longo da operação do reator. Propõe-se como linha de ação de análise de projeto que:

- a) seja estabelecido um conjunto de requisitos funcionais para o elemento combustível;
- b) seja estabelecido um procedimento que exija selecionar os eventos específicos a cada uma das condições operacionais de projeto;
- c) seja estabelecida uma lista de parâmetros os quais são sabidos afetarem a capacidade do elemento combustível em atender a um ou mais requisitos funcionais;
- d) seja estabelecido um procedimento que torne obrigatório:
 - definir quais as considerações que afetam a capacidade do elemento combustível de preencher cada um dos requisitos funcionais sob cada evento postulado;
 - estabelecer limites apropriados para cada uma das considerações, os quais, sendo ultrapassados, serão interpretados como falha do elemento combustível.

A Tabela 2.2 apresenta uma matriz em que estão relacionados, para um reator de potência PWR, alguns requisitos funcionais necessários ao elemento combustível e condições de projeto a que estará sujeito o reator. É estabelecido que, para cada condição de projeto, sejam verificados os requisitos funcionais necessários ao elemento combustível (preencher matriz) e seja demonstrado seu atendimento.^[60, 61]

Os parâmetros de projeto utilizados na análise do elemento combustível devem ser identificados e analisados. Esses parâmetros estão, normalmente, na forma de propriedades materiais, características geométricas ou fenômenos físicos/químicos necessários à caracterização do elemento combustível. Esses parâmetros devem ser gerados através de métodos adequados de engenharia. Na maioria das propriedades mecânicas, físicas, químicas, geométricas, devem ser levados em conta os efeitos de temperatura, fluxo de nêutrons e histórico de irradiação. A lista abaixo mostra alguns desses parâmetros, de forma genérica, sem particularizar para um determinado tipo de combustível.

a) Condições gerais do reator:

- temperatura do refrigerante, pressão do refrigerante, vazão do refrigerante, química do refrigerante, fluxo de nêutrons, potência do reator, variações de vazão, movimento de internos, etc.

b) Materiais, componentes, conjuntos

- aspectos físicos: dimensões, geometria, densidade, rugosidade superficial, espessuras, volume de vazios, pressão e composição de gases de enchimento (quando aplicável), etc.
- aspectos químicos: composição, taxa de corrosão, reações, etc.
- aspectos de propriedades térmicas: condutividade térmica, expansão térmica, calor específico, temperatura de mudança de fase, temperatura de fusão, etc.
- aspectos de propriedades mecânicas: limite de elasticidade, limite de ruptura, módulo de elasticidade, dureza, coeficiente de Poison, fadiga, *creep*, etc.
- aspectos metalúrgicos: tamanho e distribuição de grãos, tamanho e distribuição de poros, fatores de anisotropia, etc.

c) Aspectos de modelos, teorias, mecanismos, correlações:

- liberação de gases de fissão, *creep*, inchamento, densificação, interação combustível-revestimento, corrosão sob tensão, desempenho térmico, coeficientes de transferência de calor, desgaste, vibrações, etc.

Os limites de projeto devem ser estabelecidos com o objetivo de demonstrar que um requisito funcional, pertinente a uma determinada condição de projeto, é satisfeito. Esses limites são aplicados com a finalidade de garantir que exista uma suficiente baixa

probabilidade de falha relacionada ao requisito funcional. Em reatores de potência, por exemplo, a base de projeto para operação normal é: “para condição normal e condição incomum de operação, o reator deve ser projetado tal que danos no revestimento do combustível ou fusão do combustível não ocorram durante sua vida útil. Dano no revestimento é definido como perfuração, distorção excessiva ou ruptura como resultado direto de uma combinação particular de densidade de potência ou condições do refrigerante”. Neste caso, para a vareta combustível de reatores PWR, por exemplo, é garantida sua integridade evitando temperaturas excessivas, evitando pressão interna excessiva devido à liberação de gases de fissão e evitando tensões e deformações altas no revestimento. Os limites impostos são: temperatura central da pastilha combustível $< 2500\text{ }^{\circ}\text{C}$; pressão interna da vareta $<$ que a pressão do refrigerante; tensão equivalente máxima no revestimento $<$ tensão de escoamento ou tensão limite de corrosão sob tensão; deformação equivalente máxima $< 1\%$.

Um valor suficiente de margem deve ser demonstrado tal que as incertezas inerentes às previsões analíticas ou experimentais não resultem numa violação ao limite imposto para um determinado requisito funcional. É opcional o método utilizado pelo projetista para estabelecer que existe uma margem adequada, podendo ser selecionado entre um ou mais dos seguintes: análise probabilística, análise de sensibilidade, análise de caso desfavorável, referência a resultados experimentais e análises combinadas das anteriormente mencionadas.

É estabelecido que para cada condição de projeto sejam verificados quais os requisitos funcionais necessários ao elemento combustível e que seja analisado e demonstrado seu atendimento. Esta análise se faz através de uma metodologia analítica/numérica/estatística ou através de ensaios controlados que reproduzam o que se deseja analisar. Na metodologia de cálculo, devem ser considerados parâmetros (propriedades, reações químicas, efeitos de irradiação, modos de falha, etc.) envolvidos com o elemento combustível e, para demonstração, devem ser fixados valores-limite e margens convenientes que delimitem a fronteira de aceitação para considerações que afetem a capacidade do elemento combustível em preencher um determinado requisito. A Figura 2.3 esquematiza a interligação entre condições de projeto e requisitos funcionais, com uma metodologia de análise. De um lado estão as condições de projeto, com as características de materiais empregados e seu equacionamento matemático. Do outro lado estão os requisitos funcionais, com a idealização

geométrica/mecânica dos componentes. Unindo esses dois aspectos, material e geometria, está o equacionamento do problema envolvendo várias áreas através de métodos analíticos, numéricos, estatísticos ou aplicando resultados experimentais. Esta metodologia pode gerar resultados de aplicação geral em engenharia, ou, através de critérios, condições de contorno e limites preestabelecidos, pode gerar resultados específicos de projeto.

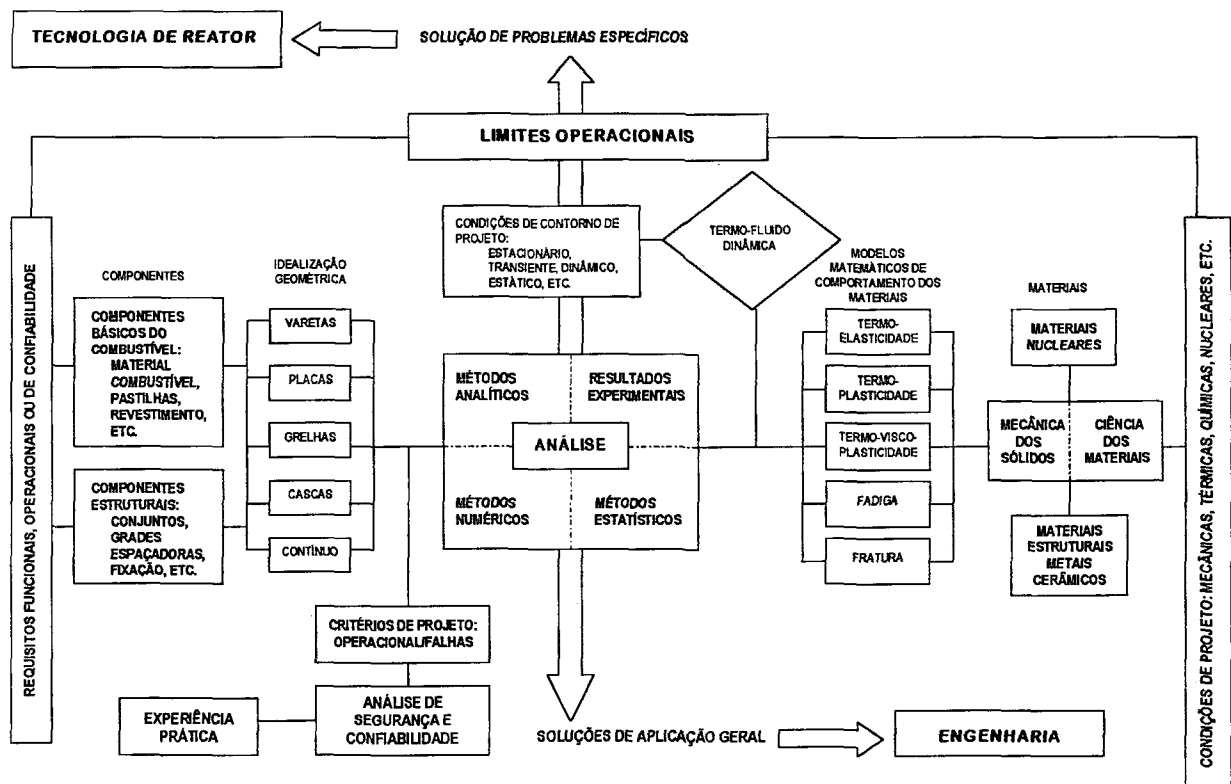


Figura 2.3 - Esquema de Interligação de Condições de Projeto e Requisitos Funcionais

Tendo como base principal as idéias resumidas até aqui, é estabelecida uma esquematização de uma metodologia de base analítico-numérica para análise de elementos combustíveis.^[49, 62, 63] Essa análise pode ser dividida em análise do combustível em si (placa, vareta) e análise do elemento combustível e seus componentes. Na análise do combustível são de interesse os vários parâmetros envolvidos tanto com o material combustível quanto com o revestimento durante irradiação. Na análise do elemento combustível e seus componentes são de interesse, principalmente, os aspectos estruturais. Há, também, uma divisão de estudo sob condições normais de operação e condições de acidentes, devido ao grau de complexidade dos fenômenos envolvidos em cada um dos casos. Essas análises recebem dados de entrada de

várias áreas de atuação em projeto de reatores (neutrônica/termo-hidráulica/análise de acidentes/materiais) e estão interligadas entre si, pois uma depende do resultado da outra para poder ser realizada. A Figura 2.4 esquematiza os programas utilizados pela Divisão de Engenharia do Núcleo para projeto de combustíveis. [110, 62]

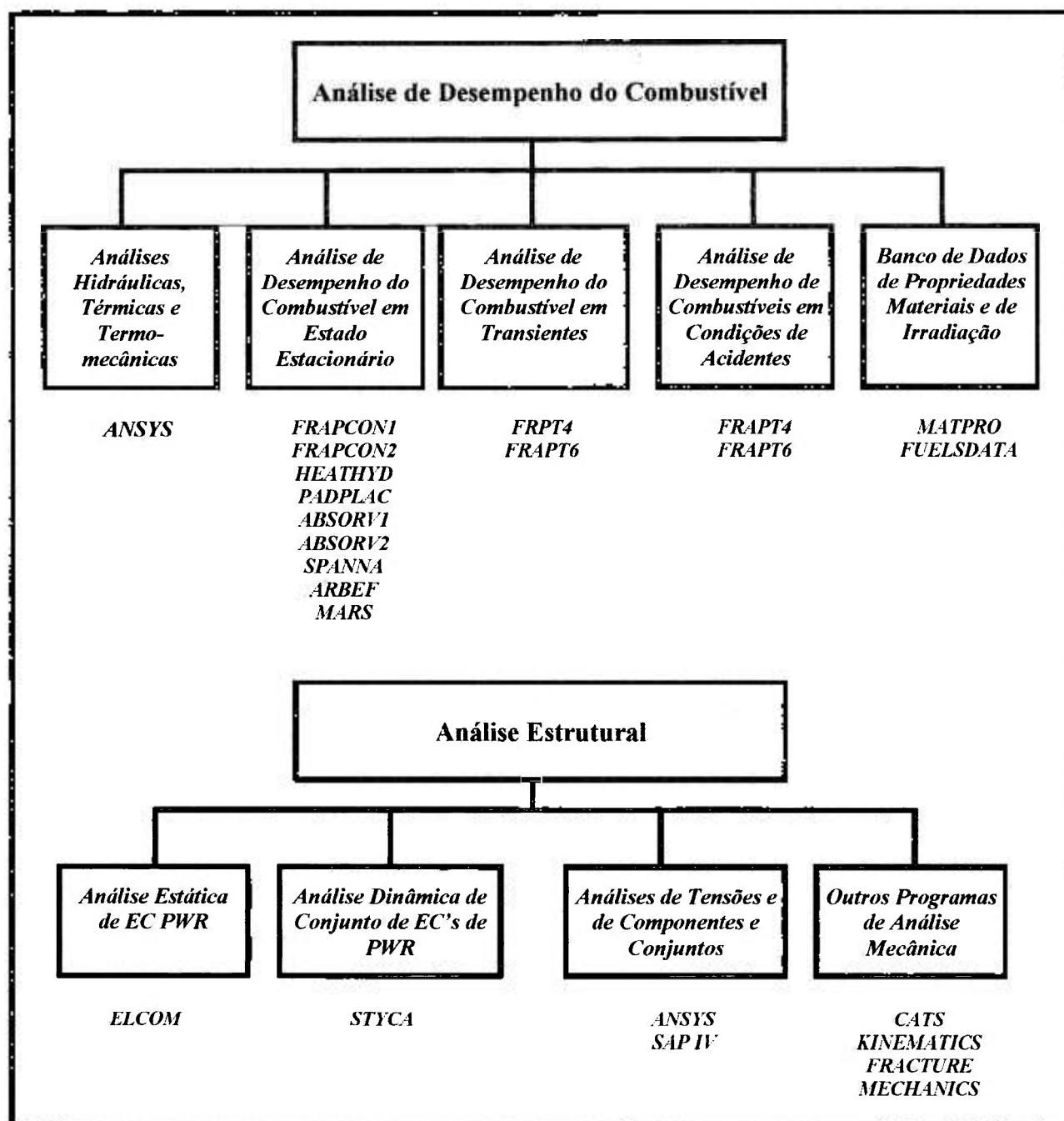


Figura 2.4 – Esquema de Programas de Análise de Combustível

Entende-se como desempenho do combustível a forma como se comportam parâmetros diversos, tanto do combustível como do seu revestimento durante irradiação. A análise é dividida em condições normais e condições de acidentes. Em condições normais são analisadas situações de estado estacionário ou transientes de potência. Nas análises em estado estacionário determinam-se parâmetros para longos períodos de irradiação. Os programas computacionais empregados procuram ser determinísticos, ou seja, tentam simular de uma maneira ampla os fenômenos envolvidos no combustível durante irradiação. A interligação entre os vários parâmetros torna a simulação complexa, existindo a necessidade de ajuste de modelos e parâmetros com dados experimentais, e necessidade de interações sucessivas para convergência nos cálculos desenvolvidos pelos programas. A análise do combustível sob condições de acidentes envolve problemas complexos, tanto de materiais como de transferência de calor. Os programas para essa análise também são complexos e têm grande parte de seus modelos em bases experimentais, servindo os resultados desses programas como base para licenciamento e análise de falhas. As rotinas de um programa de análise de desempenho podem ser agrupadas em quatro básicas: rotinas que caracterizam as propriedades dos materiais, rotinas que caracterizam fenômenos de irradiação, rotinas que fazem a análise térmica e rotinas que fazem a análise mecânica.^[49, 64]

O elemento combustível é uma “peça mecânica” com vários componentes acoplados entre si. É necessário estipular uma seqüência de cálculo que permita analisar estruturalmente cada componente em si e também o conjunto estrutural que eles formam. Em operação normal, vários carregamentos atuam sobre o elemento combustível, tais como gradientes térmicos, cargas provenientes do escoamento do fluido refrigerante e também cargas provenientes do meio externo, como, por exemplo, a hipótese do sismo de desligamento seguro do reator. É dividida a análise estrutural em duas partes: uma de análise estática e outra de análise dinâmica. Na análise estática, o elemento combustível é caracterizado com todas as suas peculiaridades estruturais. É dividido o estudo em uma análise de componentes e uma análise de conjunto. Em ambos os casos, programas estruturais que utilizam o método de elementos finitos são de grande utilidade. O estudo dinâmico é dividido em duas partes: uma que analisa o elemento combustível como um todo, solicitado por cargas dinâmicas de origem externa ao reator (sismo, por exemplo), e outra que olha ou o elemento como um todo ou os componentes isolados (placas ou varetas combustíveis), sendo que o carregamento é proveniente do escoamento do fluido refrigerante. Para análise estrutural do conjunto sob carregamentos dinâmicos externos, podem ser utilizados programas

de análise estrutural que façam análise dinâmica. O elemento combustível poderá ser caracterizado, estruturalmente, por uma viga equivalente simplificada ou poderá ser discretizada totalmente por um programa em elementos finitos. Na análise de vibrações induzidas pelo escoamento do fluido refrigerante, entra um forte componente de ensaios experimentais, ou seja, a análise não será baseada em uma busca de modelos teóricos ou aplicação direta de programas, mas será apoiada também em resultados de ensaios controlados em laboratórios. Para análise do elemento combustível sob condições de acidentes, devem ser utilizados programas específicos que levem em conta a complexidade dos carregamentos e/ou fenômenos associados, tais como não linearidades estruturais devido a alta temperatura e reações metal-água.

Vários trabalhos do autor e do grupo de Engenharia do Combustível do IPEN/CNEN-SP apresentam itens desta metodologia de análise de elementos combustíveis. [49, 62, 63, 65, 66, 67, 68, 69, 70, 71, 72, 73, 74, 75, 76, 77, 78]

2.4 Qualificação de Combustíveis

Verificou-se na Figura 2.3 a interligação de condições de projeto e requisitos funcionais para análise e demonstração dos componentes de um reator nuclear. Uma dessas análises é feita com base experimental. Isto é fundamental quando se trata de combustível de reatores nucleares, pois sobre ele pesa a grande responsabilidade no que diz respeito ao aspecto de segurança. Devem ser feitos ensaios específicos de caracterização de materiais, teste de componentes e teste de conjunto em situações reais de operação ou situações extremas, para demonstrar, obter ou analisar parâmetros diversos. Podem-se dividir as análises experimentais em três tipos básicos: análises pré-irradiação, desempenho durante irradiação e análise pós-irradiação. Um combustível estará completamente caracterizado e qualificado quando da comprovação experimental englobando esses tipos de análise. A justificativa desses testes pode ser vista da seguinte forma:

a) do ponto de vista do projetista e fabricante:

- verificar a conveniência dos materiais utilizados e conhecer as características deles nas condições de temperatura e irradiação,

levantando dados sobre propriedades físicas, químicas, mecânicas e metalúrgicas;

- verificar a conveniência dos processos utilizados na fabricação e das especificações de projeto;
- analisar parâmetros de desempenho dos combustíveis (materiais, componentes, conjuntos) para comprovação de projeto, comparação com modelos teóricos adotados, ou obtenção de formulação empírica;
- diminuir as margens de incertezas utilizadas em projeto;
- investigar as causas de falhas de forma a implementar ou recomendar ações corretivas tanto em termos de projeto, fabricação, como de estratégia de funcionamento do reator.

b) do ponto de vista de operação do reator:

- detectar previamente um potencial de falha de combustível (materiais, componentes, conjuntos) utilizado nos reatores;
- motivar o desenvolvimento (aperfeiçoamento) dos combustíveis utilizados nos reatores;
- obter maior definição dos limites de operação para minimizar falhas de combustíveis;
- alcançar maior discernimento entre os valores dos parâmetros de operação definidos por projeto e aqueles medidos após a operação.

c) do ponto de vista de licenciamento (segurança):

- ter evidência experimental das margens (de segurança) assumidas no projeto do combustível e no gerenciamento do núcleo;
- investigar as falhas inexplicadas de combustíveis, de forma a garantir a ausência de um problema de proporção generalizada no projeto do combustível ou na operação do reator.

Como exemplo da análise pré-irradiação, a Tabela 2.3 indica os testes executados pela Westinghouse em componentes e conjuntos para desenvolver o EC com configuração 17x17 de centrais nucleares comerciais PWR.^[79]

Tabela 2.3 - Testes Realizados no Projeto de EC 17x17 Westinghouse

<i>Componente</i>	<i>Teste</i>	<i>Objetivo do Teste</i>	<i>Parâmetro Específico</i>
Teste de componentes do Elemento Combustível			
Bocal Superior	Mola de fixação	Parâmetros de <i>input</i> para operação normal e análise de acidentes	Carga-deflexão (rigidez); resistência limite do parafuso de fixação
	Placa suporte	Verificar modelos analíticos (elemento finito)	Rigidez efetiva da placa; distribuição de tensões para cargas de manuseio e acidentes
Bocal Inferior	Placa suporte	Verificar modelos analíticos (elemento finito)	Rigidez efetiva da placa; distribuição de tensões para cargas de manuseio e acidentes
Vínculo vareta-grade espaçadora	Vareta-grade	Determinar rigidez lateral do EC e estabelecer limites de projeto	Rigidez estática; resistência-limite a temperatura ambiente e temperatura de operação
	Rotação vareta-grade	Determinar carga de flambagem da vareta, rigidez rotacional da vareta, e características de vibração	Fatores dos vínculos de ligação vareta-grade espaçadora
Grades espaçadoras	Ressaltos	Análise de atrito e desgaste e modelo de para análise sísmica do EC	Rigidez estática
	Mola da grade	Análise de atrito e desgaste e modelo de para análise sísmica do EC	Curva característica força-deflexão
	Compressão estática da grade	Estabelecer limites de projeto	Rigidez estática da grade, distribuição de tensões, carga de limite elástico
Teste Mecânico do Elemento Combustível			
Elemento combustível	Força de arrancamento da vareta	Determinar um parâmetro de <i>input</i> de modelos analíticos	Característica de atrito da vareta nas grades espaçadoras
	Rigidez lateral e vibração	Verificação do modelo analítico usado em análise sísmica	Característica da curva deflexão lateral-carga, frequências fundamentais e modos de vibração
	Amortecimento lateral e impacto	Determinação de parâmetros para modelos de análise sísmica	Valores de amortecimento estrutural, forças de impacto
	Rigidez axial	Verificação de modelo analítico usado para análise de <i>blowdown</i>	Características de carga-deflexão axial
	Impacto axial	Determinação de parâmetro para análise de <i>blowdown</i>	Forças de impacto; valores de amortecimento estrutural axial
Testes em Circuito Hidráulico			
Elemento combustível	Coefficiente de escoamento	Determinar parâmetros hidrodinâmicos	Coefficiente de perda de carga na grade; bocais, coeficientes globais, perfil de velocidades
	Força de levantamento (arraste) do EC	Determinação de parâmetro de análise mecânica do EC	Força de levantamento (arraste) do EC
	Efeito de transiente na vazão	Determinar comportamento à vibração induzida pelo escoamento	Amplitude de vibração das varretas; força de levantamento do EC
	Vibração induzida pelo escoamento do fluido	Determinar comportamento à vibração induzida pelo escoamento	Amplitude de vibração, frequências de vibração; modo de excitação da vareta; efeito na vibração com redução da força da mola de fixação na grade e defeitos induzidos na grade; verificação de desgaste
	Teste de queda de barra de controle	Desempenho funcional e influência na vibração induzida pelo escoamento do fluido	Efeito da queda na vibração do EC; forças no EC devido ao <i>scram</i> ; perfil de velocidade durante o <i>scram</i> ; velocidade de impacto da barra de controle no EC
	Inspeção após o teste	Verificar comportamento dos materiais	Verificação de desgaste e danos, forma de interação mecânica entre componentes, etc.

Verifica-se que, após executado o detalhamento dos componentes, estes são fabricados e testados independentemente. Nesses testes são verificados os modelos de cálculo empregados, são obtidos dados para análise do conjunto e também verificada a resistência e adequação do componente dentro de parâmetros de projeto. Após este estágio, são feitas as modificações necessárias e é montado um protótipo completo, o qual vai ser testado com a mesma filosofia, ou seja, verificar modelos de cálculo, obter parâmetros de análise e verificar seu comportamento para solicitações de projeto, tanto mecânicas quanto hidráulicas.

Nota-se que existe uma gama grande de testes que devem ser feitos. Novamente, se for observada a Figura 2.3, verifica-se que, de um lado, é preciso conhecer e testar as características dos materiais para as condições exigidas de projeto, bem como formulá-las matematicamente para utilizá-las nos métodos de solução do problema. De outro é preciso fazer os testes de componentes no conjunto, para garantir a sua funcionalidade, bem como esses testes podem servir de base experimental para comprovação da metodologia analítica. Colocando os limites operacionais, podem-se fazer testes para garantir a aceitação de projeto.

O esquema de desenvolvimento de combustíveis requer a comprovação de bom desempenho para situações de irradiação e condições de temperatura, refrigeração e pressão semelhantes ao que existiria no reator. Podem ser utilizados neste esquema, por exemplo, reatores de testes de materiais (MTR) com circuitos experimentais para irradiação (por exemplo: testes de uma vareta combustível de PWR, de tamanho reduzido, instrumentada, colocada em circuito com condições de refrigeração – temperatura/vazão/pressão – semelhantes a de um PWR), que reproduzam as condições reais de potência (fluxo de nêutrons) a que o combustível estará submetido no reator para que foi projetado.

Algumas vezes são colocados elementos combustíveis protótipos em reatores de potência, sendo analisado seu desempenho durante operação do reator. Dentro do núcleo de reatores são utilizados detectores de nêutrons e termopares para monitorar a distribuição de potência, temperatura e queima dos vários EC ao longo da irradiação. Através de programas computacionais específicos de neutrônica e termohidráulica, pode-se inferir um histórico de distribuição de potência, temperatura do refrigerante e queima de urânio para cada vareta e qualquer posição axial. Acoplando códigos de desempenho de combustível, obtém-se um detalhamento, na vareta combustível, da distribuição de temperatura, produção de gases de fissão e seu inventário, pressão interna, bem como dados gerais de desempenho. Pode-se

também inferir, através da detecção de atividades radioativas no refrigerante (principalmente iodo), a existência de falhas em locais determinados no núcleo (programa de interligação de potência, queima e atividade).

Após irradiação do combustível no reator, é feita análise pós-irradiação. Os tipos de ensaios pós-irradiação seguem uma linha de ação em que são caracterizados parâmetros antes da irradiação, acompanha-se a irradiação no reator, são feitos ensaios não destrutivos em piscinas apropriadas, e, finalmente, são feitos testes não destrutivos e destrutivos em laboratórios com células quentes. A Tabela 2.4 exemplifica os tipos de análise pós-irradiação realizados em EC de reatores comerciais e alguns objetivos dessas análises. [49]

Tabela 2.4 - Exemplo de Análises e Técnicas de Pós-Irradiação

Característica	Monitoração <i>in-core</i>	Análise na Piscina	Análise em Célula Quente	Símbolo	Técnica
Pastilha Combustível				ch	Análise química e radioquímica
Temperatura			m	d	Medidas dimensionais
Densificação	i	a, EC	a, m, n, EC	f	Força de extração
Vareta Combustível				EC	Inspeção por <i>eddy-current</i>
Identificação		v	v	EM	Análise por microsonda eletrônica
Integridade		EC, v	EC, v	FGR	Medida de liberação de gás
Vazamento	r	a, s	FGR, a, s	g	Sensores
Comprimento		EC, d, a	EC, d, a	a	Varredura gama
Empenamento		v	d	i	Instrumentação <i>in-core</i> de nêutrons
Diâmetro		d	d	m	Micrografia, auto-radiografia
Corrosão e <i>crud</i>		ch, d, v	EC, ch, d, EM, m	mech	Teste mecânico
Liberação de gases de fissão		a, FGR	FGR, a	n	Neutronografia
Grade espaçadora		v		r	Análise radioquímica da água
Integridade		f	d, mech, v	s	Sipping
Força da mola			mech	SEM	Microscopia eletrônica de varredura
Elemento Combustível				T	Termopares
Identificação	i, T	v		v	Inspeção visual
Integridade		v			
Contorno		g	d		
Geometria			d		
Mola de fixação		f			
Tubos guias	g	g			
Obstrução de escoamento	T	v			
Núcleo					
Distribuição de potência	i, T	a	a		
Distribuição de queima		a	ch, a		
Distribuição de vazão					

Laboratórios de materiais, reatores de teste de materiais (reatores de alto fluxo) e laboratórios de pós-irradiação (laboratórios com células quentes) são infra-estruturas essenciais para desenvolvimento, qualificação e análise de combustíveis nucleares.

Trabalhos do autor e do grupo de Engenharia do Núcleo do IPEN apresentam itens desta metodologia experimental. [80, 81, 82, 83, 84, 85, 86, 87, 88, 89, 90, 91]

Este é um ponto diferencial entre quem apenas estuda teoricamente e quem desenvolve tecnologia de combustíveis. Ao desenvolver projetos de combustíveis há a necessidade de uma infra-estrutura laboratorial de porte para testá-los e qualificá-los. O Brasil, ao desenvolver o seu programa autônomo, deparou com esta necessidade. Uma das grandes conquistas deste programa foi desenvolver programas experimentais e laboratórios para análises e testes. Alguns desses laboratórios, para ensaios pré-irradiação, são também os mesmos que realizaram o desenvolvimento dos processos de fabricação, conforme descritos no item 2.2. No entanto, testes de irradiação e análise pós-irradiação não puderam ser totalmente desenvolvidos no país por falta de infra-estrutura. Para tentar resolver essa falta de infra-estrutura, foi iniciado um programa modesto de desenvolvimento laboratorial para irradiação e análise pós-irradiação, envolvendo o IPEN, o CDTN e o CTMSP. Esse projeto foi denominado, mais recentemente, de “Projeto Brasileiro de Irradiação”. A seguinte infra-estrutura está sendo pretendida:

- i) reator de teste de materiais com fluxo de nêutrons (rápidos e térmicos) da ordem de 5×10^{13} n/cm²s;
- ii) circuitos para irradiação de combustíveis e cápsulas para irradiação de materiais;
- iii) laboratórios com células quentes para um conjunto mínimo de exames pós-irradiação de combustíveis nucleares e materiais estruturais.

A Figura 2.5 ilustra a interconexão da infra-estrutura que está sendo implantada.

O centro do Programa é o *Reator IEA-R1m* do IPEN/CNEN-SP. Em 1997 o reator teve a sua potência nominal de operação aumentada de 2 para 5 MW. Isto permitiu aumentar o fluxo neutrônico e torná-lo apto à realização de testes de irradiação de combustíveis nucleares e materiais estruturais. [92, 93]

O *CICON* (Circuito de Irradiação de Combustível Nuclear) é um circuito para irradiar mini-placas combustíveis de reatores de pesquisa. Foi projetado pela Divisão de Engenharia do Núcleo do IPEN/CNEN-SP e opera no Reator IEA-R1m. Irradiou originalmente a mini-placa combustível de UO₂ desenvolvida pelo projeto conjunto

IPEN/CNEN-SP e CTM-SP.^[83] Atualmente se encontra em processo de recuperação e melhoria do projeto mecânico original.

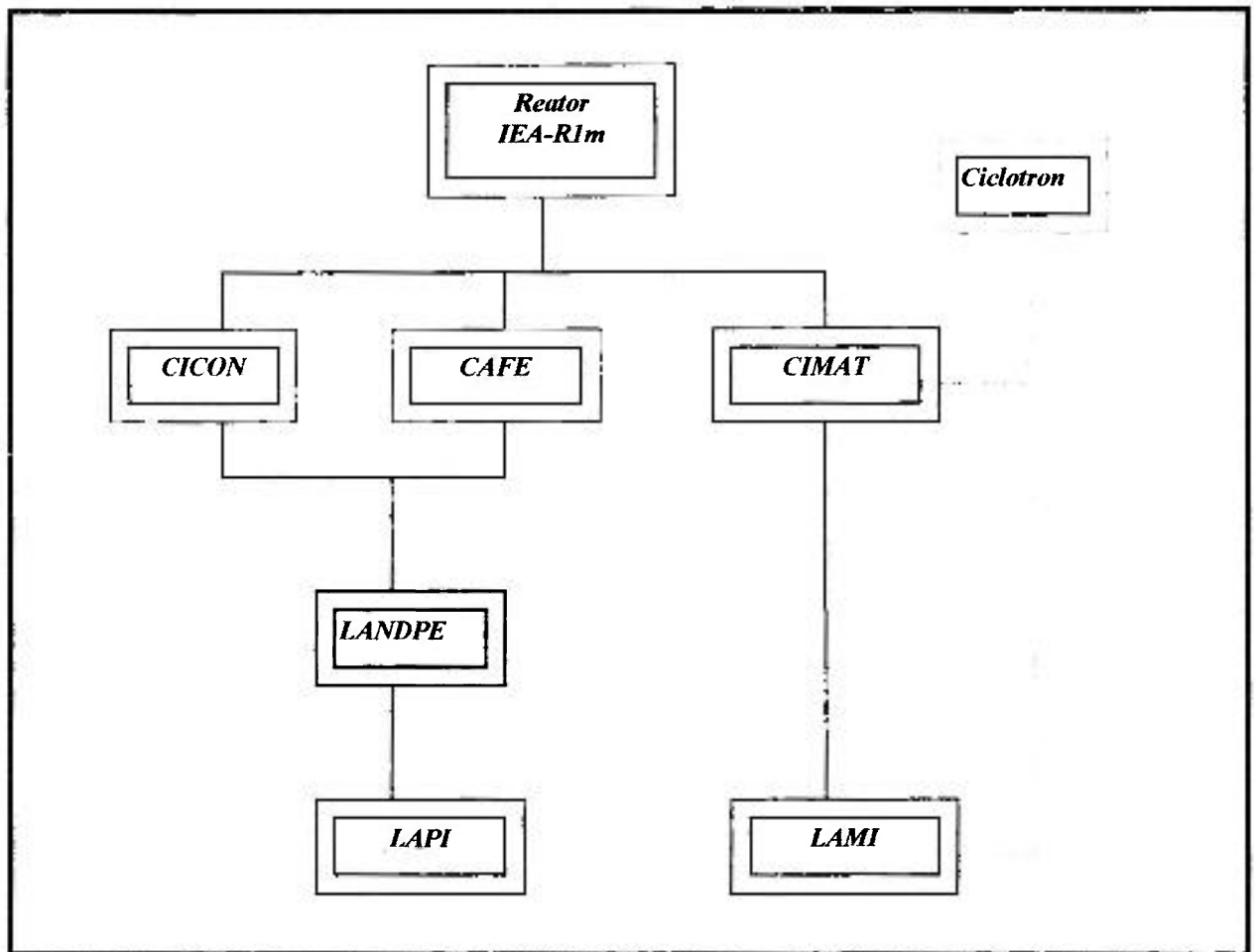


Figura 2.5 – Esquema Proposto para o “Projeto Brasileiro de Irradiação”

O *CAFE* (Circuito a Água Fervente) é um circuito pressurizado para irradiar mini-varetas combustíveis do tipo utilizada em reatores PWR. Está sendo projetado pelo CDTN e construído com o gerenciamento do CTM-SP. Será instalado ao longo de 1999 no Reator IEA-R1m.

O *LANDPE* (Laboratório de Análise Não-Destrutiva na Piscina de Estocagem) é uma infra-estrutura de equipamentos e dispositivos que permite realizar análises não destrutivas em combustíveis irradiados na piscina de estocagem do combustível do Reator

IEA-R1m. Permite inspeção visual com câmera submersa resistente a radiação, realiza *sipping* e espectrometria gama de varredura em combustíveis irradiados. Está operacional na piscina do Reator IEA-R1m. Foi concebida e é operada pela Divisão de Engenharia do Núcleo.^[88, 89, 91]

O **LAPI** (Laboratório de Análise Pós-Irradiação) é um laboratório com células quentes que permite a análise não destrutiva e destrutiva de mini-placas e mini-varetas combustíveis. Foi projetado pelo CTM-SP em conjunto com a Divisão de Engenharia do Núcleo e da Diretoria de Reatores do IPEN/CNEN-SP e está sendo construído em ARAMAR (CTM-SP). Possui três células quentes: uma de ensaio não destrutivo, uma de preparação de amostras metalográficas, e uma com microscópio ótico.

O **CIMAT** (Cápsula de Irradiação de **M**ateriais) é um dispositivo de irradiação de materiais estruturais. Na realidade, são várias cápsulas que podem ser projetadas com características apropriadas para cada tipo de material e condições de irradiação. Atualmente existe uma cápsula, usada no passado no Reator IEA-R1m, cápsula GRESIL (Grenoble-Brasil), e que será recuperada para utilização.

O **LAMI** (Laboratório de Análise de Materiais Irradiados) é um laboratório com células quentes para análise de propriedades mecânicas e físicas de materiais estruturais irradiados. Permite realizar ensaios mecânicos de tração, compressão, fadiga, *charpy*, mecânica da fratura, e ensaios físicos de resistividade e densidade. Deverá possuir um pequeno forno de tratamento térmico para recuperação dos danos da radiação. O laboratório será constituído de três células quentes para conter os equipamentos necessários, e uma pequena célula blindada para armazenagem dos corpos de prova testados. Esse laboratório irá também permitir a análise dos corpos de prova dos materiais dos vasos dos reatores de potência do país (ANGRA I, ANGRA II, INAP11). Ele está sendo concebido pela Divisão de Engenharia do Núcleo e Diretoria de Reatores do IPEN/CNEN-SP, onde será construído.

O IPEN/CNEN-SP possui um **CICLOTRON** que permite simular danos da radiação através da implantação de íons (prótons e partícula alfa) em amostras metálicas. Essas amostras podem depois ser analisadas, ou sofrerem irradiação com nêutrons no Reator IEA-R1m. Esse tipo de infra-estrutura permite consolidar análises teóricas sobre danos da radiação.

Toda essa infra-estrutura a ser realizada no Brasil permite um salto qualitativo no desenvolvimento autônomo de combustíveis nucleares.

No trabalho experimental desta tese foi utilizado o *Reator IEA-R1* como reator de teste, utilizada a cápsula de irradiação de miniplaca combustível *CICON* e, ainda, a infra-estrutura de análise não destrutiva *LANDPE* (*sipping*, varredura gama, inspeção visual) dentro da piscina de estocagem do reator IEA-R1.

3 ANÁLISES COMPARATIVAS

3.1 *Introdução à Análise*

Neste capítulo procura-se realizar uma análise comparativa sobre diferentes tipos de combustíveis que podem ser aplicados em reatores avançados PWR passivos. Optou-se por uma metodologia simplificada para poder comparar os vários combustíveis, ao invés de métodos de cálculo sofisticados, sendo dada maior importância aos valores relativos que aos valores absolutos com precisão.

São destacados, inicialmente, os pontos mais relevantes dos critérios e requisitos do EPRI (anexo A), que servirão de guia na determinação das vantagens e desvantagens de um sistema combustível em relação ao outro, e definição daquele que melhor atende ao conceito de reator passivo. Os requisitos aqui numerados de forma a serem referenciados mais adiante são:

R1 - SIMPLIFICAÇÃO - simples, resistente, baseado em tecnologia desenvolvida, usando os melhores materiais disponíveis.

R2 - AUMENTO DAS MARGENS DE PROJETO

R2.1 - Aumento da margem térmica (>15%).

R2.2 - Resposta mais lenta da usina para condições de falha, através de dispositivos tais como aumento do volume do refrigerante e diminuição da energia armazenada.

R2.3 - Não haver danos no combustível para LOCA.

R3 - TEMPO DE RECARGA - de até 24 meses.

R4 - SEGUIMENTO DE CARGA – diário.

R5 - BAIXO NÍVEL DE PRODUÇÃO DE REJEITO E REDUÇÃO DE DOSES

Um breve comentário sobre a escolha desses requisitos para a análise do sistema combustível é apresentado a seguir.

- **R1** - O sistema combustível deve ser simples, utilizando tecnologia disponível e comprovada. Esses combustíveis já devem ter sido utilizados com sucesso em reatores de potência, possuindo um alto grau de certeza do seu desempenho sob irradiação e possibilidade de fabricação seriada com qualidade comprovada.
- **R2** - Este critério estabelece aumento nas margens de segurança em relação à transferência de calor (margem térmica) para condições operacionais normais e transientes. Da mesma forma, os sistemas passivos da usina devem garantir com sua atuação que, em caso de qualquer tipo de acidente na usina, o combustível não perca sua integridade e não ocorra fusão sob qualquer hipótese. No entanto, o próprio combustível pode ter uma participação importante neste aspecto, se as densidades de potência permitirem margens adequadas aos limites térmicos (temperatura limite de operação do combustível e DNB), na energia armazenada e na densidade de potência residual (após desligamento do reator). A distribuição de potência, a geometria do combustível, o tipo de material combustível e a relação combustível/água na célula unitária são pontos importantes para se ter margens térmicas adequadas, minimizar a energia armazenada e aumentar a inércia térmica do sistema.
- **R3** - Os Estados Unidos iniciaram o programa de aumento do tempo entre recargas de 13 para 18 e depois para 24 meses, de modo a haver aumento no fator de disponibilidade das suas usinas nucleares. Embora nos últimos anos não tenham sido construídas usinas nos Estados Unidos, a contribuição da energia nuclear na geração de energia elétrica aumentou. É, portanto, um fator ligado à economia de geração de energia em sistemas integrados com várias centrais nucleares. Certamente, em sistemas isolados, também será de importância no custo final da energia gerada. Não está sendo limitada a queima máxima, média ou mínima do combustível, sendo isto, no entanto, vinculado à tecnologia disponível dos combustíveis utilizados.

- **R4** – As usinas atuais estão limitadas, em sua operação diária, às rampas máximas de potência permitidas tanto pelos sistemas da usina como, também, pelo desempenho do combustível. Rampas de potência e seguimento de carga podem levar, dependendo do tipo de combustível, a falhas de caráter generalizado. Para usinas isoladas, não integradas a redes, isto é um ponto vital de operação e escolha do combustível ou definição do núcleo do reator.
- **R5** – As doses nas usinas estão associadas ao tipo de material usado no primário do reator (equipamentos, componentes, estruturas, tubulações), que, em contato com o refrigerante, liberam íons para este. Esses íons, ao passarem pelo núcleo, ficam ativados e se depositam em toda a tubulação e componentes do sistema primário. Materiais contendo cobalto como elemento de liga devem ser evitados ao máximo. Também a falha de combustível pode determinar altas doses. Um sistema combustível que minimize a liberação de produtos de fissão, quando da falha do revestimento, pode contribuir para minimizar as doses ocupacionais da planta, tanto no sistema primário como na piscina de estocagem, e diminuir inventário de rejeitos.

Para realizar a análise comparativa dos combustíveis, dois aspectos podem servir de guia: tipo de combustível e forma de combustível.

O combustível nuclear, conforme apresentado no item 2.1, pode ser classificado como: combustível tipo liga metálica; combustível tipo cerâmico; combustível tipo dispersão. Os tipos de combustíveis a serem comparados neste trabalho, e que se aplicam a reatores PWR, são:

- i) Liga de Zr-U, a mesma adotada no *seed* do primeiro núcleo da Usina Shippinport. Será considerada uma liga com 6,3% em peso de U, que leva a uma massa específica de urânio na liga de $\rho_U=0,43 \text{ gU/cm}^3$. O revestimento utilizado é zircaloy.
- ii) UO_2 – combustível cerâmico utilizado nas usinas de potência de geração de energia elétrica e no combustível tipo caramelo dos reatores de teste franceses. O revestimento utilizado é zircaloy.

- iii) Dispersão de UO_2 -aço inox – combustível utilizado em reatores de teste americanos. Será considerado um cerne com 30% em peso de UO_2 em matriz de aço inox AISI 304, que leva a uma massa específica de urânio de $\rho_U=2,22 \text{ gU/cm}^3$. O revestimento utilizado é aço inox AISI 348.

No aspecto da forma do combustível, serão analisados o tipo vareta (geometria cilíndrica) e o tipo placa (geometria plana).

A geometria e estrutura mecânica do tipo vareta são as definidas pelos projetos ANGRA I e AP600 da Westinghouse.

A geometria e estrutura do tipo placa são aquelas definidas pelo projeto Shippinport da Westinghouse e CAP do C.E.A. Neste caso, são adotados 2 subconjuntos de placas por cada elemento combustível.^[55]

O AP600 é o projeto de reator PWR passivo da Westinghouse. Ele possui 600 MW de potência elétrica, sendo esta a potência máxima da definição de reatores avançados passivos dada pelo EPRI. É um reator da mesma classe de potência que ANGRA I, que também é projeto Westinghouse, com dois circuitos primários. Portanto, para efeito de comparação de um reator PWR atual com um reator avançado, usar as características de ANGRA I e do AP600 se apresenta como uma boa prática. Neste trabalho, as comparações entre combustíveis serão feitas para esses dois projetos de reatores. Com base nelas, poderá ser verificado o que varia no comportamento entre combustíveis, bem como o atendimento aos critérios relacionados no início deste capítulo (R1 a R5).

A Tabela 3.1 apresenta uma comparação das principais características dos combustíveis tipo vareta de ANGRA I e AP600.^[94, 95] É importante destacar alguns itens relevantes na diferenciação de características dos dois projetos:

- ◆ os volumes (número de elementos combustíveis, dimensões dos combustíveis, diâmetro do vaso, etc.) do AP600 são maiores do que os de ANGRA I, embora que a potência do reator seja ligeiramente menor. Isto é uma diferença fundamental de projeto, ou seja, a densidade de potência do reator avançado é bem menor que a do reator atual;

- ◆ um ponto interessante a se referenciar de ANGRA I é que ainda é utilizado combustível 16X16 do projeto inicial da planta (década de 70), enquanto o reator avançado usa o elemento combustível atual de 17X17;
- ◆ o enriquecimento médio é menor no AP600 devido ao maior tamanho do reator, bem como a uma relação água urânio mais otimizada;
- ◆ o tempo de recargas é maior e a queima média de descarga de cada combustível também é maior para o reator avançado;
- ◆ a vida útil de projeto da planta aumentou de 40 para 60 anos, e a fluência (de projeto) de nêutrons no vaso do reator foi diminuída. A diminuição do fluxo de nêutrons rápidos no vaso do reator foi alcançada devido à utilização, no AP600, de uma dimensão maior de refletor (*baffle* mais largo) e à utilização de tubos de aço inox nessa região.

A Tabela 3.2 apresenta as características dos combustíveis tipo placa e vareta, a serem comparados neste trabalho. Essa tabela está dividida, para fins de comparação, entre características para o núcleo do AP600 e o núcleo de ANGRA I.

Os combustíveis tipo vareta são aqueles apresentados na tabela 3.1, ou seja, os dos projetos de reatores PWR, de geração de energia elétrica, antigo (ANGRA I) e avançado (AP600). Os combustíveis tipo placa utilizam UO_2 (*caramelo*), liga Zr-U e dispersão UO_2 -aço inox. No caso do combustível UO_2 , foram adotadas duas espessuras (4mm, 1,45 mm), utilizadas nos reatores franceses, sendo que espessuras intermediárias podem ser utilizadas sem qualquer problema. A espessura de 1,45 mm para o UO_2 é considerada como o mínimo possível para fabricação comercial.

A hipótese básica para comparação é que os volumes dos elementos combustíveis (dimensões externas) e, conseqüentemente, do núcleo, tanto na concepção vareta como placa, sejam mantidos como os dos reatores base: ANGRA I e AP600. As células combustíveis unitárias (relação água/combustível) para os combustíveis tipo vareta são aquelas dos projetos base. As células combustíveis unitárias, para os combustíveis tipo placa, foram adotadas de forma a manter uma relação água/combustível próxima ao verificado na utilização mundial e dentro de valores compatíveis aos requisitos neutrônicos (reatividade, coeficiente de reatividade de temperatura) e aos requisitos termo-hidráulicos (perda de carga, transferência de calor).

Tabela 3.1 - Comparação de Parâmetros de ANGRA I e AP600.

<i>Parâmetro</i>	<i>ANGRA I</i>	<i>AP600</i>
Potência do núcleo (MWt)	1876	1812
Potência Elétrica (MWe)	626	600
Vida útil da Planta (anos)	40	60
Número de EC's	121	145
Tipo de EC	16x16	17x17
Número de varetas combustíveis por EC	235	264
Dimensão do EC (in)	7.763	8.466
Altura ativa (ft)	12	12
Número de grades e material	8 / inonel	8 / zircaloy
Massa de combustível (MtU)	50.8	61.02
Densidade da pastilha combustível (%DT)	95	94.5
Densidade linear de potência média (kW/ft)	5.37	3.84
Área para transferência de calor (ft ²)	33300	43294
Fluxo de calor médio (Btu/hr.ft ²)	187100	139133
Fator de canal quente (F _q)	2.34	2.40
Fator de entalpia (F _{ΔH})	1.55	1.55
Zonas de enriquecimento (%w.o ²³⁵ U)	2.1/2.6/3.1	2.0/2.5/3.0
Tempo de vida do ciclo I (meses)	13	18
Queima média de descarregamento (MWd/MtU)	33000	42000
Queima do ciclo I (MWd/MtU)	14000	16000
Concentração de Boro (IDV-QPP) (ppm)	980	928
Pressão do Primário (Psia)	2250	2250
Entrada/saída de Água do Núcleo (°C)	287/324	287/322
Diâmetro do Vaso (in)	132	157
Vazão no Primário (gpm)	102000 / loop	98000 / loop
Número de Bombas	2	4
Número de "Pernas Frias"	2	4
Número de "Pernas Quentes"	2	2
Fluência de Projeto do Vaso (n/cm ²)	2.5x10 ¹⁹	2.0x10 ¹⁹
Número de Elementos de Controle	33	45
Material Absorvedor	Ag-In-Cd	Ag-In-Cd
Número de Absorvedores Parciais	-	12
Material Absorvedor	-	Aço inox-AISI 304

Tabela 3.2 - Comparação de Parâmetros dos Combustíveis

	ANGRA I					AP600				
	Vareta	Placa UO ₂ 4mm	Placa UO ₂ 1,45mm	Placa Zr-U	Placa UO ₂ -aço inox	Vareta	Placa UO ₂ 4mm	Placa UO ₂ 1,45mm	Placa Zr-U	Placa UO ₂ -aço inox
Potência do reator (MW)	1876	1876	1876	1876	1876	1812	1812	1812	1812	1812
Número de EC's	121	121	121	121	121	145	145	145	145	145
Arranjo do EC	16x16	2x17	2x34	2x40	2x40	17x17	2x19	2x38	2x44	2x44
Seção do EC (mm)	197 x 197	2 x (91 x 183)	2 x (91 x 183)	2 x (91 x 183)	2 x (91 x 183)	214 x 214	2 x (99 x 199)	2 x (99 x 199)	2 x (99 x 199)	2 x (99 x 199)
Comprimento ativo (mm)	3657,6	3657,6	3657,6	3657,6	3657,6	3657,6	3657,6	3657,6	3657,6	3657,6
Comprimento ativo efetivo (mm)	3657,6	3320	3320	3657,6	3657,6	3657,6	3264	3264	3657,6	3657,6
Tipo de geometria	vareta	placa	placa	placa	placa	vareta	placa	placa	placa	placa
Seção (mm)	Diam. 9,5	4,8 x 86	2,25 x 86	1,75 x 86	1,75 x 86	Diam. 9,14	4,8 x 93	2,25 x 9,3	1,75 x 9,3	1,75 x 9,3
Espessura Revest. (mm)	0,57	0,4	0,4	0,38	0,15	0,57	0,4	0,4	0,38	0,15
Material Revest.	Zy-4	Zy-4	Zy-4	Zy-4	AISI348	Zirlo	Zy-4	Zy-4	Zy-4	AISI348
Seção do comb. (mm)	Diam. 8,19	4,0 (4x20x20)	1,45 (1,45x20x20)	0,99	1,45	Diam. 7,84	4,0 (4x17x17)	1,45 (1,45x17x17)	0,99	1,45
Espaçamento (mm)	12,37	10,76	5,38	4,57	4,57	12,64	10,47	5,23	4,52	4,52
Espessura de água (mm)		5,96	3,13	2,82	2,82		5,67	2,98	2,77	2,77
Relação água/célula	0,54	0,55	0,58	0,62	0,62	0,59	0,54	0,57	0,61	0,61
Relação comb./célula	0,34	0,37	0,26	0,22	0,32	0,30	0,38	0,28	0,22	0,32
Relação água/comb.	1,59	1,49	2,23	2,82	1,94	1,97	1,42	2,04	2,78	1,91
Relação (real) água/comb.	1,59	1,80	2,61	2,82	1,94	1,97	1,76	2,57	2,78	1,91

As características de potência total do núcleo e de cada elemento combustível, a vazão de refrigerante do primário, a pressão do primário e a temperatura de entrada de água no reator serão mantidas idênticas às dos projetos de cada núcleo base.

As análises comparativas são baseadas em dados quantitativos com aplicação de conceitos e formulações simplificadas, bem como em análises qualitativas com base em experiências apresentadas em literatura disponível e em experimentos realizados. Os seguintes aspectos serão abordados na comparação:

- i) *neutrônico*: reatividade, coeficiente de reatividade do moderador e variação de reatividade com o tempo (queima) da célula unitária básica;
- ii) *térmico*: limites térmicos, energia armazenada;
- iii) *desempenho do combustível*: comportamento sob irradiação e limites de queima, seguimento de carga, liberação de produtos de fissão após falha do revestimento;
- iv) *mecânico*: projeto do EC tipo vareta e projeto do EC tipo placa.

3.2 *Análise Neutrônica*

A Tabela 3.3 complementa a Tabela 3.2 e apresenta, para cada tipo de combustível, a massa de urânio por elemento combustível e o enriquecimento que deveria ter cada um para que a massa de ^{235}U fosse idêntica a cada núcleo base de comparação. Nessa tabela, os valores de enriquecimento de ANGRA I e AP600 são de 2.6 e 2.5, respectivamente, que correspondem aos enriquecimentos médios da primeira carga.

Pode-se observar nessa tabela que, quanto menor a densidade de urânio no composto utilizado (ou no tipo utilizado), maior é o enriquecimento necessário para manter a mesma quantidade de ^{235}U . O enriquecimento médio de ^{235}U , para UO_2 sinterizado, é inferior a 5%. A dispersão de UO_2 -aço inox apresenta enriquecimento inferior a 20%, e a liga de Zr-U possui alto enriquecimento ~90%, já que possui baixo teor de urânio.

Tabela 3.3 - Comparação da Massa de Urânio dos Combustíveis

	ANGRA I					AP600				
	Vareta	Placa UO ₂ 4mm	Placa UO ₂ 1,45mm	Placa Zr-U	Placa UO ₂ - aço inox	Vareta	Placa UO ₂ 4mm	Placa UO ₂ 1,45mm	Placa Zr-U	Placa UO ₂ - aço inox
Massa de U / EC (Kg)	411	329,8	239,1	10,71	81	425,7	385,1	279,1	12,74	96,0
Massa específica de U no combustível (gU/cm ³)	9,18 (95%DT)	9,13 (94,5%DT)	9,13 (94,5%DT)	0,43	2,22	9,13 (94,5%DT)	9,13 (94,5%DT)	9,13 (94,5%DT)	0,43	2,22
Massa de ²³⁵ U / EC (Kg)	10,69	10,69	10,69	10,69	10,69	10,64	10,64	10,64	10,64	10,64
Massa de ²³⁵ U total no núcleo(Kg)	1293,5	1293,5	1293,5	1293,5	1293,5	1542,8	1542,8	1542,8	1542,8	1542,8
Enriquecimento (% em peso)	2,6	3,2	4,5	99,8	13,2	2,5	2,75	3,8	83,5	11,1

Em termos neutrônicos, pode-se utilizar o fator de multiplicação (k infinito) para uma célula unitária, de forma a se estudar, comparativamente, cada tipo de combustível. O fator de multiplicação, supondo um grupo de energia de nêutrons, é dado pela relação entre produção de nêutrons e absorção de nêutrons:

$$k_{\infty} = \nu \Sigma_f / \Sigma_a \quad (1)$$

O termo de produção de nêutrons é o número médio de nêutrons produzido por fissão multiplicado pela seção de choque macroscópica de fissão. Num reator PWR (térmico), as fissões serão, preferencialmente, do ²³⁵U e dos isótopos ímpares do plutônio (239,241) produzidos a partir da absorção de nêutrons pelo ²³⁸U.

O termo de absorção de nêutrons é dado pela seção de choque total de absorção, que inclui todos os materiais do núcleo. No entanto, a contribuição do ²³⁸U é de fundamental importância no sistema, tanto para a produção do plutônio (efeito de regeneração), como

também no coeficiente de reatividade de temperatura (devido ao alargamento na seção de choque, na região de ressonância, com aumento de temperatura - efeito *Doppler*).

Com esta formulação simples, pode-se discutir o comportamento neutrônico relativo esperado entre tipos de células unitárias, como, por exemplo:

- quanto maior o enriquecimento, maior a quantidade de ^{235}U e menor a quantidade de ^{238}U . Isto implica em um k infinito inicial maior, menor coeficiente de reatividade de temperatura no combustível e maior variação deste k infinito com o tempo de queima devido à menor produção de Pu;
- quanto maior a temperatura do combustível, menor será o k infinito, já que maior será a absorção no ^{238}U ;
- células combustíveis que possuem, nos seus materiais constituintes, maiores seções de choque de absorção terão necessidade de maior enriquecimento (ex.: aço inox comparado com zircaloy).

Para uma célula unitária, a densidade de potência gerada é dada, de forma simples, para um grupo de energia de nêutrons, pela multiplicação do fluxo de nêutrons pela seção de choque macroscópica de fissão ($\phi\Sigma_f$). A integral ao longo do tempo dará a densidade de energia gerada ($\phi\Sigma_f t$). Este termo, de forma simples, diz que, quanto menor o fluxo (menor densidade de potência), maior o tempo para se obter a mesma energia dissipada. É importante notar que, quanto maior esta taxa de reação, maior a taxa de queima do combustível, ou seja, maior é a diminuição do número de átomos do elemento fissil. Esta observação é importante na comparação entre células dos reatores ANGRA I e AP600, já que possuem a mesma potência total, mas volumes distintos de núcleo, gerando densidades de potência (fluxos locais) distintos.

Uma outra formulação simples, e que mostra o comportamento de k_∞ infinito numa célula unitária, é a fórmula dos 4 fatores:

$$k_\infty = f\eta\epsilon p \quad (2)$$

O termo p se apresenta como a probabilidade de escape à ressonância dos nêutrons produzidos na fissão. Esta termalização também depende da relação

água/combustível na célula unitária (fator este que não é observado na Eq. (1), já que é uma aproximação para apenas um grupo de energia).

Normalmente se procura um valor de k_{∞} que permita alcançar as queimas desejadas, mas que não seja muito alto no início de vida, de forma a se poder controlar adequadamente o reator, e uma relação volumétrica água/combustível que leve a um coeficiente negativo de reatividade do moderador. Isto garante um coeficiente de reatividade de temperatura negativo da célula, já que o coeficiente de reatividade de temperatura do combustível é negativo. No entanto, o mínimo volume de água é limitado pelas necessidades do canal de refrigeração para uma transferência de calor adequada. Isto está limitado pela capacidade de retirar calor do refrigerante e pela perda de carga que é imposta à sua passagem através do núcleo (dependente de pressão, temperatura, vazão). O volume mínimo do combustível está limitado por questões de fabricação.

Para realizar uma análise comparativa mais efetiva da célula unitária, é preciso fazer cálculo celular detalhado, inclusive verificando a influência da relação água/urânio na reatividade do sistema. Para essa análise detalhada da célula unitária, foi utilizado o programa HAMMER-TEC.^[96] Os valores de massa de ^{235}U , tanto para células de varetas como de placas combustíveis, estão apresentados na Tabela 3.3. Os valores de temperatura média utilizados nas análises, para cada tipo e geometria de combustível, são aqueles apresentados na Tabela 3.7 das análises termohidráulicas. As densidades de potência utilizadas nas análises são aquelas associadas a cada reator base: (relação potência /volume do núcleo): 74 W/cm^3 para o AP600, e $108,1 \text{ W/cm}^3$ para ANGRA I.

As Figuras 3.1 a 3.16 apresentam valores de k_{∞} para os vários tipos de combustíveis obtidos com o programa HAMMER-TEC. As figuras apresentam a variação do k_{∞} com o tempo de queima e com a relação de volume água (moderador) / combustível.

As Figuras 3.1 e 3.2 apresentam os resultados de k_{∞} para a célula do combustível Zr-U. Nota-se um alto valor de k_{∞} para início de queima, pois a quantidade de ^{238}U é praticamente zero, o que leva a uma pequena absorção (Eq. (1)). Ao longo do tempo apenas o ^{235}U é queimado, pois quase nenhum Pu é formado, o que gera uma taxa de variação de k_{∞} acentuada. Neste tipo de célula, o coeficiente de reatividade de temperatura do combustível é pequeno.

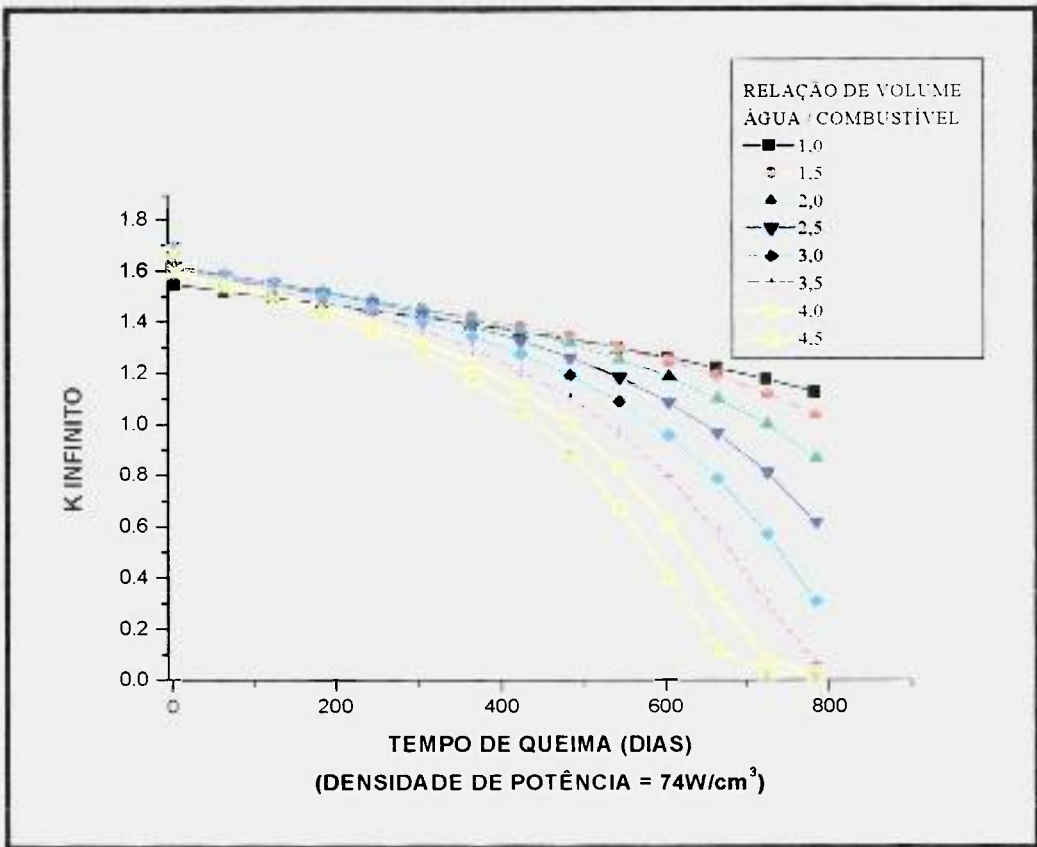


Figura 3.1 - Variação de k infinito para célula combustível Zr-U, placa, núcleo AP600, 83,5% de enriquecimento

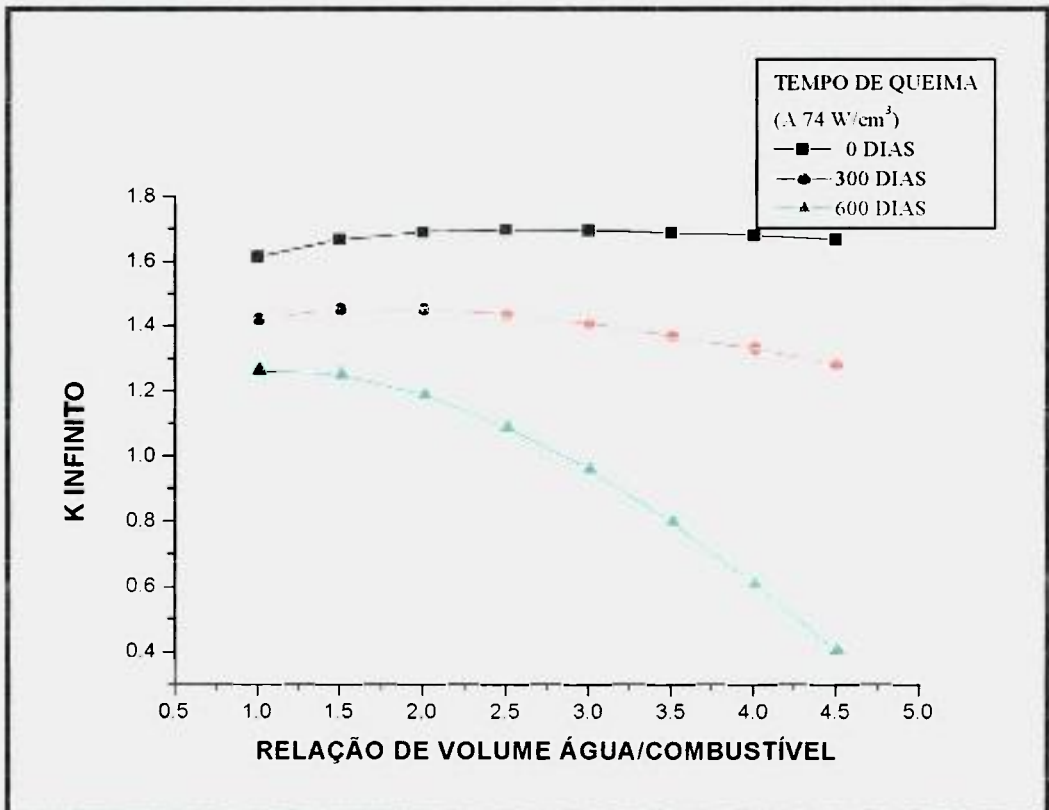


Figura 3.2 - Variação de k infinito para célula combustível Zr-U, placa, núcleo AP600, 83,5% de enriquecimento

Nota-se na Figura 3.2 que, para a relação de volume água/combustível adotada (Tabela 3.2 – valor 2,78), a célula está no ponto ótimo de moderação para início de vida e está na parte da curva de super- moderação após pouco tempo de queima. Isto leva a um coeficiente de reatividade de moderador positivo que, juntamente com o baixo coeficiente de temperatura do combustível, pode levar a um coeficiente de temperatura global positivo. Para se ter um coeficiente negativo, a relação água/combustível deveria diminuir muito, levando a canais de refrigeração muito finos, que aumentariam por demais as perdas de carga, inviabilizando a parte termo-hidráulica do sistema. Nota-se que, para valores da relação de volume água/combustível grandes, a variação de k_{∞} com o tempo de queima é maior, pois o efeito é como um aumento dessa relação de volume, já que o combustível é queimado.

Este tipo de combustível, com alta reatividade inicial e célula combustível com coeficiente de reatividade positivo, só pode ser utilizado em reator, se houver no núcleo outras células que possuam o inverso dessas características, ou seja, alto coeficiente de reatividade negativo e baixo valor de k_{∞} . Este é o caso de células de urânio natural. O primeiro núcleo do reator Shippingport, da Westinghouse, utilizou a liga de Zr-U, com 93% de enriquecimento, para a região do *seed* do núcleo, enquanto foi usado urânio natural no *blanket*. Isto leva à possibilidade de o núcleo ter reatividade adequada para controle, coeficiente de reatividade de temperatura negativo, e também à possibilidade de produção de Pu no *blanket*, diminuindo, dessa forma, a variação da reatividade com a queima. Reactores compactos, onde a fuga de nêutrons é mais acentuada (alto *buckling* geométrico), também contribuem para levar o coeficiente de reatividade de temperatura para valores negativos.

Um aspecto interessante é a taxa de “regeneração” para células combustíveis. As Figuras 3.3, 3.4 e 3.5 apresentam a variação de k_{∞} para ligas de U-Pu-Zr. Algumas dessas ligas são aquelas desenvolvidas e testadas pelo ANL para reatores rápidos.^[54] A diferença é que, neste trabalho, os combustíveis são supostos na forma de placa, ao invés de vareta, e utilizados em reator térmico, ao invés de reator rápido.

Nota-se das Figuras 3.3 e 3.4 que, com o fato de se utilizar urânio natural e Pu, se obtém um combustível com alta taxa de regeneração, variando muito pouco k_{∞} com a queima. A Figura 3.5 mostra que, para a célula tipo placa com 2,8 de relação de volume água/combustível, o coeficiente de reatividade do moderador é negativo para início de vida. Para tempos de queima maiores, a variação se torna um pouco mais complexa, podendo

tornar-se positivo, sendo que, para altas queimas, o coeficiente pode se tornar novamente negativo. Isto se deve à característica de seção de choque de fissão do Pu (grupo rápido e térmico de energia dos nêutrons) e à taxa de regeneração deste tipo de combustível (conversão do ^{238}U em ^{239}Pu). Existe uma concorrência entre perda de elemento fissil e produção deste elemento, tornando a variação da relação de número de átomos de água/número de átomos de elemento fissil, ao longo da queima, diferente do combustível que só possui ^{235}U como elemento fissil. Este tipo de célula combustível mostra ser viável para altas queimas, conseguindo manter coeficientes de reatividade negativos.

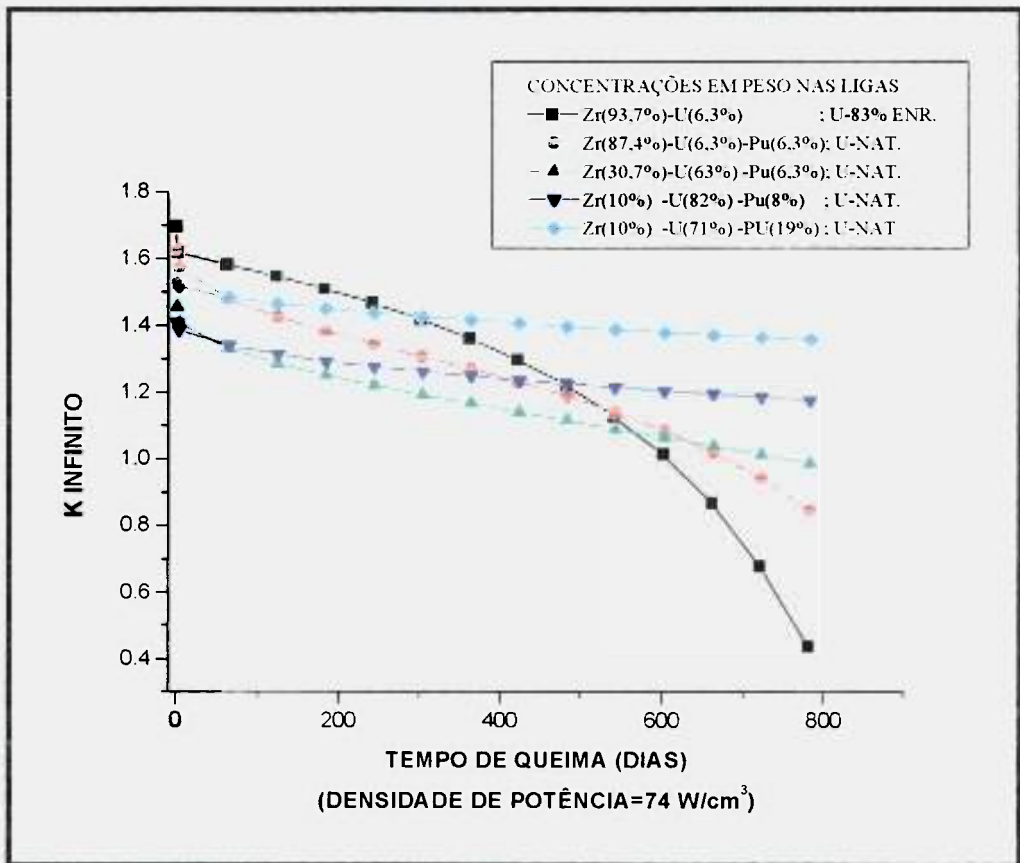


Figura 3.3 - Variação de k infinito para célula combustível Zr-U-Pu, placa, núcleo AP600

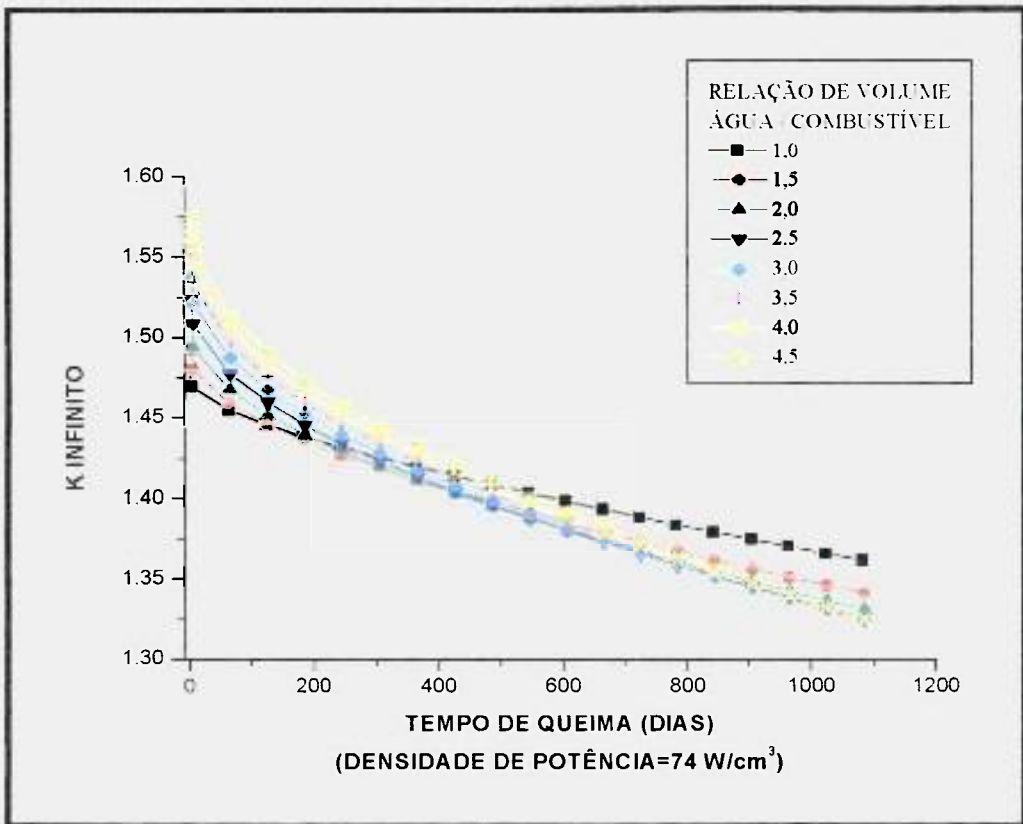


Figura 3.4 - Variação de k infinito para célula combustível U-19Pu-10Zr, placa, núcleo AP600

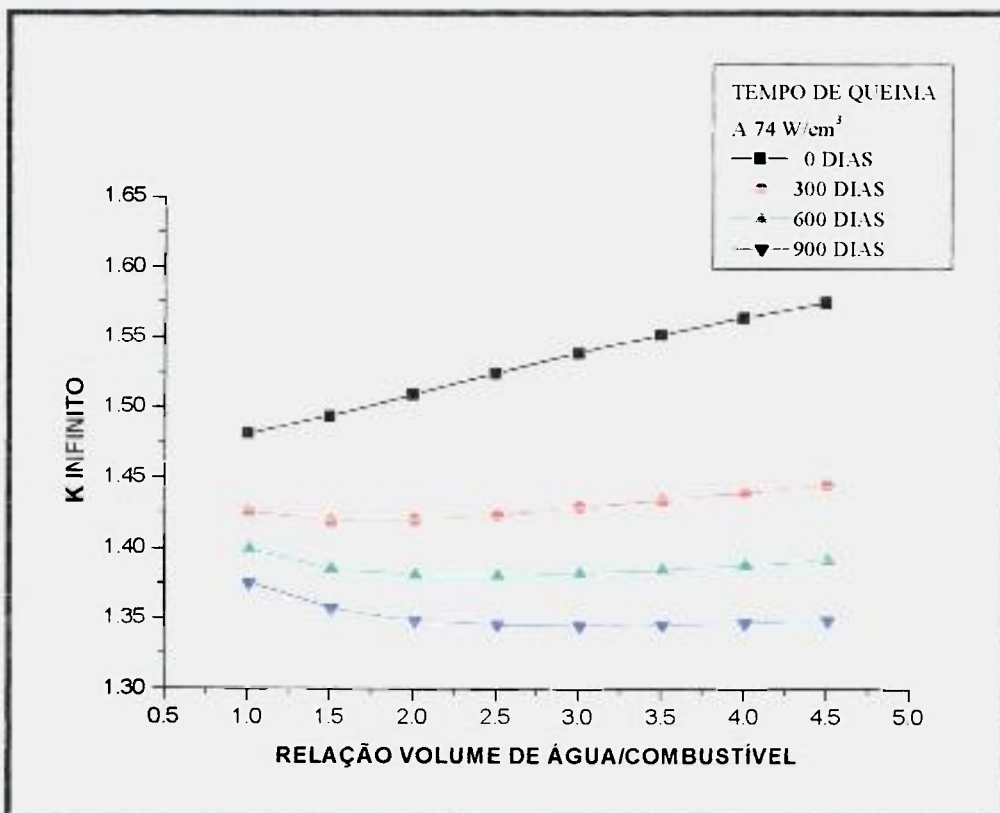


Figura 3.5 - Variação de k infinito para célula combustível U-19Pu-10Zr, placa, núcleo AP600

As Figuras 3.6 e 3.7 apresentam a variação de k_{∞} para o combustível de dispersão de UO_2 em aço inox, tipo placa. Como era de se esperar, o valor de k_{∞} ficou bastante baixo, inferior a 1,0. O aço inoxidável é um grande absorvedor; portanto, deve ser compensado com um maior enriquecimento em urânio.

As Figuras 3.8 e 3.9 apresentam a mesma célula, agora com enriquecimento de 45% em peso de ^{235}U . Nota-se que houve um aumento sensível em k_{∞} e no seu comportamento com a relação água/combustível. O coeficiente de reatividade de moderador (para a relação de água/combustível de 1,98) é negativo, mesmo para tempos de queima de 600 dias. Este comportamento garante uma variação de reatividade ao longo do tempo (queima) pequena e comparável às taxas de UO_2 na forma de placa e de vareta. Este tipo de combustível foi utilizado, com alto nível de enriquecimento, pelos americanos, no reator APPR-1 de 10 MW.^[29, 45, 59]

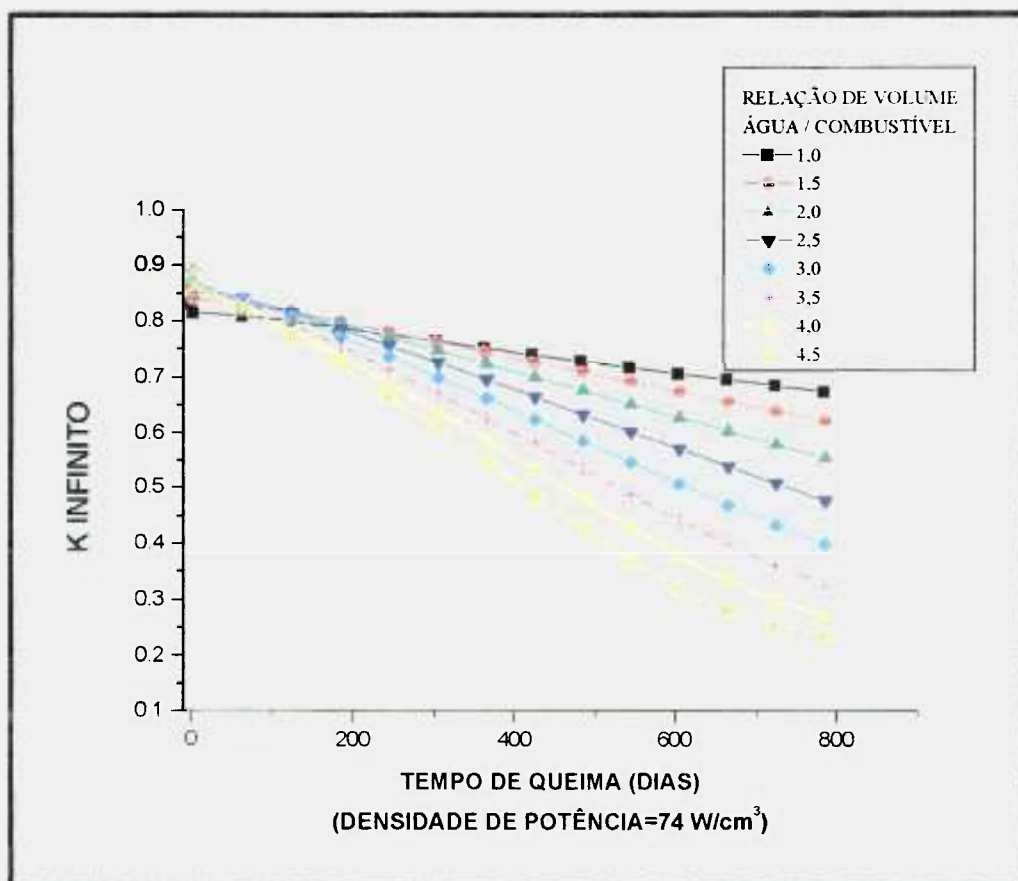


Figura 3.6 - Variação de k infinito para célula combustível UO_2 -SS, placa, núcleo AP600, 11,1% de enriquecimento

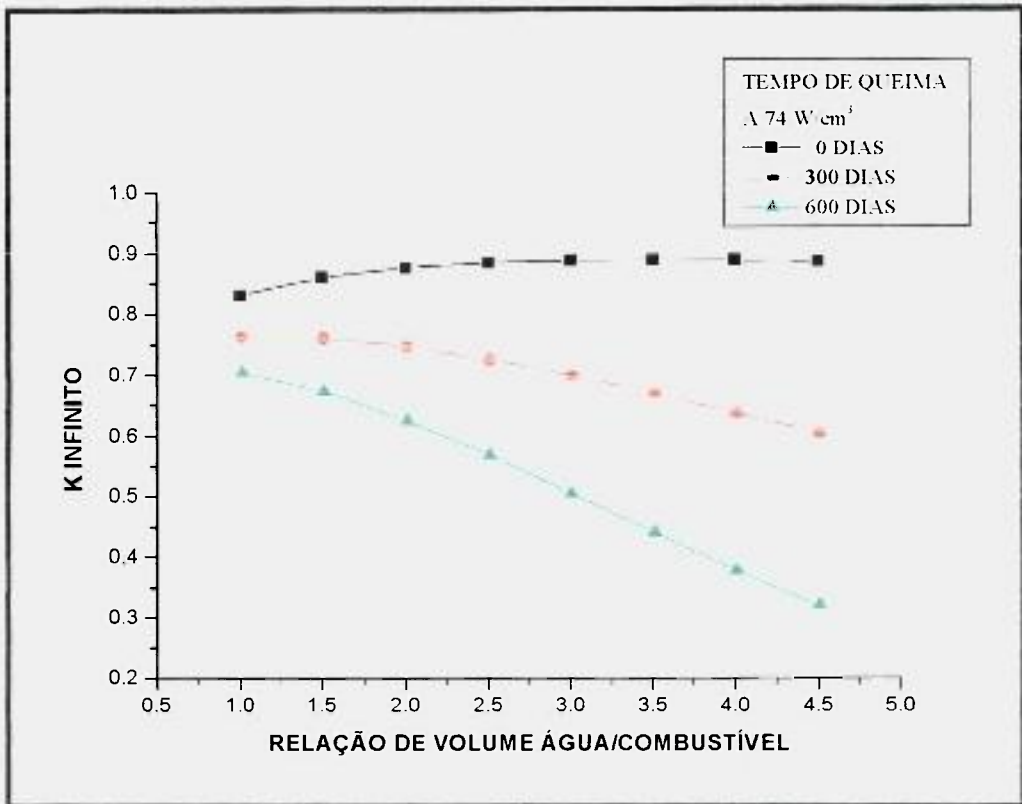


Figura 3.7 - Variação de k infinito para célula combustível UO_2 -SS, placa, núcleo AP600, 11,1% de enriquecimento

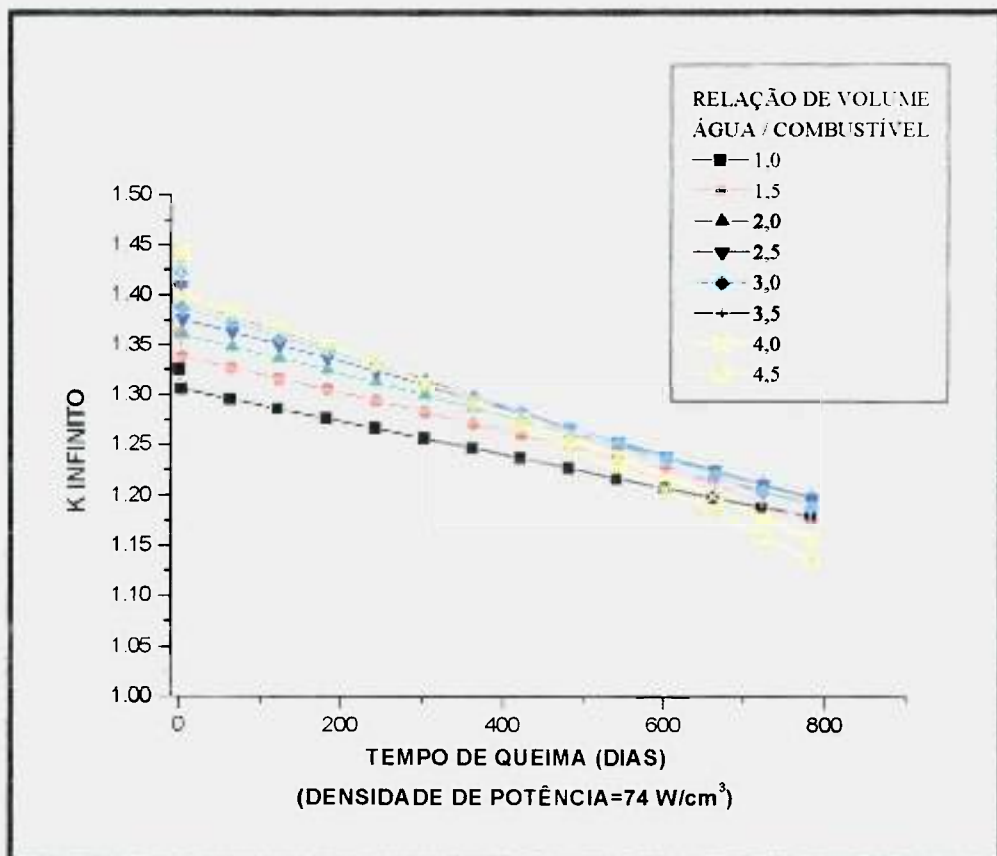


Figura 3.8 - Variação de k infinito para célula combustível UO_2 -SS, placa, núcleo AP600, 45% de enriquecimento

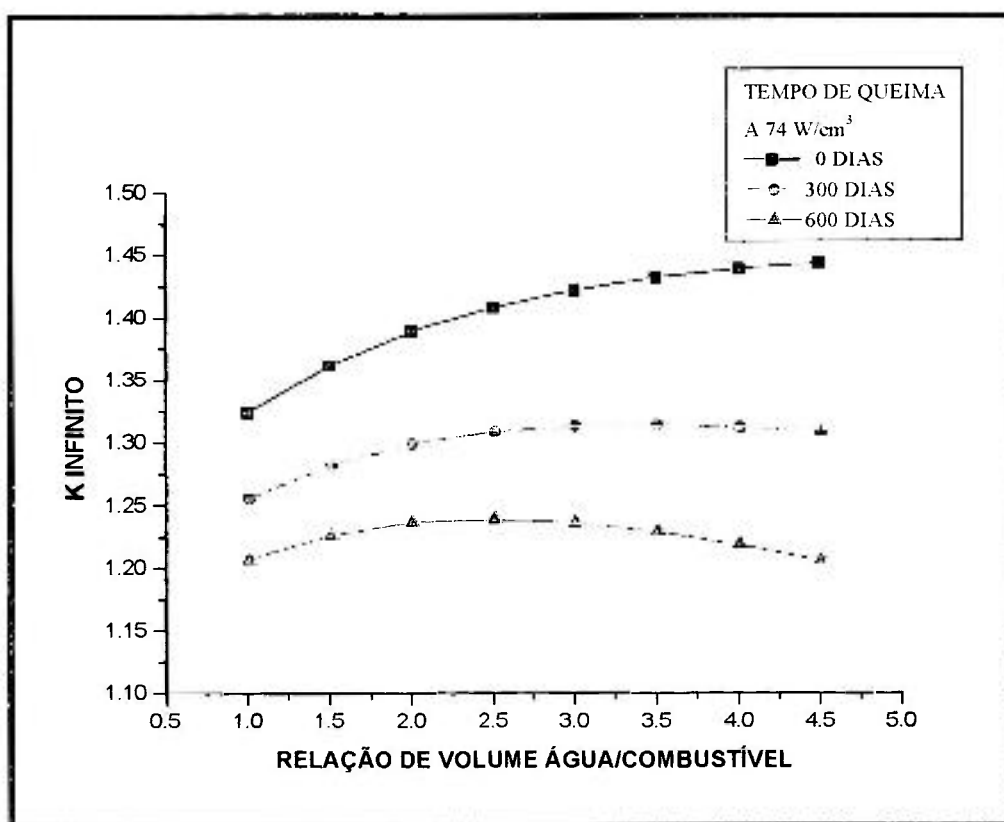


Figura 3.9 - Variação de k_{∞} para célula combustível UO_2 -SS, placa, núcleo AP600, 45% de enriquecimento

As Figuras 3.10 a 3.13 apresentam a variação de k_{∞} para a célula combustível de UO_2 na forma de placa. Nota-se, para k_{∞} , um valor médio para início de vida, uma variação não muito acentuada ao longo da queima, e uma variação com a relação de volume água/combustível que leva a um coeficiente de reatividade de temperatura do moderador negativo para início de vida. Nota-se que a reatividade do combustível de 1,45mm de espessura é ligeiramente superior ao de 4mm de espessura para as relações água/combustível escolhidas (1,42 para a espessura de 4mm e 2,04 para 1,45mm de espessura). No entanto, a variação de reatividade com o tempo é maior para o combustível de menor espessura.

As Figuras 3.14 e 3.15 apresentam a variação de k_{∞} para a célula combustível de UO_2 na forma de vareta. Nota-se um valor de k_{∞} médio ao início de vida, e uma variação não muito acentuada ao longo da queima. Este comportamento de célula é a base para a comparação neutrônica entre combustíveis, tendo em vista ser o do projeto do reator avançado (AP600). O coeficiente de reatividade do moderador é negativo no início de vida, mas, para tempos de queima superiores a 600 dias (a 74 W/cm³), começa a ficar positivo.

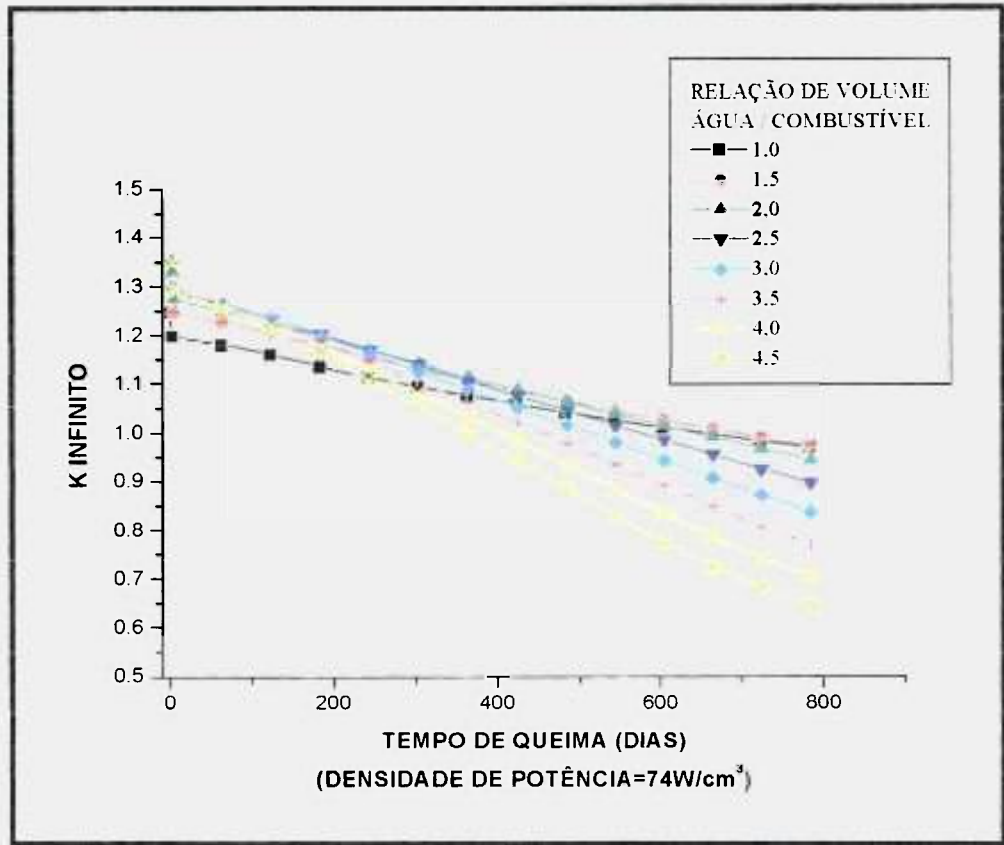


Figura 3.10 - Variação de k infinito para célula combustível UO_2 , placa, espessura 1,45 mm, núcleo AP600, 3,8% de enriquecimento

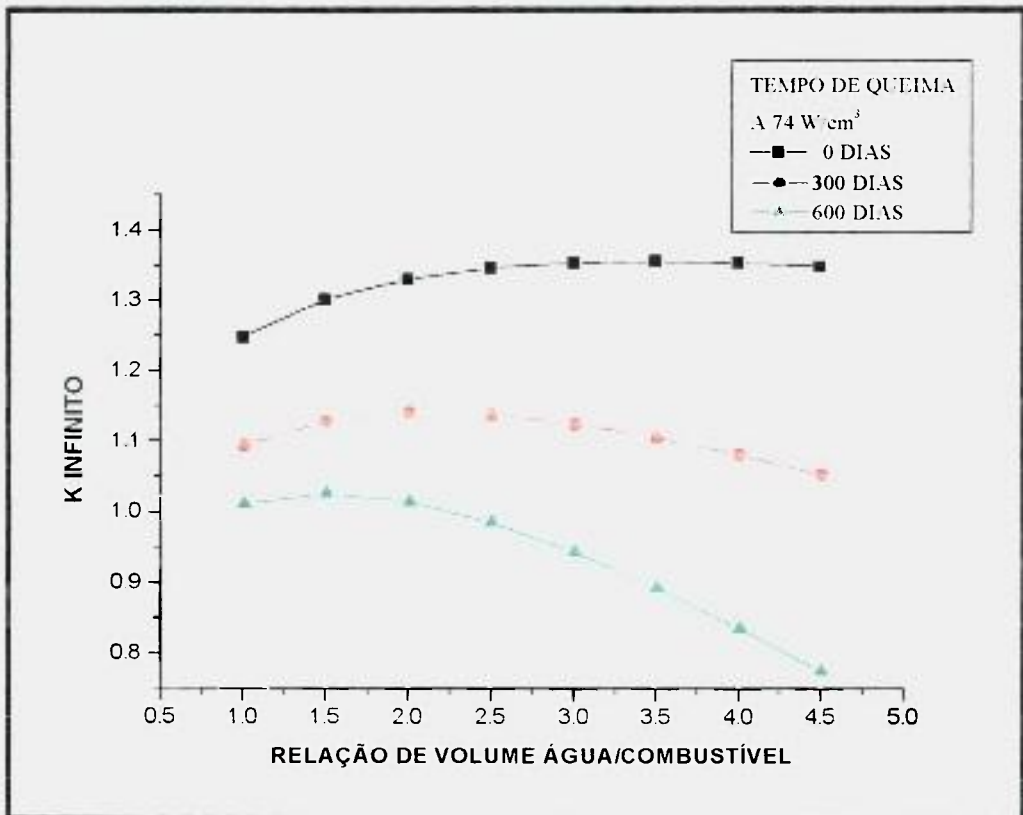


Figura 3.11 - Variação de k infinito para célula combustível UO_2 , placa, espessura 1,45 mm, núcleo AP600, 3,8% de enriquecimento

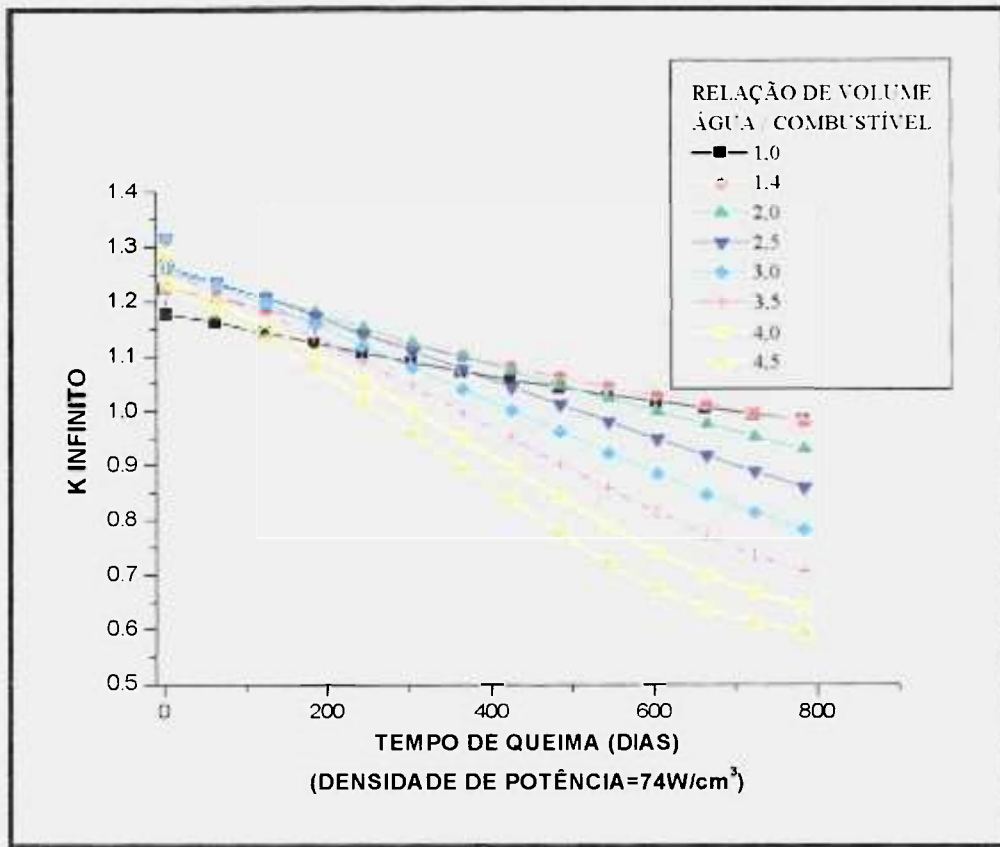


Figura 3.12 - Variação de k infinito para célula combustível UO_2 , placa, espessura 4 mm, núcleo AP600, 2,75% de enriquecimento

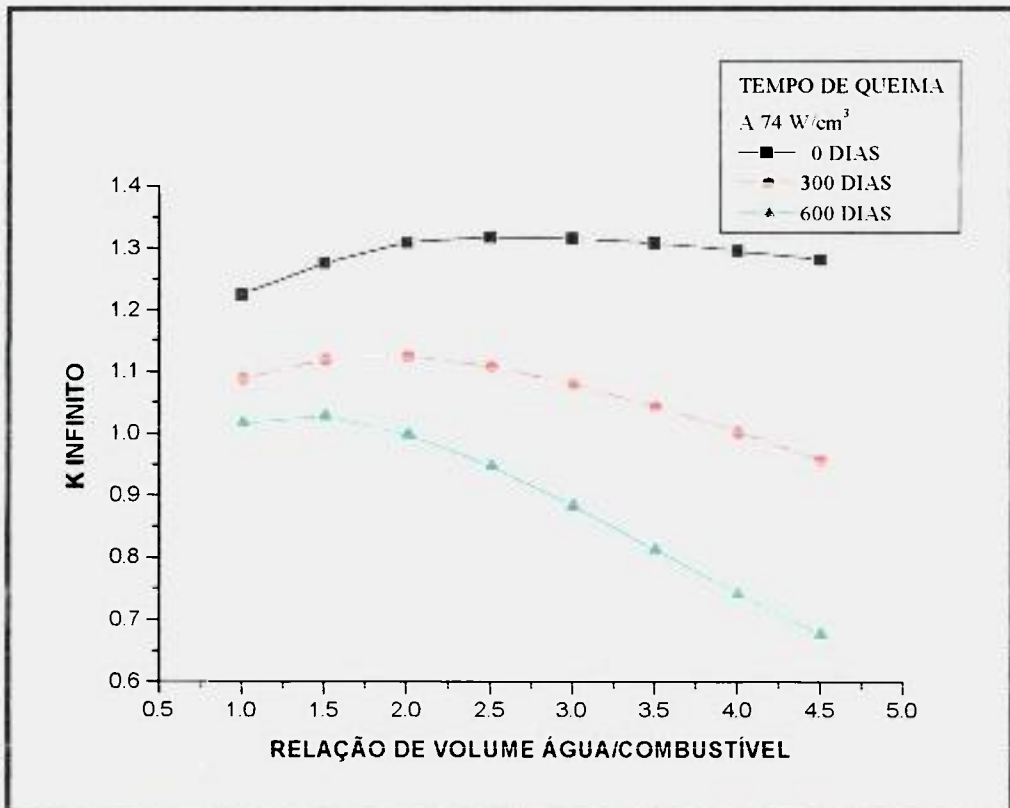


Figura 3.13 - Variação de k infinito para célula combustível UO_2 , placa, espessura 4 mm, núcleo AP600, 2,75% de enriquecimento

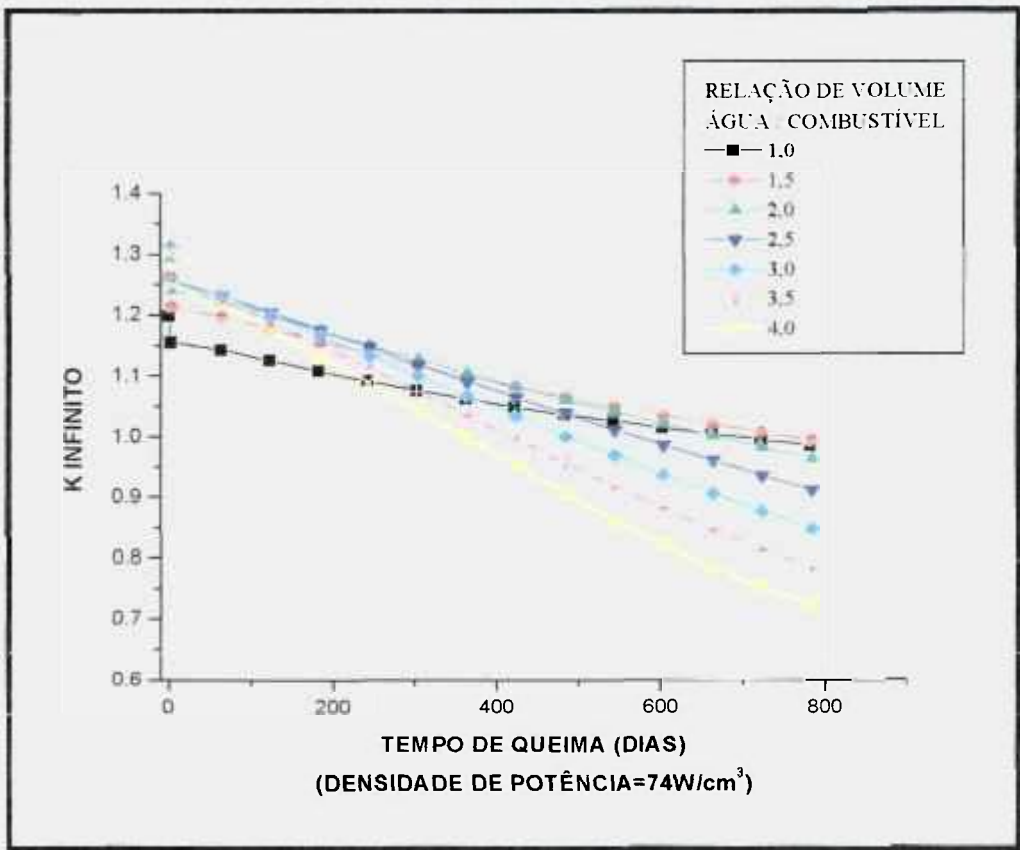


Figura 3.14 - Variação de k infinito para célula combustível UO_2 , vareta, núcleo AP600, 2,5% de enriquecimento

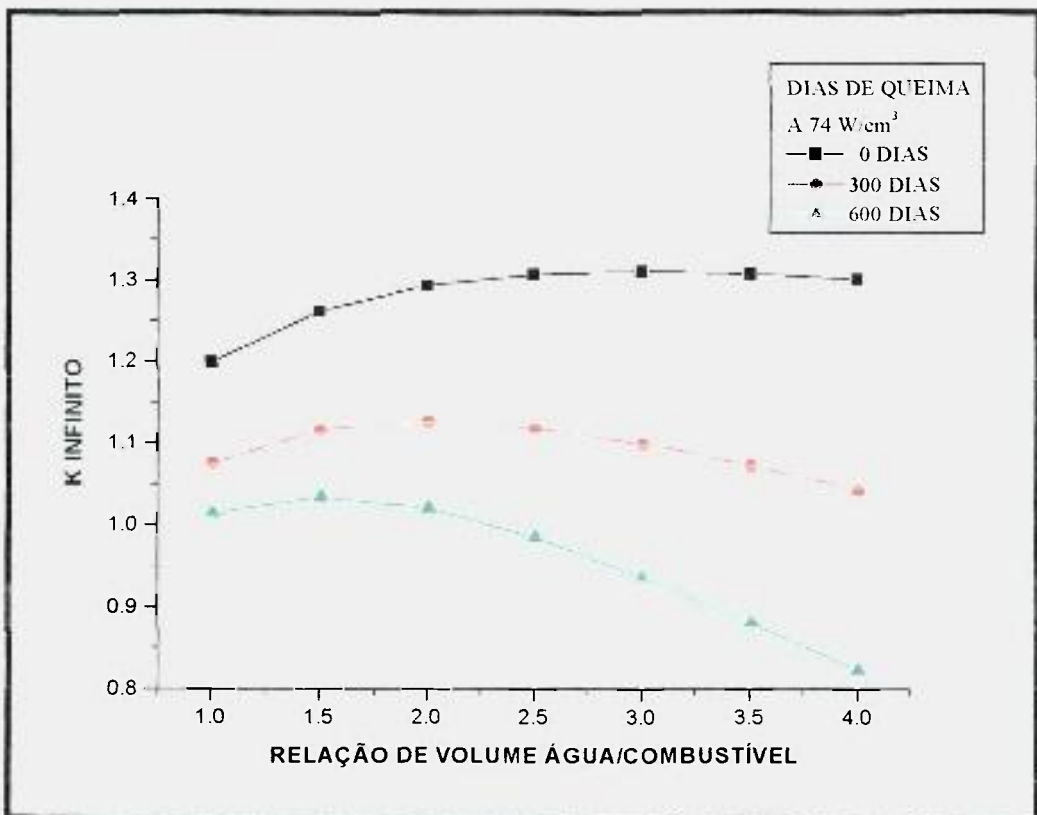


Figura 3.15 - Variação de k infinito para célula combustível UO_2 , vareta, núcleo AP600, 2,5% de enriquecimento

A Figura 3.16 apresenta a comparação de k_{∞} para as várias células combustíveis, comparando também o caso de ANGRA I com o AP600. Deve ser realçado que a base de comparação das várias células foi que a quantidade de ^{235}U no elemento combustível, para cada reator base, fosse mantida constante. A única exceção deste fato é o combustível de dispersão UO_2 -aço inox com 45% de enriquecimento, que possui quantidade de ^{235}U maior que os outros.

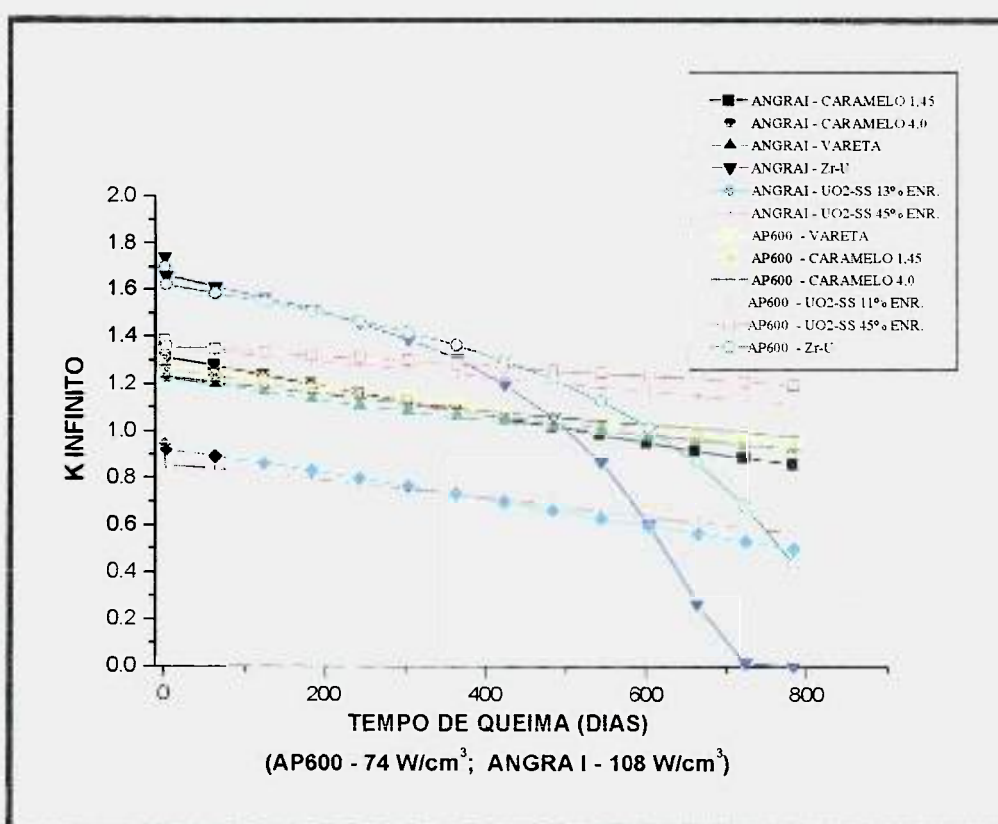


Figura 3.16 - Variação de k infinito para as várias células combustíveis

As seguintes observações podem ser elaboradas com base na figura 3.16:

- i) o combustível de Zr-U com alto enriquecimento possui maior reatividade inicial que os outros combustíveis, mas a variação de reatividade com a queima é muito mais acentuada;
- ii) os combustíveis de UO_2 , tanto na forma de placa como na forma de vareta, possuem comportamento de k_{∞} bem semelhantes;

- iii) as células combustíveis de ANGRA I e do AP600 possuem comportamento de k_{∞} bem semelhantes;
- iv) em todos os casos analisados, à exceção da liga de Zr-U com alto enriquecimento, a relação de volume água/combustível está do lado sub-moderado, levando a um coeficiente de reatividade de temperatura do moderador negativo para início de vida.

Com relação à observação (iv), é importante enfatizar que nos combustíveis com menor enriquecimento o efeito *Doppler* será mais acentuado, sendo, portanto, maior a realimentação negativa de reatividade em excursões de potência. Isto é um dado importante, em termos de segurança, na escolha do combustível.

No aspecto de queima deve-se verificar, inicialmente, o tipo de unidade a ser considerada. MWd/tU tem sentido para combustível óxido, de baixo enriquecimento, em que uma parcela da energia gerada é devida ao Pu produzido (~30% para 30000 MWd/tU). No caso de combustíveis com alto enriquecimento e, conseqüentemente, baixo teor de urânio, faz maior sentido falar em % de átomos fissionados, já que a parcela devida ao Pu é desprezível.

A nível de comparação, ANGRA I possui um tempo para recarga (primeiro ciclo) de 13 meses; para o AP600, esse tempo é de 18 meses. A Tabela 3.4 apresenta valores médios de queima que seriam associados aos combustíveis analisados para esses tempos de queima de recarga. Observando essa tabela e a Figura 3.16, pode-se verificar que, para combustível óxido, a reatividade ao longo da queima propicia o objetivo de tempo de recarga desejado para o núcleo. No entanto, para combustível de liga Zr-U com alto enriquecimento, o objetivo de tempo não é alcançado, já que o percentual de átomos fissionados é bastante grande, ou seja, a taxa de queima é alta. Neste caso, não haveria modo de se aumentar o teor de urânio, já que o enriquecimento está no limite. A forma de se alcançar este objetivo seria fazer um núcleo misto *seed-blanket* em que o *blanket* daria uma taxa de conversão, que, por sua vez, diminuiria a taxa de queima do núcleo, podendo-se alcançar maiores tempos de permanência no reator. Uma outra alternativa de se aumentar uma taxa de conversão seria utilizar liga ternárias de Zr-U-Pu. No caso da dispersão de UO₂-aço inox, pode-se aumentar o tempo de queima, aumentando-se o enriquecimento e compensando o excesso de reatividade com veneno queimável (UO₂-aço inox com B₄C diluído foi utilizado nos reatores americanos com enriquecimento de 93% em ²³⁵U).

No caso comparativo de ANGRA I com o AP600, para varetas combustíveis, nota-se que o aumento de massa de urânio no AP600 fez com que a densidade de potência específica diminuísse, obtendo-se maior tempo de operação com praticamente a mesma queima total do combustível.

Tabela 3.4 - Comparação da Queima Média por Elemento Combustível

	ANGRA I					AP600				
	Vareta	Placa UO ₂ 4mm	Placa UO ₂ 1,45mm	Placa Zr-U	Placa UO ₂ -aço inox	Vareta	Placa UO ₂ 4mm	Placa UO ₂ 1,45mm	Placa Zr- U	Placa UO ₂ -aço inox
Massa de U EC (Kg)	411	329.8	239.1	10.71	81	425.7	385.1	279.1	12.74	96.0
Massa de ²³⁵ U EC (Kg)	10.69	10.69	10.69	10.69	10.69	10.64	10.64	10.64	10.64	10.64
Tempo a Plena Potência (dias)	390	390	390	390	390	540	540	540	540	540
Potência (MW)	15.504	15.504	15.504	15.504	15.504	12.497	12.497	12.497	12.497	12.497
MWd tU	14700	18330	25290			15850	17520	24180		
% átomos fissionados				~ 60	~60				~48	~48

Como conclusão preliminar, com todos os aspectos acima relacionados, o combustível óxido, com baixo enriquecimento, é o mais adequado para atender aos requisitos de reatores avançados, tanto na parte de segurança inerente como de queima estendida (critério R3 do EPRI). No entanto, os combustíveis de liga ternária U-Pu-Zr se apresentaram como perspectiva interessante de utilização.

3.3 Análise dos Aspectos Térmicos

A Tabela 3.5 apresenta, apenas para efeito de comparação, valores para condutividade térmica, calor específico e temperatura limite para os diversos materiais que compõem os diversos combustíveis analisados. São utilizados, nos cálculos comparativos, valores mais precisos que levam em conta variação de temperatura, composição do material,

etc. Nota-se, desta tabela, que os valores de calor específico, para cada tipo de combustível, estão dentro da mesma ordem de grandeza, à exceção da dispersão de UO_2 -aço inox, que possui valor superior devido ao maior calor específico do aço inox. Portanto, a energia armazenada nos combustíveis será fortemente dependente, para efeito de comparação entre estes, da distribuição de temperatura e da massa total de cada sistema combustível ($E_a = mc_p(T_{\text{med}} - T_o)$).

Tabela 3.5 - Características Térmicas dos Materiais

	UO_2	Zr-U	UO_2 -aço inox	Aço inox	zircaloy
<i>Condutividade térmica ($\text{W}/\text{cm}^\circ\text{K}$)</i>	~0,03 (1000°C)	~0,25 (500 °C)	~0,13 (500 °C)	~0,30 (500 °C)	~0,20 (500 °C)
<i>Calor específico ($\text{J}/\text{Kg}^\circ\text{K}$)</i>	~320 (1000°C)	~300 (500 °C)	~450 (500 °C)	~500 (500 °C)	~300 (500 °C)
<i>Temperatura limite ($^\circ\text{C}$)</i>	2800	600	900	1450	1850

A temperatura limite para o UO_2 sinterizado é a temperatura de fusão. No caso da liga de Zr-U, é a temperatura de mudança de fase com conseqüente alteração de microestrutura e comportamento sob irradiação. No caso da dispersão de UO_2 -aço inox, é a temperatura limite de desempenho sob irradiação para não ocorrerem reações internas acentuadas entre a matriz (aço inox) e a fase dispersa (UO_2). Para os materiais estruturais de revestimento, estão anotadas, na Tabela 3.5, suas temperaturas de fusão, embora que, para efeitos práticos, a temperatura limite seja 1200 °C, valor este adotado nos projetos correntes.

UO_2 tem baixo valor de condutividade térmica e alta temperatura limite devido à sua característica de ligação interatômica. No caso de liga e de dispersão é o inverso, ou seja, boa característica de transferência de calor mas baixa temperatura limite. Um ponto importante de análise comparativa é a integral da condutividade térmica que se correlaciona à potência linear máxima que seria permitida ao combustível sem que a temperatura limite fosse alcançada. Com base na distribuição real de temperatura, será verificada a margem térmica sobre valor da integral.

Para efeito de análise térmica, podem-se contemplar dois itens básicos: característica do combustível e característica do refrigerante (transferência de calor).

No combustível podem-se verificar itens que dependam da geometria, do material combustível e da densidade de potência. São eles:

- i) *Integral de $k(T).dT$* – depende da condutividade térmica e do gradiente de temperatura no combustível;
- ii) *Gradiente de temperatura no combustível* – depende da densidade de potência, da geometria do combustível e da condutividade térmica do material. Este valor é dado por:

$$(a) \text{ placa - } \Delta T = q_v \cdot a^2 / 8k_f ; \quad (3)$$

$$(b) \text{ vareta - } \Delta T = q_v \cdot r^2 / 4k_f ; \quad (4)$$

onde a é a espessura do cerne da placa, ΔT é o gradiente de temperatura no combustível, q_v é a densidade de potência, k_f é a condutividade térmica média do combustível, e r o raio da pastilha combustível.

- iii) *Energia armazenada* – dependente da massa, do calor específico e do gradiente de temperatura no combustível. Este valor é dado por:

$$E_a = mc_p(T_{med} - T_o) , \quad (5)$$

onde: m é a massa do combustível, c_p é o calor específico médio do combustível, T_{med} é a temperatura média no combustível, e T_o é a temperatura de referência (300 °K).

Na transferência de calor para o refrigerante, as características deste é que determinam os valores finais de distribuição de temperatura. Um ponto importante dessa análise comparativa entre combustíveis é que as características do refrigerante, no primário do reator, são mantidas constantes, ou seja, a pressão do sistema, a vazão de refrigerante no núcleo e a temperatura de entrada no núcleo. Como o volume total do núcleo (número de elementos combustíveis) foi mantido constante, a vazão por elemento combustível será igual, para cada tipo de combustível, para cada reator base de comparação. Como a potência total do reator é a mesma, a potência média por elemento combustível também será a mesma para

cada tipo de reator, independentemente do tipo de combustível. Isto implica que o ganho de entalpia será o mesmo ao longo de cada elemento combustível. Como a temperatura de entrada de água é a mesma, e o ganho de entalpia é o mesmo, a distribuição de temperatura média do refrigerante ao longo da altura do núcleo será a mesma para cada tipo de reator, independentemente do tipo de combustível. O que muda para cada tipo de combustível é o volume ocupado pelo refrigerante, a velocidade e vazão no canal de refrigeração, e a geometria desse canal.

Os parâmetros calculados que dependem das características do refrigerante são:

- i) *Fluxo de calor crítico* – depende da característica do refrigerante (temperatura, pressão), da vazão (velocidade) de escoamento e da geometria do canal. É utilizada, na análise comparativa, a correlação W-3 de Tong^[58], que se aplica a geometrias cilíndricas e planas:

$$\begin{aligned}
 q_{aDNB} = 10^6 \times & [(2,022-0,0004302p)+(0,1722-0,0000984p) \times \exp\{(18,77-0,004129p)\chi\}] \\
 & \times [(0,1484-1,596\chi+0,1729\chi|\chi|)G/10^6+1,037] \\
 & \times [1,157-0,869\chi] \times [0,2664+0,8357\exp(-3,151D_e)] \\
 & \times [0,8258+0,000794(h_{sat}-h_{in})] , \quad (6)
 \end{aligned}$$

onde q_{aDNB} é o fluxo de calor crítico para DNB (BTU/h.ft²), p é a pressão do sistema (psia), χ é o título do fluido refrigerante (entre -0,15 e 0,15), G é a velocidade mássica (lb_m/ft².h), h é a entalpia (BTU/lb_m) e D_e é o diâmetro hidráulico equivalente do canal (in).

- ii) *Perda de carga* – dependente das características do refrigerante e da geometria do canal:^[58]

$$\Delta p = (\rho/2).f.(L/D_e).V^2 , \quad (7)$$

onde ρ é a massa específica do fluido, f é o fator de atrito; L é o comprimento do canal, D_e é o diâmetro hidráulico equivalente do canal e V a velocidade do fluido.

- iii) *Distribuição de temperatura no refrigerante* – dependente da geometria do canal, características do refrigerante e da potência gerada pelo combustível.^[58]

$$T_{\text{bulk}}(y) = T_{\text{in}} + q(y)/\dot{m}c_p, \quad (8)$$

$$T_s = T_{\text{bulk}} + q_A(y)/h_{\text{DB}}, \quad (9)$$

$$h_{\text{DB}} = (k/D_e) \cdot (0,023 \cdot \text{Re}^{0,8} \cdot \text{Pr}^{0,4}), \quad (10)$$

onde $T_{\text{bulk}}(y)$ é a temperatura do centro do canal na cota y , T_{in} é a temperatura de entrada do refrigerante, $q(y)$ é a potência integrada até a cota y , \dot{m} é a vazão mássica do refrigerante, c_p é o calor específico do fluido, T_s é a temperatura na superfície externa do revestimento, $q_A(y)$ é o fluxo de calor na cota y , h_{DB} é o coeficiente de transferência de calor (Dittus-Boelter), k é a condutividade térmica, D_e é o diâmetro hidráulico equivalente do canal, Re é o número de Reynolds e Pr é o número de Prandtl.

A Tabela 3.6 apresenta as características geométricas, densidade de potência, vazão de água e características gerais para transferência de calor dos diferentes tipos de combustíveis analisados e para os dois reatores base de comparação.

Com base nos dados da Tabela 3.6 e utilizando as fórmulas anteriormente apresentadas, foram calculados: (i) a temperatura média e máxima (maior gradiente) para cada tipo de combustível; (ii) a integral de kdt para o seu limite de temperatura, para o caso com o máximo gradiente de temperatura, e a margem obtida para a relação entre esses valores; (iii) a energia armazenada total, por elemento combustível, por vareta/placa, a energia específica e a razão entre esta energia e o volume de água existente em cada elemento combustível; (iv) o fluxo de calor crítico e a margem obtida para o fluxo de calor máximo; (v) a perda de carga por elemento combustível, não se levando em conta efeitos de perda localizada. No caso específico de elemento combustível vareta, é adicionada a perda de carga devido às grades espaçadoras. A Tabela 3.7 apresenta estes resultados obtidos.

Tabela 3.6 - Características dos Combustíveis para Análise Térmica

	ANGRA I					AP600				
	Vareta	Placa UO ₂ 4mm	Placa UO ₂ 1,45mm	Placa Zr- U	Placa UO ₂ -aço inox	Vareta	Placa UO ₂ 4mm	Placa UO ₂ 1,45mm	Placa Zr- U	Placa UO ₂ -aço inox
Volume total ocupado por EC (cm ³)	141948	141948	141948	141948	141948	167503	167503	167503	167503	167503
Volume sólido por EC (cm ³)	66370	65036	61641	57314	57314	69354	77697	72969	67413	67413
Volume de água por EC (cm ³)	75578	76911	80306	84633	84633	98148	89806	94534	100090	100090
Área de Transferência de Calor / EC (cm ²)	256530	180608	361216	503286	503286	277266	210854	421709	598676	598676
Potência Linear Média (W/cm)	180	1373	687	530	530	129	1007	504	388	388
Potência Linear Máxima (W/cm)	421	3213	1608	1240	1240	310	2417	1208	931	931
Fluxo de Calor Médio (W/cm ²)	60,3	85,8	42,9	30,81	30,81	44,90	59,2	29,6	20,9	20,9
Fluxo de Calor Máximo (W/cm ²)	141,1	200,8	100,4	72,1	72,1	107,8	142,1	71,0	50,2	50,2
Densidade de Potência Média no Núcleo (W/cm ³)	108,1	108,1	108,1	108,1	108,1	74,0	74,0	74,0	74,0	74,0
Densidade de Potência Média no Comb. (W/cm ³)	342	429	592	622	424	268	296	409	422	288
Densidade de Potência Max. no Comb. (W/cm ³)	800	1004	1385	1455	992	643	710	982	1013	691
Fq	2,34	2,34	2,34	2,34	2,34	2,40	2,40	2,40	2,40	2,40
FΔH	1,55	1,55	1,55	1,55	1,55	1,55	1,55	1,55	1,55	1,55
Diâmetro Hidr. Equiv. (cm)	1,09	1,19	0,64	0,56	0,56	1,32	1,14	0,58	0,56	0,56
Vazão por EC (l/min)	6075	6075	6075	6075	6075	4870	4870	4870	4870	4870
Vazão no canal da célula (l/min)	23,7	166	83	70,5	70,5	16,9	119	60	51,5	51,5
Velocidade no Canal (m/s)	4,8	5,4	5,1	4,8	4,8	3,0	3,7	3,5	3,3	3,3

Tabela 3.7 - Resultados Comparativos para Análise Térmica

	ANGRA I					AP600				
	Vareta	Placa UO ₂ 4mm	Placa UO ₂ 1,45mm	Placa Zr- U	Placa UO ₂ -aço inox	Vareta	Placa UO ₂ 4mm	Placa UO ₂ 1,45mm	Placa Zr- U	Placa UO ₂ -aço inox
Temperatura Média do refrigerante (°C)	305,5	305,5	305,5	305,5	305,5	304,5	304,5	304,5	304,5	304,5
Temperatura Média Estimada no Combust. (°C)	820	450	370	352	355	680	425	363	351	354
ΔT Máximo no Combust. (°C)	1242	502	91	9	26	915	355	65	6	18
Perda de carga por EC (bar)	0,37	0,43	0,72	0,72	0,72	0,12	0,21	0,37	0,34	0,34
Perda de carga por EC com grade espaçadora (bar)	1,17	-	-	-	-	0,92	-	-	-	-
Fluxo de Calor Crítico (W/cm ²)	222	218	305	316	316	180	211	291	294	294
Fluxo de Calor Máximo (W/cm ²)	141,1	200,8	100,4	72,1	72,1	107,8	142,1	71,0	50,2	50,2
DNBR	1,58	1,08	3,04	4,38	4,38	1,67	1,49	4,10	5,85	5,85
Integral $k_d T$ limite (W/cm)	69	69	69	75	75	69	69	69	75	75
Integral $k_d T$ real (W/cm)	38	23	6	2,0	2,6	29	18	4	1,4	1,8
Margem sobre integral $k_d T$	1,8	3	11,5	37,5	28,8	2,4	3,8	17,3	53,7	41,4
Energia armazenada média / EC (J)	1,1 E8	4,3 E7	2,5 E7	1,8 E7	4,8 E7	9,2 E7	4,8 E7	2,8 E7	2,2 E7	5,7 E7
Energia armazenada total (J)	133,1 E8	52,2 E8	30,2 E8	22 E8	58 E8	133,2 E8	69,6 E8	41,1 E8	32 E8	83 E8
Energia média armazenada por vareta/placa (J)	4,7 E5	1,3 E6	3,7 E5	2,3 E5	6,0 E5	3,5 E5	1,3 E6	3,7 E5	2,5 E5	6,5 E5
Densidade média de energia armazenada (J/cm ³)	2,5 E3	1,2 E3	9,6 E2	7,0 E2	1,3 E3	2,0 E3	1,1 E3	9,3 E2	7,0 E2	1,3 E3
Energia média armazenada específica (J/g)	243	115	92	107	157	190	108	89	107	157
Razão da energia média (do EC) armazenada por volume de água (J/cm ³)	1457	559	311	212	567	938	534	296	219	569

A comparação entre o núcleo vareta de ANGRA I e o AP600, que é um reator avançado, levam às seguintes observações relevantes:

- i) As densidades de potência nas varetas do AP600 são menores que as de ANGRA I devido ao maior volume do reator e maior número de varetas por EC do AP600. Como consequência, as temperaturas no combustível do AP600 são menores. A integral de kdT também é menor para o combustível do AP600, levando a um aumento nesta margem térmica a valor superior a 20%. Isto vai ao encontro do critério R2.1 e R2.2 do EPRI.
- ii) O volume de água por elemento combustível é maior no AP600 que em ANGRA I, atendendo ao critério R2.2 do EPRI.
- iii) O fluxo de calor crítico tem valor superior para ANGRA I. Isto se deve ao fato de que, para o AP600, a velocidade de escoamento do fluido (vazão no canal da célula combustível) é menor, e o diâmetro hidráulico equivalente é maior, levando a uma condição, pela fórmula W-3, de menor fluxo de calor comparado a ANGRA I. No entanto, como a densidade de potência é menor, e o fluxo de calor máximo também é menor, a mínima razão de DNB (MDNBR) é maior para o AP600. A margem calculada aumentou de 6%. No entanto, como este é um fator local, e os cálculos foram realizados com estimativas médias, o aumento da margem pode se mostrar maior se realizados cálculos mais precisos. Isto vai ao encontro do critério 2.1 do EPRI.
- iv) A energia armazenada média por EC é menor no AP600 que em ANGRA I devido à menor temperatura média no combustível, embora que a massa seja maior. A energia armazenada total é praticamente igual nos dois reatores. As energias médias específicas são menores no AP600. A razão da energia armazenada para o volume de água por elemento combustível é bem menor para o AP600 em relação a ANGRA I. Isto vai ao encontro do critério R2.1 e R2.2 do EPRI, bem como leva a condições favoráveis para os sistemas passivos garantirem o critério R2.3.

- v) A perda de carga por elemento combustível é menor no AP600. Isto leva a condições mais favoráveis para circulação natural, o que vai ao encontro da utilização de sistemas de segurança passivos.

Como conclusão dessas observações confirma-se, nos aspectos térmicos, que o AP600 atende aos critérios do EPRI, para reator passivo, em comparação a um projeto padrão como o de ANGRA I.

A comparação do combustível placa com combustível vareta será realizada em duas etapas. A primeira, comparando os combustíveis para o reator ANGRA I; a segunda, comparando para o reator AP600.

A comparação para o reator de ANGRA I leva às seguintes observações:

- i) O combustível tipo placa gera temperaturas inferiores devido à geometria plana, embora que as densidades de potência sejam maiores que o combustível tipo vareta. A integral k_dT é bem inferior nos combustíveis tipo placa, aumentando bastante as margens térmicas. Isto vai ao encontro dos critérios R2.1 e R2.2 do EPRI.
- ii) O volume de água em cada combustível tipo placa é maior que o combustível vareta. Isto vai ao encontro do critério R2.2 do EPRI.
- iii) A área para transferência de calor é maior nas placas, à exceção do combustível de UO_2 com 4 mm de espessura. No entanto, combustível de UO_2 com 1,45 mm de espessura possui uma área de transferência de calor bem maior. Neste caso, é possível encontrar um combustível tipo placa de UO_2 com espessura e número de placas por EC que levem a valores de área de transferência de calor maiores que o combustível vareta.
- iv) O fluxo de calor crítico é maior para as placas, e a mínima razão para DNB (MDNBR) aumentou bastante para o combustível tipo placa. A exceção é o combustível de UO_2 com 4mm, pela mesma razão indicada no item anterior. O critério R2.1 do EPRI é atendido com folga pelos combustíveis tipo placa com área de transferência de calor superior ao do combustível tipo vareta.

- v) A energia armazenada média por elemento combustível e, conseqüentemente, a energia armazenada total são bem menores para combustível placa do que vareta, até mesmo para o combustível de UO_2 com 4 mm de espessura. Isto indica que o combustível tipo placa é mais adequado, no aspecto térmico, para as condições de sistemas de segurança passivos, garantindo o atendimento dos critérios R2.1, R2.2 e R2.3 do EPRI.
- vi) A perda de carga por elemento combustível é menor no combustível tipo placa quando comparado ao tipo vareta (levando em conta as perdas localizadas nas grades espaçadoras). Isto melhora as características de circulação natural para sistemas passivos.

Nessa comparação, para o núcleo de ANGRA I conclui-se que, ao substituir o núcleo de varetas por núcleo de placas, com área de transferência de calor maior para o EC tipo placa que para o EC tipo vareta, há uma melhora significativa nas características térmicas, sendo adequado ao conceito de reator avançado, passivo, atendendo aos critérios do EPRI.

A comparação para o reator AP600 leva às seguintes observações:

- i) O combustível tipo placa gera temperaturas inferiores devido à geometria plana, embora que as densidades de potência sejam maiores que o combustível tipo vareta. A integral k_dT é bem inferior nos combustíveis tipo placa, aumentando bastante as margens térmicas. Isto vai ao encontro dos critérios R2.1 e R2.2 do EPRI.
- ii) O volume de água em cada combustível tipo placa de pequena espessura (liga e dispersão) é maior que o do combustível vareta. O combustível tipo placa com UO_2 possui volume de água inferior que o tipo vareta, sendo a diferença bem pequena. Neste caso, como o AP600 já atendia ao critério R2.2 do EPRI, as placas também atendem.
- iii) A área para transferência de calor é maior nas placas, à exceção do combustível de UO_2 com 4 mm de espessura. No entanto, combustível de UO_2 com 1,45 mm de espessura possui uma área de transferência de calor bem maior. Neste caso, é possível encontrar um combustível tipo

placa de UO_2 com espessura e número de placas por EC que levem a valores de área de transferência de calor maiores que o combustível vareta.

- iv) O fluxo de calor crítico é maior para as placas, e a mínima razão para DNB (MDNBR) aumentou bastante para o combustível tipo placa. A exceção é o combustível de UO_2 com 4mm, pela mesma razão indicada no item anterior. O critério R2.1 do EPRI é atendido com folga pelos combustíveis tipo placa com área de transferência de calor superior à do combustível tipo vareta.
- v) A energia armazenada média por elemento combustível e, conseqüentemente, a energia armazenada total são bem menores para combustível placa do que vareta, até mesmo para o combustível de UO_2 com 4 mm de espessura. Isto indica que o combustível tipo placa é mais adequado, no aspecto térmico, para as condições de sistemas de segurança passivos, garantindo o atendimento dos critérios R2.1, R2.2 e R2.3 do EPRI.
- vi) A perda de carga por elemento combustível é menor no combustível tipo placa quando comparado ao tipo vareta (levando em conta as perdas localizadas nas grades espaçadoras). Isto melhora as características de circulação natural para sistemas passivos.

Nessa comparação, para o núcleo do AP600 conclui-se que, ao substituir o núcleo de varetas por núcleo de placas, com área de transferência de calor maior para o EC tipo placa que para o EC tipo vareta, há uma melhora significativa nas características térmicas, sendo adequado ao conceito de reator avançado, passivo, atendendo aos critérios do EPRI.

Isto indica que, mesmo para o núcleo proposto de reator avançado (AP600 com vareta), há margem de melhoria nos critérios térmicos, pela substituição de combustível vareta por placa.

Das observações acima descritas pode-se concluir que, independentemente do tipo de combustível utilizado, a geometria de combustível tipo placa garantiria melhores margens térmicas do que combustível tipo vareta. Não haveria necessidade, neste caso, de

aumento de volume do reator (como de ANGRA I comparado ao AP600), já que as margens aumentariam mais do que os 15% indicados pelo requisito do EPRI. O aumento do inventário de água já é obtido no próprio combustível (relação água/combustível) e seria garantido também pelos sistemas associados (pressurizador, tanques do sistema de resfriamento de emergência, etc.).

A energia armazenada é bem menor no combustível tipo placa do que no combustível tipo vareta. O aumento do volume do reator (AP600) leva a uma densidade de potência, quando do calor de decaimento, menor do que no caso de ANGRA I. Isto minimiza o impacto de um acidente (de perda de refrigeração, por exemplo), com resposta mais lenta do sistema, conforme requisito do EPRI.

Um aspecto que não foi abordado neste item, mas que o será no capítulo 5, é o efeito de sistema de canal aberto e canal fechado. Combustível tipo vareta possui canais de refrigeração abertos, havendo *cross-flow* entre canais. Já combustível tipo placa, tradicionalmente, possui canais fechados, não havendo troca de fluido entre placas combustíveis vizinhas. Isto será motivo de uma análise específica, havendo, como proposta, um combustível tipo placa, segmentado, com possibilidade de *cross-flow* entre canais vizinhos.

3.4 *Análise de Aspectos de Desempenho sob Irradiação*

O desempenho do combustível sob irradiação depende das condições operacionais do reator, que impõem diversos tipos de solicitações mecânicas, nucleares, térmicas, hidráulicas, químicas, etc. ao sistema combustível e, também, de como esse sistema combustível é estruturado, especificado e fabricado. Aqui serão discutidos, brevemente, alguns aspectos qualitativos de cada tipo de combustível analisado, obtendo-se dados quantitativos através de experiência internacional ou análises simplificadas. É importante ressaltar que, melhor do que utilizar modelos analíticos ou empíricos sobre fenômenos que ocorrem durante irradiação, é utilizar os resultados sobre a experiência de uso dos combustíveis em situações reais. O principal enfoque desta análise é dado sobre os seguintes itens: (i) efeitos da irradiação sobre os combustíveis e limites de queima aplicáveis a cada um;

(ii) resposta de cada tipo de combustível a seguimento de carga, (iii) taxa de vazamento de produtos de fissão quando da falha do revestimento.

3.4.1 Efeitos da Irradiação e Limite de Queima

De modo geral, pode-se correlacionar os efeitos da irradiação nos combustíveis nucleares em grupos distintos de características:

- ◆ mudanças dimensionais do combustível
 - * crescimento com irradiação
 - * inchamento por produtos de fissão sólidos e gasosos
 - * densificação
- ◆ mudanças nas propriedades físicas
- ◆ mudanças nas propriedades mecânicas
- ◆ mudanças nas características estruturais
 - * reversão de fase
 - * reestruturação de grãos
 - * migração e formação de poros
 - * precipitação de fases
 - * migração de elementos e liberação de gases

A maioria dos efeitos acima mencionados ocorrem na maioria dos combustíveis, sendo que alguns dos efeitos são peculiares a determinados tipos de combustíveis. A intensidade de cada efeito também é dependente do tipo do material, da intensidade da irradiação e da temperatura ou gradiente de temperatura a que está sendo submetido o material.

Dos efeitos acima mencionados serão analisados aqueles que limitam a queima. As propriedades mecânicas e de resistência à corrosão estarão associados ao revestimento utilizado no combustível. As características, principalmente, de mudanças dimensionais e de mudanças estruturais estarão relacionadas ao material combustível.

3.4.1.1 Ligas de Zr-U

A liga de Zr-U foi utilizada, com sucesso, com as características de combustível analisadas neste trabalho, no *seed* do núcleo do reator Shippingport. Foi observado um comportamento estável a temperaturas de até 400 °C, sendo observada uma variação dimensional de inchamento da placa combustível de $\sim 0,15\%$ ($\Delta V/V$) / % átomos de ^{235}U fissionado. Queimas superiores a 50% em átomos de ^{235}U fissionado foram alcançadas. No entanto, para temperaturas próximas a 600 °C, há um inchamento exagerado, devido, principalmente, à mudança de fase da liga.^[46, 50, 59]

Por ser uma liga com baixo teor de U, tratada como uma dispersão metálica, os produtos de fissão gasosos ficam retidos na matriz metálica. A liberação de gás para estes combustíveis foi somente observada para temperaturas (de teste em laboratórios) acima de 550 °C. No entanto, poucos dados são publicados na literatura sobre o comportamento destas ligas sob irradiação. Dados mais recentes sobre a liga U-Zr-H utilizada nos reatores TRIGA confirmam a baixa liberação de produtos de fissão ($< 0,1\%$ dos gases gerados) para temperaturas inferiores a 700°C.

Portanto, a temperatura limite de operação, incluindo condições de acidente, para este tipo de combustível deve ser de 600 °C. Acima desse limite, haveria inchamento acentuado e liberação de produtos de fissão da matriz (embora que possam ficar retidos pelo revestimento).

Na placa combustível, o revestimento é caldeado à liga no processo de laminação; portanto, o comportamento de inchamento da placa é comandado pelo material combustível. A variação volumétrica é baixa até queimas da ordem de 60%, que levariam à placa combustível em análise um acréscimo de apenas 0,1mm na sua espessura (da ordem das tolerâncias normais de fabricação).

O revestimento utilizado neste combustível é o zircaloy. Zircaloy-4 com baixo estanho ou ZIRLO™ podem ser utilizados, o que garantiria uma boa resistência à corrosão, mesmo para tempos prolongados de permanência no reator.

Um fato importante de se mencionar é que esta liga operou com queimas acima de 50% dos átomos de ^{235}U , o que corresponde a $\sim 1,5\%$ dos átomos totais da liga. Ligas de

U-Pu-Zr estão sendo desenvolvidas para o reator rápido PRISM e a expectativa é obter queimas da ordem de 20% dos átomos totais da liga mantendo a estabilidade e o bom desempenho do combustível.^[54] Isto aumenta bastante o tempo de utilização do combustível no reator.

Observando a Tabela 3.7, de resultados de análise térmica, verifica-se que a temperatura média em condições normais de operação é da ordem de 350°C, o que garante um bom desempenho sob irradiação, segundo a literatura.

Observando a Tabela 3.4, de comparação de queima média por tipo de combustível, verifica-se que este tipo de combustível poderia ser utilizado por apenas um período de queima (1 ciclo), tanto no reator tipo ANGRA I como no tipo AP600.

3.4.1.2 Dispersão de UO₂-aço inox

Por ser um combustível tipo dispersão, *cermet*, os danos da radiação estão concentrados na partícula combustível e ao redor dela, na matriz metálica. A intensidade e extensão dos danos e o comportamento do combustível sob irradiação vão depender do tamanho da partícula combustível, sua distribuição na matriz e sua fração volumétrica na dispersão.

A experiência observada, na literatura, sobre o uso deste combustível mostra que o desempenho melhora quando a dispersão se aproxima de uma dispersão ideal, ou seja, com partículas esféricas, distribuição homogênea para frações de até 30% em peso de UO₂.^[50, 59] Para irradiações com fluxo de calor de 68 W/cm² e temperatura do combustível de 350 °C, não houve falhas em combustíveis com até 30% em peso de UO₂, para queimas de até 40% dos átomos de ²³⁵U. No entanto, para temperaturas próximas a 900 °C, o combustível apresentou falha mesmo para baixas queimas. Foi determinada uma curva de temperatura *versus* queima para a qual seria determinado o limiar de falha deste tipo de combustível.^[50, 59] Com especificações adequadas e temperatura de 350 °C, quase não há restrições sobre queima, podendo-se atingir valores superiores a 50% em átomos de ²³⁵U.^[50, 59]

Portanto, para este tipo de combustível, a temperatura limite de projeto, incluindo condições de acidente, é de 900 °C. A queima máxima, para operação a 350 °C, é da ordem de 50%, e as variações dimensionais são pequenas para esta queima e temperatura limites.

O revestimento utilizado no combustível é o aço inoxidável austenítico da série 300. Pode ser AISI 304, ou AISI 348. Aço inox se comporta muito bem em contato com água quente e vapor, mesmo para longos períodos de utilização. Suas propriedades sob irradiação são melhores do que as do zircaloy, não sendo problema a sua utilização. Sua desvantagem é a menor retenção de trítio comparada ao zircaloy e a maior contaminação do sistema primário com elementos radioativos provenientes dos óxidos formados na interação com a água do refrigerante (Fe, Mn, Ni, Co, etc.).

Observando a Tabela 3.7, de resultados de análise térmica, verifica-se que a temperatura média em condições normais de operação é da ordem de 350°C, o que garante um bom desempenho sob irradiação, segundo os limites verificados na literatura.^[50, 59]

Observando a Tabela 3.4, de comparação de queima média por tipo de combustível, verifica-se que este tipo de combustível poderia ser utilizado por apenas um período de queima (1 ciclo), tanto no reator tipo ANGRA I como no tipo AP600.

3.4.1.3 UO₂

Em reatores de potência a água leve (PWR, BWR) e a água pesada (PHWR, CANDU), é utilizado como material combustível o UO₂. É utilizado, como visto anteriormente, de várias formas geométricas, tais como pastilhas cilíndricas, pastilhas anulares e plaquetas, sendo todas as formas sinterizadas com densidade do material na faixa de 92 a 97% da densidade teórica (processo de fabricação: compactação do pó de UO₂ na forma desejada e sinterização posterior a aproximadamente 1600 °C).

O UO₂ possui uma estrutura cúbica de face centrada e sua temperatura de fusão é de 2800 °C. Possui baixa condutividade térmica, o que faz ocasionar gradientes de temperatura significativos nas pastilhas. Devido às potências empregadas nos reatores

comerciais, gradientes de temperatura da ordem de 2000 a 4000 °C/cm são encontrados nas pastilhas, fazendo com que haja uma mudança microestrutural no material logo que o reator comece a operar. A estrutura original do material, constituído de granulometria constante e com porosidade bem definida e homoganeamente distribuída, é modificada rapidamente quando da operação do reator. Além disto, por ser o material cerâmico frágil, os gradientes de temperatura levam à ocorrência de rachaduras na pastilha, cuja extensão e quantidade dependem dos gradientes a que ela está sujeita, além do número de ciclos de potência solicitados. A reestruturação, ou mudança microestrutural, do material da pastilha combustível envolve dois tipos de crescimento de grão. Acima de 1500 °C, o grão cresce uniformemente, produzindo grãos equiaxiais. Estes grãos ao se formarem varrem os poros originais, fazendo com que fiquem aprisionados aos contornos de grão. Acima de 1800 °C, são gerados grãos colunares de forma fina e alongada, orientados na direção do gradiente térmico radial. Estes grãos são formados por um ou ambos os processos: migração dos poros na direção do gradiente térmico; processo de difusão de estado sólido. No primeiro processo, o UO₂ na parede mais quente do poro evapora e condensa na parede mais fria, criando desta forma um mecanismo de transporte dos poros para o centro do combustível, deixando para trás um grão alongado. O movimento dos poros na direção do centro do combustível resulta na densificação dos grãos existentes e na formação do vazio central nas pastilhas que operam com alta densidade de potência linear. A densificação dos grãos melhora a condutividade térmica do material, fazendo diminuir um pouco as temperaturas centrais das pastilhas.

Todos os efeitos da irradiação (acúmulo de danos e mudanças macroestruturais) que ocorrem no material combustível são diferenciados pelas zonas de estruturas distintas, já que a maioria dos processos são termicamente ativados. Esses efeitos possuem mecanismos algumas vezes complexos e estudos aprofundados existem sobre eles, com dados experimentais bastante amplos. Uma das mudanças que ocorrem, mesmo para baixas queimas no combustível, é a densificação do material cerâmico. Evidências experimentais mostram que esta é dependente da porosidade existente no material e é tão maior quanto menor o tamanho dos poros. Pequenos poros (< 1 µm) desaparecem de regiões onde não houve reestruturação do combustível. Isto é suposto ocorrer pela destruição dos poros por uma combinação de ação dos produtos de fissão que atravessam o poro ou passam próximo dele, e pela rápida migração de átomos intersticiais para esses poros. O efeito da densificação é

acentuado para queimas até 4000 MWd/tU e estabilizam após este valor, obtendo-se densidades limites da ordem de 97% da densidade teórica.^[48, 50, 64]

As principais limitações no desempenho do UO₂ são o inchamento causado por produtos de fissão (sólidos e gasosos) e a liberação de produtos de fissão gasosos para o ambiente contido pelo revestimento, aumentando a pressão neste sistema e deteriorando a transferência de calor do combustível para o refrigerante.

Os mecanismos básicos de liberação podem ser separados, de forma geral, por três efeitos: recuo, colisão e difusão. Até 1000 °C, a liberação ocorre, preferencialmente, por processos de recuo e colisão resultantes da fissão, e acima de 1000 °C, a liberação por difusão predomina. O processo de recuo é aquele em que a fissão próxima à superfície da pastilha produz um produto de fissão gasoso que tem energia suficiente para escapar do sólido (livre caminho médio da ordem de 10 μm). O processo de colisão é gerado quando um produto de fissão, ao ser gerado, colidir com um átomo de gás, transferindo a este energia suficiente para impeli-lo para fora do sólido (livre caminho médio da ordem de 50 Angstroms). Acima de 1000 °C, o gás de fissão é liberado por difusão, que inclui tanto difusão atômica através da rede como contribuições dos contornos de grão, rachaduras e porosidades. Uma observação importante é que fissões podem causar a redissolução de bolhas de gases de fissão para a rede cristalina. “Ressolução”, como é chamado o efeito, é dependente da taxa de fissão e impõe um efeito reverso, constante, na formação de bolhas de gases de fissão. Como a mobilidade dos gases é maior quanto menor o tamanho das bolhas, este efeito faz com que haja maior mobilidade dos gases na matriz, aumentando a difusão.^[45] Quanto maior a queima do combustível, maior é a taxa de liberação de gases de fissão.

Um modelo simplificado para representar a fração de liberação de produtos de fissão gasosos (fração sobre a taxa de produção) é dado por.^[48, 97]

$$F = R/B = F_r + F_c + F_d , \quad (11)$$

onde **F** é a fração total de liberação, **R** é a taxa de liberação, **B** é a taxa de produção, **F_r** é a fração devido ao recuo, **F_c** é a fração devido ao choque e **F_d** é o fator devido à difusão.

Cada termo de liberação é dado pela seguinte formulação:

$$F_r = (1/4) \cdot \delta \cdot (S_c/V_c), \quad (12)$$

onde δ é o livre caminho médio do produto de fissão no combustível, S_c é a área superficial do combustível e V_c é o volume do combustível;

$$F_c = (1/2) \cdot w \cdot F \cdot \delta \cdot (1/\lambda_i) \cdot (S_c/V_c), \quad (13)$$

onde w é o volume elementar ejetado no choque, F é a taxa de fissão e λ_i é a constante de decaimento do nuclídeo considerado;

$$F_d = (3/\sqrt{\lambda_i}) \cdot [(D_0/a^2) \cdot \exp(-Q/RT) \cdot 100^{(Bu/\beta)}]^{0.5}, \quad (14)$$

onde D_0 é o coeficiente de difusão, a é uma constante, Q é a energia de ativação, R é a constante dos gases, T é a temperatura ($^{\circ}\text{K}$); Bu é a queima do combustível (MWd/tU) e β é a constante de queima (28.000 MWd/tU).

As Figuras 3.17 e 3.18 apresentam a variação desta fração para o ^{133}Xe , com temperatura e com queima para pastilha cilíndrica e plaquetas de UO_2 . A variação entre cada tipo está na relação entre a área superficial e o volume. Nota-se que, para valores abaixo de 800°C , o termo de difusão não é significativo, tornando-se importante para temperaturas superiores a 1000°C . Da mesma forma, a queima se torna relevante no aspecto de liberação de produtos de fissão após 30.000 MWd/tU.

O efeito macroscópico devido ao inchamento, no combustível de UO_2 , é representado pelo aumento de volume devido aos produtos de fissão sólidos e gasosos. No caso dos produtos de fissão sólidos, é a substituição direta do volume do átomo de urânio pelo volume do átomo do produto de fissão no estado químico esperado dentro do combustível irradiado. Já os produtos de fissão gasosos, principalmente os gases nobres xenônio e kriptônio, são insolúveis na matriz e, se não saírem desta por processos de difusão discutidos anteriormente, se precipitam em pequenas bolhas contribuindo mais significativamente para o aumento de volume do material. Abaixo de 1000°C , os gases de fissão podem não ser suficientemente móveis na matriz para permitir a coalescência em pequenas bolhas, sendo que, neste caso, o inchamento do material, devido aos gases, se comporta como o inchamento de produtos de fissão sólidos. A magnitude do inchamento dependerá da quantidade de precipitação de bolhas de gases de fissão, as quais contribuem mais efetivamente para o efeito global.

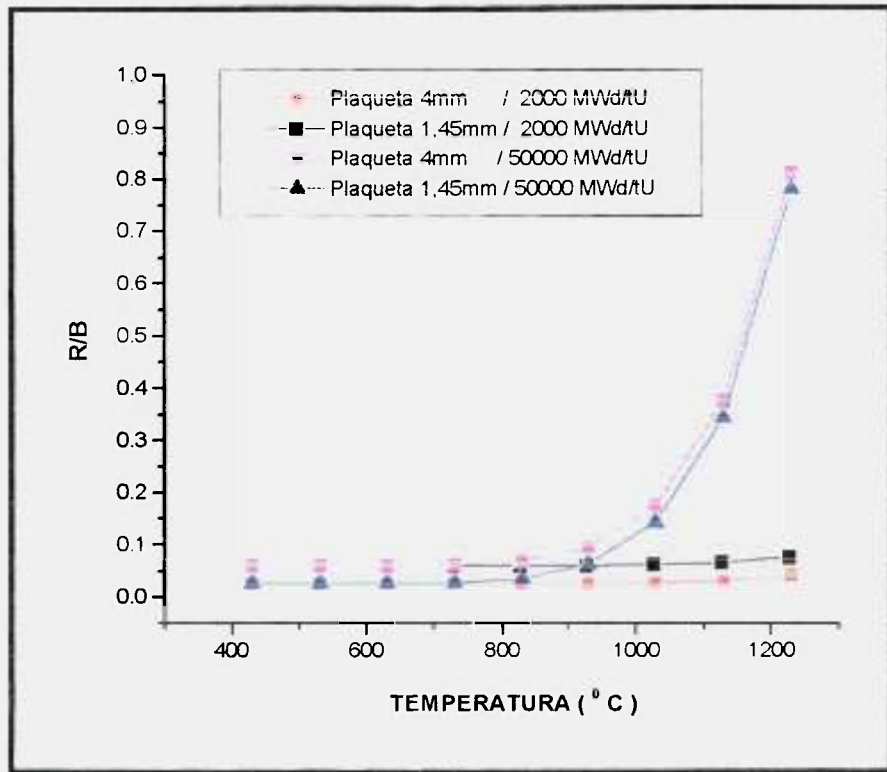


Figura 3.17 - Fração de Liberação de ^{133}Xe para Plaquetas de UO_2

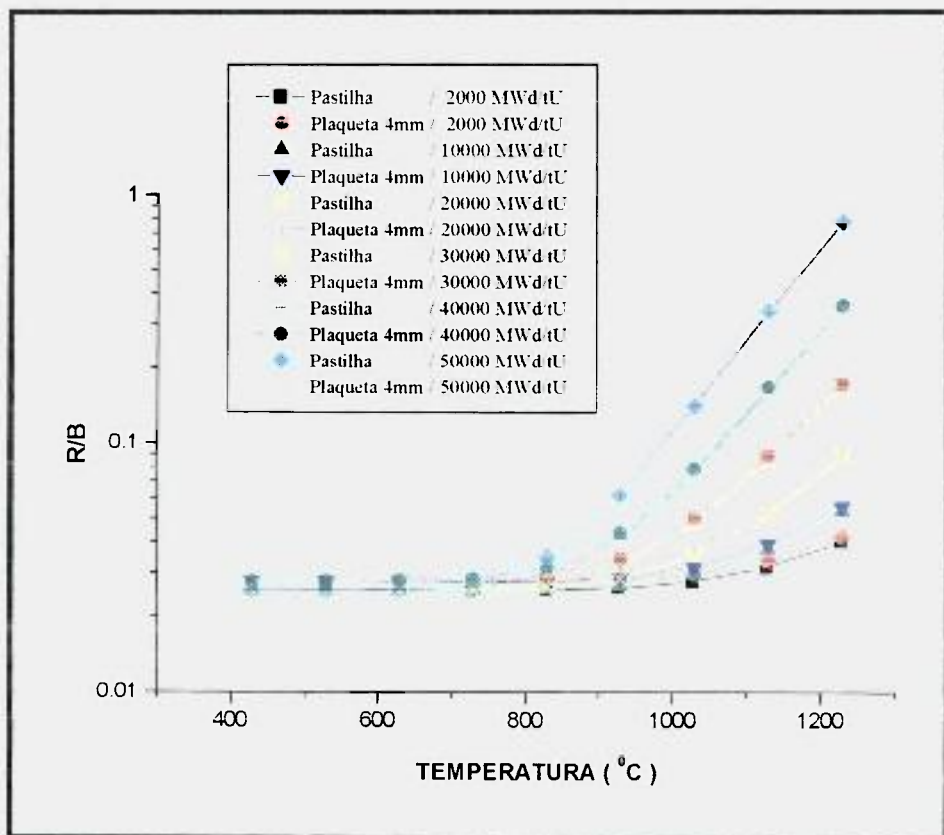


Figura 3.18 - Fração de Liberação de ^{133}Xe para Plaquetas e Pastilhas Cilíndricas de UO_2 .

Uma formulação que integra os efeitos de inchamento e densificação é dada pelo MATPRO:^[98]

$$\Delta V/V = S_s + S_g + 3L_D , \quad (15)$$

onde $\Delta V/V$ é a variação volumétrica no combustível, S_s é o inchamento devido aos produtos de fissão sólidos, S_g é o inchamento devido aos produtos de fissão gasosos e L_D é a densificação (variação linear).

As formulações para cada termo são dadas por:

$$S_s = 2,5 \times 10^{-29} \cdot B_s , \quad (16)$$

onde B_s é a queima durante o intervalo de tempo (fissões /m³);

$$S_g = 8,8 \times 10^{-56} \cdot (2800 - T)^{11,73} \cdot \exp(-0,0162(2800 - T)) \cdot \exp(-8,0 \times 10^{-27} \cdot B) \cdot B_s , \quad (17)$$

onde B é a queima total do combustível (fissões/m³) e T a temperatura (°K);

$$L_D = L_m + \exp[-3,0 \cdot (B + C)] + 2,0 \cdot \exp[-35,0 \cdot (B + C)] , \quad (18)$$

onde L_m é dado por $[-22,2 \cdot (100 - D) / (T_{\text{sint}} - 1453)]$ para $T < 1000$ °K, L_m é dado por $[-66,6 \cdot (100 - D) / (T_{\text{sint}} - 1453)]$ para $T \geq 1000$ °K, D é a densidade da pastilha (%), B é a queima do combustível (MWd/KgU), C é uma constante, T é a temperatura (°K) e T_{sint} é a temperatura de sinterização (°K).

A Figura 3.19 apresenta essa variação volumétrica em função da queima para diferentes temperaturas de operação e da densidade inicial da pastilha.

Nota-se na Figura 3.19 a densificação logo no início da operação e posterior inchamento ao longo do tempo. A especificação inicial da densidade da pastilha vai depender do objetivo de projeto. Em ANGRA I é de 95% DT, e no AP600 é de 94,5%. Isto indica que a variação final do diâmetro da pastilha vai ser menor no AP600 que em ANGRA I (para mesma queima), ou a variação vai ser igual, mas para uma maior queima no AP600.

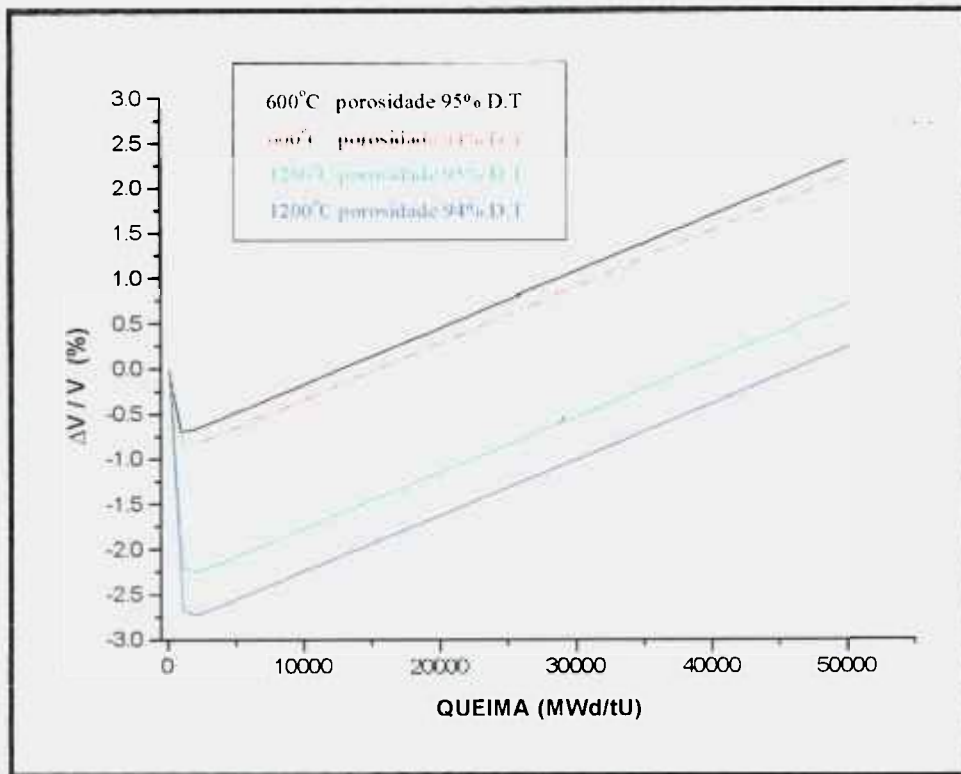


Figura 3.19 – Variação Volumétrica da Pastilha devido a Inchamento e Densificação.

Por ser o material cerâmico frágil, os gradientes de temperatura levam à ocorrência de rachaduras na pastilha, cuja extensão e quantidade dependem dos gradientes a que ela está sujeita, além do número de ciclos solicitados. Se utilizadas pastilhas cilíndricas, o revestimento utilizado é um tubo metálico caracterizando a vareta combustível. Se utilizadas pastilhas paralelepípedicas (caramelo) o revestimento é constituído de lâmina metálica caracterizando a placa combustível.

O desempenho da vareta e da placa, sob irradiação, são distintos devido à forma de montagem e também devido à intensidade dos fenômenos na pastilha, que são dependentes de temperatura, já que, como verificado no item 3.3 de análise térmica, a temperatura central da pastilha combustível é da ordem de 1800 °C na vareta, e inferior a 800 °C na placa combustível. Resumidamente, podem-se descrever os limites para os combustíveis tipo vareta e tipo placa da seguinte forma:

i) *vareta combustível*

É utilizada em todos os reatores comerciais atuais. Na vareta combustível existe um espaço (*gap*) entre a pastilha combustível e o revestimento, para acomodar expansões

diferenciais ao longo da queima (expansões térmicas, inchamento e densificação da pastilha, deformações mecânicas e térmicas do revestimento). Internamente a vareta é preenchida, na fabricação, com gás hélio, que permite melhor condução de calor no espaço vazio. Ao longo do tempo, com a queima do combustível, esse espaço vai sendo fechado até o ponto em que existe contato rígido da pastilha com o revestimento. Existe também, na parte superior da vareta, um espaço vazio (*plenum*) de forma a acomodar os gases de fissão liberados pelas pastilhas combustíveis, para que em toda a vida útil da vareta, em condições normais de operação do reator, a pressão interna da vareta seja menor que a pressão do refrigerante (sistema primário). A queima máxima na vareta está associada a essa pressão interna e também à interação mecânica da pastilha com o revestimento, limitando a deformação máxima do revestimento (imposta pela pastilha) a 1%. O limite de temperatura para o combustível, em condições normais de temperatura, é de 2500°C (colocada uma margem de ~10% sobre a temperatura de fusão ~2800 °C) e, para condições de acidente, é de 1200 °C para o revestimento.

A queima máxima alcançada comercialmente e garantida pelos fabricantes é da ordem de 60.000 MWd/tU, com queima média do EC da ordem de 50.000 MWd/tU. As características de geometria, pressurização interna, dimensões de espaços vazios interiores à vareta, especificação dos materiais combustíveis/veneno/revestimento, processos de fabricação, etc. permitem alcançar esse nível de queima. Muita pesquisa e dados experimentais e operacionais existem sobre este tipo de combustível, o que garante um grande grau de certeza na sua utilização.^[54, 100, 101] Houve também um grande desenvolvimento sobre o revestimento de zircaloy, obtendo-se ligas do tipo *duplex*, zircaloy-4 com baixo Sn, as ligas de zircônio estabilizadas com Nb e, especialmente, o ZIRLO™, que garantem uma excelente resistência à corrosão e características mecânicas para longos tempos de permanência e irradiação no reator.^[99, 100] A Figura 3.20 mostra a comparação do ZIRLO™ com zircaloy-4 padrão. Nota-se uma melhor resistência à corrosão para longos tempos de queima, bem como uma maior resistência a danos da radiação, minimizando o crescimento com irradiação e o *creepdown*.^[99] Estes dois últimos efeitos estendem a vida útil da vareta no reator, já que minimizam a interação mecânica no conjunto do elemento combustível e a interação mecânica com a pastilha combustível.

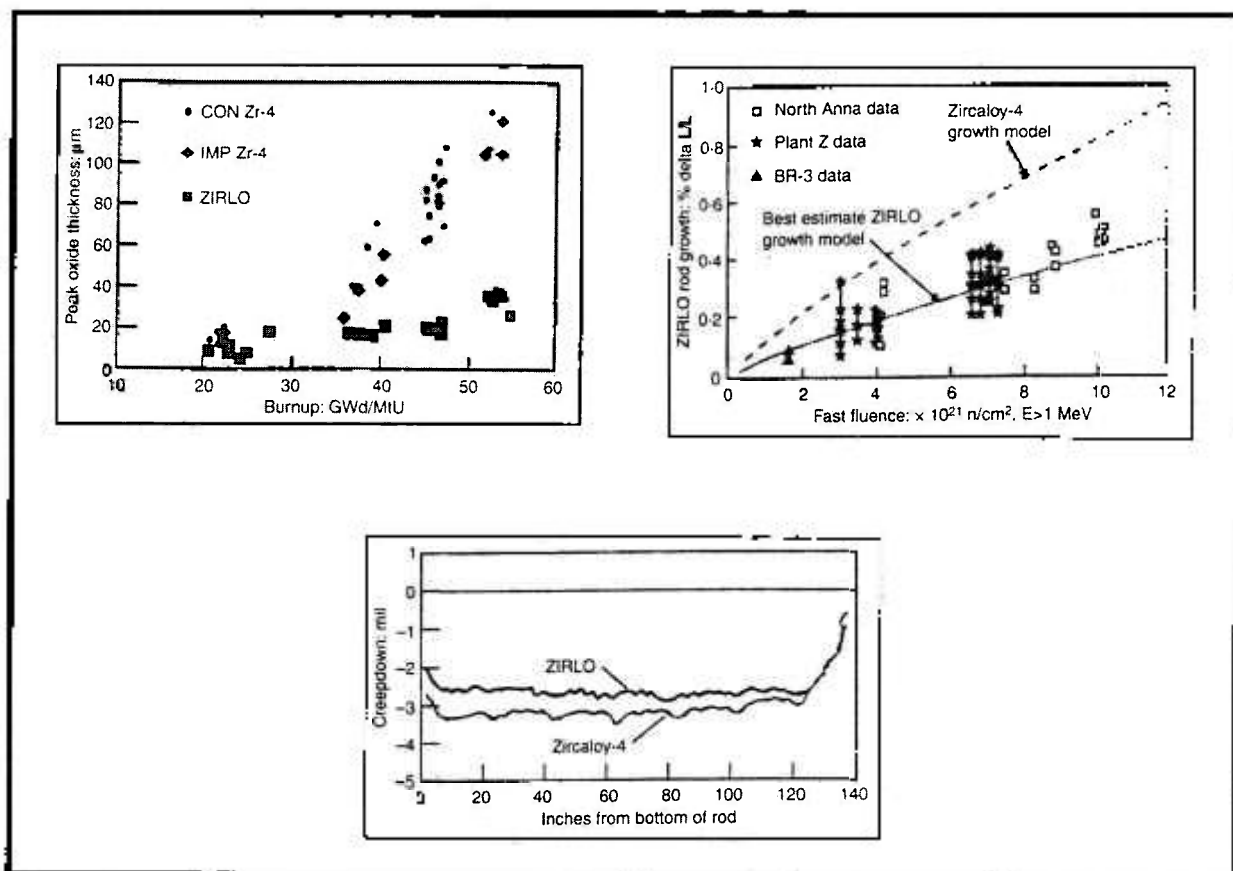


Figura 3.20 – Comparação das características do ZIRLO com Zircaloy-4⁹⁹

ii) *placa combustível*

A característica principal deste combustível é que cada pastilha combustível é revestida individualmente pelo material metálico. Diferentemente da vareta combustível, não há comunicação entre as plaquetas combustíveis. Não existe espaço vazio entre a pastilha e o revestimento. Este tipo de combustível é dito colapsado, ou seja, a pressão do refrigerante deve manter sempre unido o revestimento à pastilha combustível. Como a pastilha é um material cerâmico e o revestimento é metálico não existe caldeamento entre os dois. Para não haver interação química entre a pastilha e o revestimento, durante a fabricação, existe uma camada protetora de cromo ($\sim 5 \mu\text{m}$) sobre a pastilha (evita oxidação e fragilização do zircaloy). Essa camada de cromo permite também minimizar a porosidade superficial da pastilha, gerando uma melhor condutância térmica na interface pastilha-revestimento. O desempenho do UO_2 , que estará operando a temperaturas abaixo de $800 \text{ }^\circ\text{C}$, é que ditará o desempenho da placa. As deformações diferenciais entre pastilha e revestimento (térmicas,

inchamento e densificação) são absorvidas, normalmente, pelo revestimento, já que a geometria plana permite um bom grau de flexibilidade no revestimento. O limite de queima do combustível estará associado à capacidade de retenção dos produtos de fissão pela matriz do UO_2 . Quanto maior a potência de operação (temperatura) e menor a pressão do refrigerante (pressão do primário), menor vai ser a queima limite para este tipo de combustível. Quando a pressão interna no compartimento da plaqueta combustível atingir um valor superior à pressão do refrigerante, haverá um deslocamento do revestimento em relação à plaqueta, diminuindo a eficiência de transferência de calor, com conseqüente aumento da temperatura do combustível e da própria pressão interna, sendo, portanto, um processo degenerativo até a deformação acentuada do revestimento (empolamento). Análises de desempenho através de modelos de simulação indicam que, para queimas superiores a 30.000 MWd/tU, começaria a existir um aumento progressivo da pressão interna na célula devido a uma maior liberação fracional de gases da matriz do combustível (para as densidades de potência de 1000 W/cm³ para espessura de 4 mm, e 1400 W/cm³ para espessura de 1,45 mm).^[55] Estudos experimentais franceses mostraram que até queimas de 30.000 MWd/tU não foi detectado qualquer problema no combustível para densidades de potência até 1000 W/cm³. Para potências menores, queimas de 50.000 MWd/tU podem ser alcançadas.^[38] O limite de queima acima de 30.000 MWd/tU dependerá, portanto, da potência (temperatura) do combustível, necessitando haver um maior número de experiências para determinar esses valores. No caso de condição de acidente, o limite adotado é a temperatura do revestimento, já que sua deformação (empolamento) dependerá desta temperatura e da pressão de gases existentes no interior da célula. Experiência francesa demonstrou que, para queimas inferiores a 30.000 MWd/tU, mesmo a 1200°C de temperatura do revestimento, a deformação deste estaria dentro de parâmetros aceitáveis para manter refrigeração do combustível.^[38] É utilizado revestimento de zircaloy-4 neste combustível; no entanto, as ligas mais modernas de zircaloy podem ser usadas, permitindo grande tempo de permanência no reator.

Do que foi discutido sobre o UO_2 , verifica-se, com base nos dados de potência, temperatura e queima das Tabelas 3.4 e 3.7, que o combustível vareta pode ser utilizado nas características de reatores passivos, atingindo queimas que possibilitam sua utilização em 3 ciclos de 18 a 24 meses cada, atendendo ao critério R3 do EPRI, representando o estado da arte para combustíveis de alta queima. O combustível tipo placa de UO_2 possui uma limitação com relação à queima máxima, sendo que, para as potências do reator AP600, combustíveis

mais espessos (3 a 4 mm) possuem melhor comportamento, possibilitando queimas para 2 ciclos de 18 meses. Para utilizar este combustível para maior número de recargas, deveria ser diminuída a potência (temperatura) de operação.

Pode-se concluir, neste item de desempenho sob irradiação, que o combustível UO_2 possui o melhor potencial de aplicação aos reatores de potência com tempos de queima entre recargas acima de 24 meses, sendo que o UO_2 utilizado em vareta combustível permite alcançar a maior queima limite entre todos os combustíveis.

3.4.2 Comportamento em Seguimento de Carga

Seguimento de carga diário implica variações de potência que podem atingir de 20 a 80% da potência máxima nominal. Em reatores de pequeno porte, como os utilizados em propulsão naval, essa variação pode ser necessária em minutos, enquanto que, em sistemas de geração de energia elétrica, pode ser em horas, dependendo de demanda diária do sistema elétrico a que ela está conectada. Centrais nucleares de grande porte não operam, normalmente, em seguimento de carga, mas sim na base do sistema. Variações de carga (rampa) são programadas com antecedência e têm limitações. Um exemplo é o caso de ANGRA I, em que só são permitidas rampas de 3% da potência máxima por hora. Este limite de rampa, no caso de ANGRA I, não permite seguimento de carga diário imposto pela demanda de energia do sistema elétrico integrado.

A limitação de rampa de potência em reatores tipo PWR comerciais está, principalmente, associada ao desempenho do combustível. A principal limitação para rampas de potência é provocada pelos gradientes de temperatura no combustível, que geram deformações nas pastilhas combustíveis, que, por sua vez, as impõem ao revestimento. Essas deformações geram tensões no revestimento que podem levar a valores acima do regime elástico, valores que levam à tensão limiar de corrosão sob tensão do revestimento, ou à possibilidade de ruptura por fadiga mecânica de baixo ciclo. Como esta característica de desempenho das varetas não pode ser estendida diretamente para os outros tipos de combustíveis, a análise comparativa será separada em 3 sistemas: placa combustível em ligas ou dispersões; vareta de UO_2 ; e placa de UO_2 .

3.4.2.1 Placa Combustível de Liga ou Dispersão

Um combustível tipo placa com liga de urânio, ou dispersão, tem como base de fabricação o processo de laminação, o que implica um caldeamento metalúrgico entre o cerne e o revestimento. Quando a placa opera no reator, ela se comporta, praticamente, como uma placa homogênea, já que o revestimento é constituído do mesmo material base da matriz do cerne (zircaloy ou aço inox). Os gradientes de temperatura na seção transversal da placa são bastante pequenos, pois as espessuras envolvidas são reduzidas. Como pode ser observado na Tabela 3.7, os gradientes máximos de temperatura para a liga U-Zr e dispersão de UO₂-aço inox são pequenos. Isto irá levar a pequenos gradientes de deformação no revestimento e baixos valores de tensão.

Como a espessura da placa é bem menor que a largura e a altura, e como sua montagem no conjunto não impõe restrições para a flambagem, as tensões térmicas na placa podem ser estimadas para a direção principal por:

$$\Delta\sigma = (1/2).\alpha.\Delta T.E/(1-\nu), \quad (19)$$

onde $\Delta\sigma$ é o acréscimo de tensão devido ao gradiente térmico, α é o coeficiente de expansão térmico, ΔT é o gradiente de temperatura na espessura da placa, E é o módulo de elasticidade do material e ν é o coeficiente de Poisson.

Como o material do cerne e revestimento possuem pouca diferença no coeficiente de expansão térmica e no módulo de elasticidade, assume-se que estes são constantes e iguais aos valores médios do revestimento (zircaloy ou aço inox).

A Tabela 3.8 apresenta valores utilizados para o cálculo do acréscimo de tensão. Os valores de ΔT são obtidos a partir da Tabela 3.7, supondo-se uma rampa de potência de zero a 100%, e o máximo gradiente térmico na placa. A tensão de escoamento do material (aço e zircaloy na condição pré-irradiação) está colocado na Tabela 3.8, apenas para servir de parâmetro de comparação.

Tabela 3.8 – Cálculo de Acréscimo de Tensão Devido ao Gradiente Térmico na Placa.

	ANGRA I		AP600	
	Zr-U	UO ₂ -aço inox	Zr-U	UO ₂ -aço inox
<i>E</i> (MPa)	7,7x10 ⁴	17,2x10 ⁴	7,7x10 ⁴	17,2x10 ⁴
<i>α</i> (°C ⁻¹)	6,7x10 ⁻⁶	18,5x10 ⁻⁶	6,7x10 ⁻⁶	18,5x10 ⁻⁶
<i>ν</i>	0,3	0,3	0,3	0,3
<i>ΔT</i> (°C)	9	26	6	18
<i>Δσ</i> (MPa)	3,3	59	2,2	41
<i>Tensão de Escoamento</i> (MPa)	300	180	300	180

Da Tabela 3.8 se conclui que o combustível tipo placa à base de liga de Zr-U e revestimento de zircaloy apresenta valores bastante baixos de acréscimo de tensão devido a rampas de potência (gradientes térmicos), com valores da ordem de 1% da tensão de escoamento, o que levaria à possibilidade de seguimento de carga sem problemas mecânicos no combustível. Com isto, a placa não terá comprometida sua geometria base, não romperá o revestimento, e poderá ser feita ciclagem de potência diária ao longo da queima estipulada de projeto.

Um bom exemplo desse fato é a operação do reator IEA-R1 do IPEN, que emprega combustível de liga de U-Al com revestimento de alumínio (embora não seja liga de zircônio ou zircaloy, possui baixos gradientes térmicos). O reator tem um perfil de operação que eleva a potência de zero a 100% em minutos, pois liga e desliga o reator diariamente (8 horas), ou em ciclos de 3 dias (64 horas). Isto vem sendo feito ao longo de anos e os combustíveis não apresentam qualquer deformação ou rompimento devido a essa ciclagem de potência. As rampas utilizadas não são limitadas ao combustível, estando limitadas pelas características do sistema de controle e especificações técnicas do reator.

Já a placa de dispersão de UO₂-aço inox levaria a um maior nível de tensão na placa. Isto se deve ao maior coeficiente de expansão térmico do aço inox e também à maior rigidez do material (módulo de elasticidade). As tensões estariam na ordem de 20 a 30% da

tensão de escoamento, e o número de ciclos para fadiga deveria ser bem analisado, podendo existir limitação para a vida útil do combustível quando operando em seguimento de carga.

3.4.2.2 Vareta Combustível

O fator que levou a muitas falhas de varetas combustíveis em rampas de potência é a interação mecânica pastilha-revestimento. No sistema vareta, existe uma folga entre a pastilha e o revestimento de forma a acomodar as expansões diferenciais entre os dois. No entanto, o diferencial de pressão sobre o revestimento (externa da água do primário e interna da vareta), a alta temperatura e a irradiação com nêutrons levam a uma intensidade do fenômeno de *creep*, que deforma, ao longo da irradiação, o revestimento até encostar na pastilha combustível. Do mesmo modo, a pastilha combustível sob irradiação sofre inchamento e aumenta seu diâmetro até encostar no revestimento. Esses dois processos, ao longo do tempo, impõem um contato rígido da pastilha com o revestimento. Quando de rampas e ciclagem de potência, a pastilha, que possui maior rigidez, impõe sua deformação térmica ao revestimento, ocasionando tensões da ordem das tensões de escoamento do material do revestimento (dependendo da taxa de deformação e da amplitude da deformação). A pastilha, por ser material cerâmico, não se mantém íntegra sob os gradientes de temperatura a que está submetida, existindo a abertura de rachaduras radiais e tangenciais. Estas rachaduras são concentradoras de tensões no revestimento, agravando a situação em rampas de potência. Eventualmente, se as tensões não são altas ao ponto de atingir o escoamento do material do revestimento, podem, no entanto, levar a falha por fadiga (ciclagem) ou por corrosão sob tensão do revestimento, em que o agente corrosivo é o césio ou iodo do interior da vareta (no caso de revestimento de zircaloy), ou o oxigênio e cloretos da água de refrigeração (no caso de revestimento de aço inox). O autor analisa de forma extensa esses fatores para o combustível de reator PWR, apresentando curvas que relacionam a rampa de potência com as tensões no revestimento em função da queima e abertura de rachaduras na pastilha. [65, 66, 72]

Para uma análise comparativa simplificada pode-se assumir que, quando houver contato rígido da pastilha com o revestimento, toda a expansão térmica da pastilha, numa rampa de potência, será imposta ao revestimento. Essa expansão pode ser dada por:

$$\Delta R = R_0 \cdot \alpha \cdot \Delta T , \quad (20)$$

onde ΔR é a expansão térmica da pastilha numa rampa de potência, R_0 é o raio inicial da pastilha combustível, α é o coeficiente de expansão térmica médio da pastilha, e ΔT é o aumento médio de temperatura na pastilha na rampa de potência.

O acréscimo de tensão, calculado para um cilindro de espessura pequena comparado ao diâmetro, para a direção tangencial (direção principal) em função do deslocamento radial imposto, é dado por:

$$\Delta \sigma = (4 \cdot E \cdot \Delta R) / [(2 - \nu) \cdot D] , \quad (21)$$

onde $\Delta \sigma$ é o acréscimo de tensão no revestimento, E é o módulo de elasticidade do material do revestimento, ΔR é o deslocamento imposto pela pastilha combustível ao revestimento, ν é o coeficiente de Poisson para o revestimento e D é o diâmetro médio do revestimento.

A Tabela 3.9 apresenta valores utilizados para o cálculo do acréscimo de tensão. Os valores de ΔT são obtidos da Tabela 3.7, supondo uma rampa de potência de zero a 100%, e o máximo gradiente térmico na vareta (temperatura base tomada como 287 °C). A tensão de escoamento do material (zircaloy na condição pré-irradiação) está colocado na Tabela 3.9, apenas para servir de parâmetro de comparação.

Tabela 3.9 – Cálculo de Acréscimo de Tensão em Rampa de Potência na Vareta Combustível.

	ANGRA I	AP600
<i>Raio da Pastilha (mm)</i>	4,095	3,92
<i>ΔT (°C)</i>	533	393
<i>α (°C⁻¹)</i>	6,7x10 ⁻⁶	6,7x10 ⁻⁶
<i>E (MPa)</i>	7,7x10 ⁴	7,7x10 ⁴
<i>Diâmetro médio do revestimento (mm)</i>	8,93	8,57
<i>ΔR (mm)</i>	0,014	0,010
<i>ν</i>	0,3	0,3
<i>$\Delta \sigma$ (MPa)</i>	297	218
<i>Tensão de Escoamento (MPa)</i>	300	300
<i>Deformação no revestimento (%)</i>	0,31	0,23

Verifica-se da Tabela 3.9 que uma rampa de potência para a vareta de ANGRA I não poderia ser realizada, pois o acréscimo de tensão é da ordem da tensão de escoamento do material. Nota-se que, para a vareta do AP600, houve uma redução nesse acréscimo de tensão, mas continua com um valor alto, podendo levar à ruptura por fadiga mecânica quando operando em seguimento de carga.

Nesta comparação do AP600 com ANGRA I, notam-se alguns efeitos que minimizam a ocorrência de falha por rampa de potência e seguimento de carga para o AP600. O primeiro é que a vareta do AP600 possui menor diâmetro que a de ANGRA I e mantém a mesma espessura do revestimento, o que levará a menor tensão devido à pressão do refrigerante e a menor deformação por *creep*, no revestimento da vareta. Da mesma forma, o diâmetro da pastilha combustível é menor no AP600 que em ANGRA I, o que leva à diminuição das deformações impostas ao revestimento e também à diminuição da relação de rigidez desta pastilha para o revestimento. Outro aspecto é que a densidade de potência no AP600 é inferior à de ANGRA I, o que leva a gradientes de deformações da pastilha sobre o revestimento, em rampas de potência, menores no caso do AP600.

Outro fato relevante que deve ser destacado é que o projeto do AP600 prevê a utilização, como material de revestimento, do ZIRLO™ e não do zircaloy-4, como em ANGRA I. Esse material possui maior resistência a *creep*, ou seja, possui menores taxas de deformação por *creep* nas condições de temperatura e irradiação no reator. Isto levaria a um maior tempo de queima para que houvesse o contato rígido da pastilha com o revestimento. O ZIRLO™ também tem maior resistência à corrosão sob tensão do que o zircaloy-4, o que levaria a uma menor probabilidade de falha para o revestimento da vareta do AP600 quando houvesse interação pastilha-revestimento. A Figura 3.20 apresenta esta melhor característica do ZIRLO™ comparado ao zircaloy-4.

Das observações vistas acima, conclui-se que a vareta de ANGRA I não pode operar em rampas de potência acentuadas e não pode realizar seguimento de carga diário. A vareta do AP600 mostra algum potencial para realizar seguimento de carga. No entanto, deve ser muito bem analisada a queima em que o contato pastilha revestimento ocorrerá, verificando-se, então, qual a vida útil à fadiga após esse ponto. Certamente haverá alguma limitação para seguimento de carga. Esta confirmação deverá ser feita através de estudos mais específicos para a queima máxima determinada para o combustível do reator AP600 e para as

especificações técnicas da vareta utilizada (pressão interna, características metalúrgicas do material do revestimento, etc.).

3.4.2.3 Placa Combustível UO_2

Este combustível possui, no aspecto mecânico, a mesma característica da vareta combustível, ou seja, uma pastilha de UO_2 e um revestimento metálico de zircaloy. No entanto, neste combustível não pode existir *gap* entre pastilha e revestimento. As deformações da pastilha (radiais) são impostas totalmente ao revestimento. A geometria do revestimento é plana, e a rigidez mecânica é inferior à rigidez da vareta, o que leva à redução das tensões no revestimento.

Para uma análise comparativa pode-se assumir que, numa rampa de potência, toda a expansão térmica da plaqueta (na direção da espessura) será imposta ao revestimento. Essa expansão pode ser dada por:

$$\Delta t = (1/2)t_0 \cdot \alpha \cdot \Delta T, \quad (22)$$

onde Δt é a expansão térmica da plaqueta numa rampa de potência, t_0 é a espessura inicial da plaqueta combustível, α é o coeficiente de expansão térmica médio da plaqueta e ΔT é o aumento de temperatura médio na plaqueta na rampa de potência.

O acréscimo de tensão, calculado para uma placa de pequena espessura, para a direção principal, em função do deslocamento imposto (perpendicular ao plano da placa), e para a condição de apoio simples nas extremidades é dado por:

$$\Delta \sigma = (0,2874/0,0444) \cdot (E \cdot \Delta t) \cdot (t/a^2), \quad (23)$$

onde $\Delta \sigma$ é o acréscimo de tensão no revestimento, E é o módulo de elasticidade do material do revestimento, Δt é o deslocamento imposto pela pastilha combustível ao revestimento, t é a espessura do revestimento e a é a dimensão do revestimento na célula da plaqueta de UO_2 .

A Tabela 3.10 apresenta valores utilizados para o cálculo do acréscimo de tensão. Os valores de ΔT são obtidos da Tabela 3.7, supondo uma rampa de potência de zero a 100% e o máximo gradiente térmico na placa, sendo a temperatura base tomada como 287°C. A tensão de escoamento do material, zircaloy na condição pré-irradiação, está colocada na Tabela 3.10, apenas para servir de parâmetro de comparação.

Tabela 3.10 – Cálculo de Acréscimo de Tensão em Rampa de Potência na Placa Combustível.

	ANGRA I		AP600	
	Espessura 1,45mm	Espessura 4mm	Espessura 1,45mm	Espessura 4mm
<i>Espessura do Revestimento (mm)</i>	0,4	0,4	0,4	0,4
<i>Largura do Revestimento (mm)</i>	20	20	17	17
<i>E (MPa)</i>	$7,7 \times 10^4$	$7,7 \times 10^4$	$7,7 \times 10^4$	$7,7 \times 10^4$
<i>α (°C⁻¹)</i>	$6,7 \times 10^{-6}$	$6,7 \times 10^{-6}$	$6,7 \times 10^{-6}$	$6,7 \times 10^{-6}$
<i>ΔT (°C)</i>	83	163	76	138
<i>Δt (mm)</i>	$4,0 \times 10^{-4}$	$2,2 \times 10^{-3}$	$3,7 \times 10^{-4}$	$1,8 \times 10^{-3}$
<i>$\Delta \sigma$ (MPa)</i>	0,2	1,1	0,3	1,3
<i>Tensão de Escoamento (MPa)</i>	300	300	300	300

Como as temperaturas e os gradientes térmicos na pastilha são pequenos, as deformações impostas pela pastilha sobre o revestimento são também pequenas. A geometria plana associada a esses pequenos gradientes de deformação da pastilha não acarretam aumento significativo de tensões no revestimento. Isto implica que este combustível poderá fazer rampas e ciclos de potência sem limites.

Porém, três fatores limitantes existem e que merecem ser analisados especificamente. O primeiro é que as expansões diferenciais, no plano perpendicular da placa,

nas bordas da célula, não devem impor concentrações de tensões. Para tal, a geometria das bordas da plaqueta deve ter um contorno suave de forma a minimizar esse efeito. O segundo é que as expansões diferenciais no plano da plaqueta não devem impor tensões acentuadas na moldura de assentamento da plaqueta. Isto é conseguido através de detalhamento adequado na geometria das quinas da moldura.^[55] O terceiro é com relação ao aumento de liberação de gases de fissão quando operando em ciclagem de potência. O material combustível, UO_2 sinterizado, terá maior fragmentação, com conseqüente maior liberação de gases através das superfícies fragmentadas. A quantificação desses fenômenos, no entanto, só poderá ser avaliada através de estudos de irradiação e análise pós-irradiação. Os franceses, no seu projeto do caramelo, analisaram também estes aspectos e verificaram que não havia alteração significativa no limite de queima anteriormente colocado de 30.000 MWd/tU.^[38, 55]

Como conclusão, sob o aspecto de desempenho dos combustíveis em seguimento de carga, verifica-se que combustíveis tipo placa com ligas de Zr-U e plaqueta de UO_2 permitem operação adequada em rampa de potência e seguimento de carga, atendendo ao critério R4 do EPRI. Combustível de dispersão de UO_2 -aço inox pode ser utilizado em rampas de potência e seguimento de carga, mas possui limitações sobre o número de ciclos para definição de sua vida útil. Combustível tipo vareta, como existente em ANGRA I, não permite rampa de potência e seguimento de carga sem impor limites operacionais ao reator. Varetas combustíveis, como proposta pelo AP600, podem vir a ser operadas em seguimento de carga, mas devem ser impostos limites operacionais ao reator (dependendo de análise específica para cada projeto dos fornecedores mundiais).

3.4.3 Análise do Aspecto de Liberação de Produtos de Fissão com Falha do Revestimento

Todos os sistemas combustíveis analisados neste trabalho têm como característica comum a boa compatibilidade química com água nas temperaturas limites de operação normal do reator e nas condições de acidentes. Obviamente, as taxas de oxidação e formação de hidrogênio, quando da reação da água ou do vapor d'água, dependerão das temperaturas em que as fases estarão em contato. O problema da liberação de produtos de

fissão, quando da falha do revestimento, dependerá então da taxa de reação, da superfície de contato e da temperatura dessa reação.

A falha do revestimento pode ter sido originada por diversos motivos, tais como: interação combustível-revestimento, bloqueio de canal e fusão local; defeito de fabricação; corrosão local; atrito mecânico com fragmentos sólidos na água (*debris*); atrito mecânico com outros componentes do EC (*fretting* na grade espaçadora); etc. Não será discutido aqui a origem do defeito no revestimento, mas sim, em termos qualitativos, as conseqüências sobre a liberação de produtos de fissão para o refrigerante. No Capítulo 4 é apresentada a experiência realizada comparando combustível tipo placa (liga e dispersão) com combustível tipo vareta e caramelo.

Um modelo, em condição de equilíbrio (condição estacionária) para relação entre a atividade da água para produtos de fissão e a taxa de produção desses produtos para uma vareta combustível é dada por: ^[97]

$$A_i = (1/M) \cdot [(\lambda_i) / (\lambda_i + q + \sigma_i \phi)] \cdot \{ (v) / [v + (\lambda_i + \sigma_i \phi) \cdot (1 + \alpha_i \cdot (S_r / V_r))] \} \cdot R_i, \quad (24)$$

onde A_i é a atividade específica do radionuclídeo (i) no refrigerante, M é a massa de água no primário, λ_i é a constante de decaimento radioativo do radionuclídeo (i), q é a taxa de remoção de produtos radioativos no refrigerante, $\sigma_i \phi$ é a taxa de absorção de nêutrons do radionuclídeo (i), v é a taxa de escape através do revestimento, α_i é a absorção isotérmica do radionuclídeo (i) no revestimento, S_r é a superfície interna do revestimento que está em contato com o refrigerante, V_r é o volume do espaço vazio entre combustível e revestimento e R_i é a taxa de liberação do radionuclídeo (i).

R_i é dado pela equação :

$$R_i = F_i \cdot B_i, \quad (25)$$

onde F_i é a fração de liberação dada pelas equações (11), (12), (13), (14) e B_i é a taxa de produção do radionuclídeo (i).

B_i , nesta equação, está relacionada ao volume total do combustível que está em contato direto com o refrigerante no combustível falhado. Ela é dada, em relação à densidade de fissões no combustível, por:

$$B_i = Y_i \cdot f \cdot V, \quad (26)$$

onde Y_i é o rendimento de fissão (*yield*) para o radionuclídeo (i), f é a taxa de fissões por unidade de volume e V é o volume do combustível que liberará produtos radioativos para o refrigerante.

Na equação (24), pode-se separar cada termo por uma determinada probabilidade (fração):

- i) o termo $[(\lambda_i)/(\lambda_i + q + \sigma_i \phi)]$ representa a probabilidade de o radionuclídeo sobreviver no refrigerante, sendo que seu desaparecimento pode ocorrer tanto por decaimento quanto por captura de nêutrons, como por sua remoção do refrigerante;
- ii) o termo $\{(\nu)/[\nu + (\lambda_i + \sigma_i \phi) \cdot (1 + \alpha_i \cdot (S_r/V_r))]\}$ representa a probabilidade de escape do radionuclídeo através do revestimento, sendo que este pode desaparecer tanto por decaimento, como por absorção na superfície do revestimento e da característica da falha do revestimento;
- iii) o termo R_i representa a produção do radionuclídeo que sai do combustível e que irá entrar em contato com o refrigerante, sendo que este fator é constituído dos produtos de fissão que saem diretamente (recuo), os que saem por choque com os de recuo (choque) e aqueles que saem por difusão.

Neste modelo não está sendo considerada a parcela de produtos de fissão que saem diretamente por reação química, ou dissolução, no contato da superfície do combustível com o refrigerante. Esta dependerá diretamente da área de contato do combustível com o refrigerante, das características do combustível e da compatibilidade química do combustível com o refrigerante.

Vale realçar a importância do termo B_i na atividade do radionuclídeo na água. Este depende não só da taxa de fissões na unidade de volume (densidade de potência no

combustível), como também, e principalmente, do volume do combustível, que pode contribuir para liberação de produtos de fissão para o refrigerante.

Embora a equação (24) tenha sido desenvolvida para uma vareta combustível de UO_2 , ela tem validade para os outros tipos de combustíveis (placa, ligas, dispersões), eliminando-se, quando pertinente, os termos referentes à característica da folga pastilha-revestimento. As constantes certamente são diferentes, entre tipos distintos de combustíveis, devido às características dos materiais combustíveis, materiais do revestimento, temperaturas envolvidas e geometria. Por isso, a análise deve ser dividida em três tipos distintos: combustível tipo placa de liga ou dispersão; combustível tipo vareta; combustível tipo placa UO_2 .

A Tabela 3.11 fornece valores comparativos de volumes, massas e taxa de fissão para a análise comparativa de operação do combustível com falha do revestimento. Esta comparação será baseada, principalmente, no volume e taxa total de fissões que podem ser liberadas para o refrigerante.

Tabela 3.11 – Parâmetros Comparativos para Análise de Liberação de Produtos de Fissão.

Tipo de Combustível	ANGRA I					AP600				
	Vareta	Placa UO_2 4mm	Placa UO_2 1,45mm	Placa Zr-U	Placa UO_2 - aço inox	Vareta	Placa UO_2 4mm	Placa UO_2 1,45mm	Placa Zr-U	Placa UO_2 - aço inox
Unidade para Defeito	1 vareta	1 plaqueta	1 plaqueta	1 cm ²	1 cm ²	1 vareta	1 plaqueta	1 plaqueta	1 cm ²	1 cm ²
Volume Envolvido (cm ³)	192,7	1,6	0,58	0,099	0,145	176,6	1,16	0,42	0,099	0,145
Massa de U Envolvida (g)	1768,6	14,7	5,3	0,04	0,04	40,5	0,30	0,15	0,03	0,03
Massa de ²³⁵ U Envolvida (g)	46	0,47	0,24	0,04	0,04	40,5	0,30	0,15	0,03	0,03
Densidade de potência média (W/cm ³)	342	429	592	622	424	268	296	409	422	288
Fissões/cm ³ .s	1,07E13	1,34E13	1,85E13	1,94E13	1,32E13	8,36E12	9,24E12	1,28E13	1,32E13	8,99E12
Fissões/s	2,06E15	2,14E13	1,07E13	1,92E12	1,91E12	1,48E15	1,07E13	5,38E12	1,31E12	1,30E12

3.4.3.1 Combustível Tipo Placa de Liga ou Dispersão

Neste combustível, o efeito de uma falha local, no revestimento, se restringirá à interação da água ou do vapor com o combustível existente no local da falha. Exemplo disto é que, se houver um nódulo de corrosão, somente o material combustível na região do nódulo é que irá reagir. Como nestes combustíveis a matriz é metálica, haverá a oxidação da matriz e da partícula de combustível no local. A quantidade de material ativado (produtos de fissão) que será liberada para o meio refrigerante dependerá da área de contato do refrigerante com o cerne e, também, da porosidade do cerne. Essa interação dos produtos de fissão com o refrigerante será pequena, comparada ao inventário total da placa. Serão liberados para água somente os produtos de fissão gasosos e aqueles que são solúveis em água (Cs, I, Ba, etc.). A temperatura em que isto ocorre também não será muito diferente da temperatura do refrigerante, já que os gradientes de temperatura são pequenos neste tipo de combustível.

Como consequência do exposto acima, é esperada uma contaminação muito pequena na água do primário quando de falhas, localizadas, no combustível tipo placa. Na Tabela 3.11 foi assumida uma área de exposição da placa de 1 cm^2 , valor este que é da ordem de um nódulo de corrosão. Verifica-se que os volumes envolvidos e quantidades de produtos de fissão no local apresentam a menor ordem de grandeza entre todos os combustíveis (1000 vezes menor que vareta). Para haver liberação significativa de produtos de fissão, comparada a falha de uma vareta, teria que haver uma falha bastante grande no revestimento, expondo parte significativa do cerne da placa combustível.

3.4.3.2 Vareta Combustível

Quando há a falha do revestimento de uma vareta combustível, inicialmente, o gás que está contido no interior da vareta (incluindo os produtos de fissão gasosos que foram liberados ao longo da queima do combustível) será liberado para o refrigerante. A falha de uma vareta é notada rapidamente pela análise da espectrometria gama de amostras da água do primário. Isto é uma característica marcante deste tipo de combustível, já que uma fração razoável (~ 5%) dos gases de fissão estará no ambiente interno da vareta e será liberada

rapidamente para o refrigerante. A operação continuada da vareta falhada também gerará acréscimos significativos de produtos de fissão na água do primário. A água, ao entrar na vareta, vaporiza devido à alta temperatura das pastilhas. O hidrogênio liberado nesta reação ataca o zircaloy na região da abertura no revestimento e também se acumula no topo (*plenum*) da vareta. Este hidrogênio ataca o zircaloy (hidretação), havendo a fragilização deste e conseqüente rompimento na região do tampão superior da vareta. Ou seja, a falha de uma vareta e sua operação continuada no reator leva a um agravamento da falha e maiores quantidades de material radioativo (produtos de fissão) poderão ser arrastados para o primário. Quando do início da falha, além dos gases de fissão, os produtos solúveis em água (Cs, I, Ba, etc.) serão também liberados para o refrigerante. É importante destacar que, dependendo da falha original, toda a coluna de pastilha entrará em contato com a água/vapor que entrou dentro da vareta. Com a evolução da falha, produtos sólidos poderão ser carregados (fragmentos de pastilha, elementos metálicos, óxidos, etc.) para o primário. Os projetos mais recentes de elementos combustíveis vêm minimizando a falha de varetas combustíveis (por problemas de projeto, fabricação ou operação). Taxas anuais de 1×10^{-6} varetas falhadas estão sendo asseguradas. No entanto, no caso brasileiro de ANGRA I, por erro de projeto do combustível (grade espaçadora), houve muitas falhas com alta contaminação do sistema primário, obrigando o desligamento da usina e troca de combustíveis. É esperado que o combustível tipo AP600 tenha uma taxa anual em torno dos 1×10^{-6} do padrão internacional atual.

A Tabela 3.11 apresenta uma estimativa de volume e taxa de fissão para utilizar na equação (24). Nota-se que a vareta possui o maior valor entre os combustíveis. A diminuição de liberação de produtos de fissão entre o AP600 e ANGRA I é da ordem de 30% e está relacionado basicamente à diminuição da densidade de potência e ao menor volume de combustível na vareta combustível. No entanto, mesmo o AP600 apresenta alto valor de liberação de produtos de fissão quando comparado aos outros tipos de combustíveis. A Figura 3.21 mostra, a título de exemplo, a aplicação da equação (24) para uma vareta de ANGRA I e AP600, com características de falha semelhantes para liberação de ^{133}Xe . A diferença básica na curva está na temperatura média da vareta (densidade de potência média) e no volume do combustível. É interessante verificar que, por existir uma distribuição de potência no reator, uma parte do núcleo do AP600, varetas de maior potência, se comportará como uma parte do núcleo de ANGRA I.

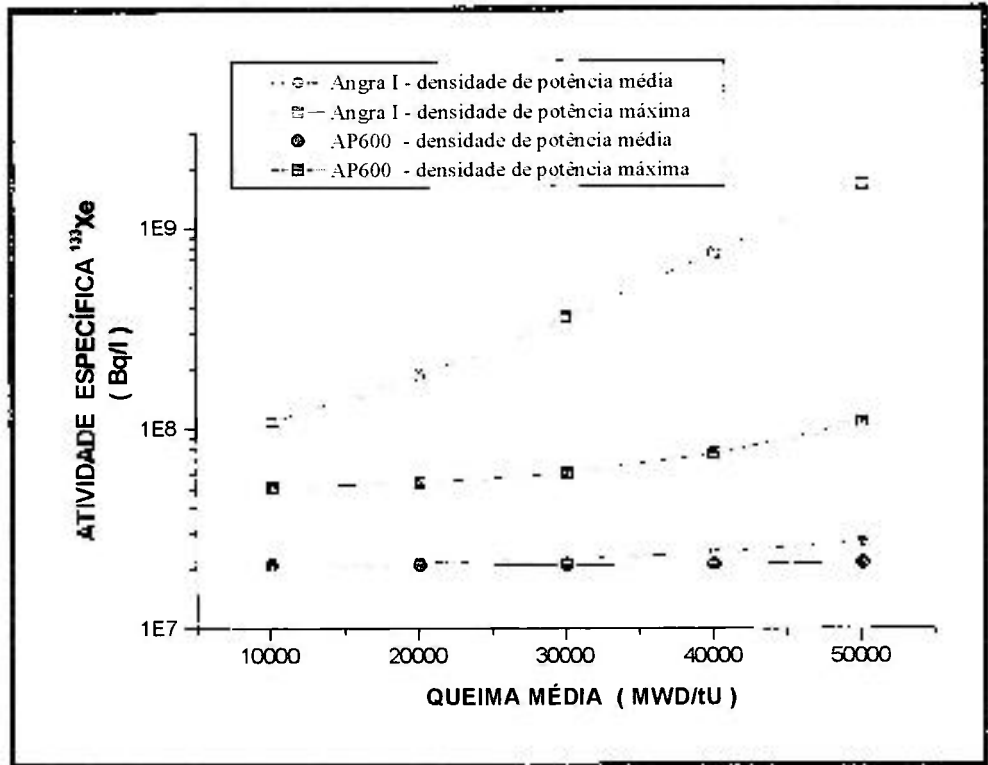


Figura 3.21 – Liberação de ^{133}Xe para Vareta com Falha .

$$(Eq.(24); v=10^5; q=2,5 \times 10^5; \alpha=0)$$

Como conclusão do exposto, o sistema vareta tem o inconveniente de liberar bastantes produtos de fissão para o primário, quando da falha do revestimento. Normalmente, os sistemas de tratamento da água do primário são projetados para permitir operação do reator com até 1% do inventário de produtos de fissão liberados para o refrigerante.

3.4.3.3 Placa Combustível UO_2

Como a placa combustível UO_2 possui pastilhas revestidas individualmente, a falha do revestimento liberará somente os produtos de fissão gasosos, ou solúveis em água, daquela célula onde houve falha de revestimento. Isto é uma diferença básica em relação à vareta combustível. A quantidade de produtos de fissão liberados será muito menor que no caso da vareta. Outro ponto importante é que os gases de fissão estarão retidos, na sua maioria, na matriz do combustível (UO_2), o que minimizará bastante essa liberação. O

agravamento da falha também será local, já que a temperatura da pastilha não levará à formação excessiva de H_2 no interior da célula defeituosa. Em vista disto, é esperada uma contaminação bem pequena do primário quando da falha, localizada, no combustível caramelo. A Tabela 3.11 mostra esta diferença básica da plaqueta combustível para a vareta combustível. É esperado um fator de 100, na atividade da água, entre uma falha de uma vareta e uma placa combustível de UO_2 .

Pode-se concluir, neste item de liberação de produtos de fissão com falha do revestimento, que placas combustíveis com ligas de Zr-U e dispersão de UO_2 -aço inox liberam pouca quantidade de produtos de fissão para o refrigerante e são os melhores combustíveis, neste aspecto, para atender ao critério R5 do EPRI. Combustível tipo placa é uma alternativa de utilização de UO_2 com muito menor liberação que vareta combustível, mas com liberação um pouco superior às placas com ligas e dispersões. Combustível tipo vareta libera quantidades excessivas de produtos de fissão, sendo, no entanto, minimizado isto pela experiência operacional de vários anos incorporada aos projetos atuais, que procuram anular a existência de falhas. O capítulo 4 apresenta alguns dados experimentais sobre liberação de produtos de fissão de combustíveis falhados.

3.5 *Análise do Aspecto Mecânico*

Neste item será mencionada a importância da estrutura mecânica para o desempenho do combustível em reatores avançados. Este tema é bastante extenso e dependeria de uma análise específica para demonstração de conceitos e detalhamento mecânico. No escopo do trabalho, optou-se por mencionar pontos relevantes, sem entrar em análises comparativas aprofundadas.

O combustível tipo vareta encontra-se bem desenvolvido a nível mecânico e estrutural. Sua estrutura é constituída de bocais de extremidade, tubos guias e grades espaçadoras. As varetas combustíveis são fixadas somente às grades espaçadoras. Os canais de refrigeração (entre varetas nos elementos combustíveis e entre estes no núcleo) são abertos, propiciando *cross-flow* entre canais. Os projetos mecânicos atuais permitem remoção dos bocais de extremidade e troca de vareta falhada na instalação (piscina de estocagem de

combustível irradiado). Hoje, todos esses componentes têm excelente qualidade e garantem a integridade mecânica do combustível até a queima limite de 60.000 MWd/tU. No entanto, para esse nível de queima, começaram a surgir problemas de emperramento de queda de barra de controle.^[99, 101] O zircaloy possui uma estrutura anisotrópica e a irradiação no reator faz existir um crescimento dimensional na direção do eixo axial dos tubos (do revestimento das varetas combustíveis e tubos guias). Quando de gradientes de deformação nesses tubos, poderá haver uma distorção neles e levar, no caso dos tubos guia, ao emperramento das varetas absorvedoras de nêutrons (elemento de controle/segurança) no seu interior. Certamente isto é um fator limitante para aplicação do combustível para ciclos de 24 meses entre recargas. Como pode ser visto na Figura 3.20, o ZIRLO™ possui melhores características de resistência à irradiação (crescimento axial dos tubos) que o zircaloy-4. Isto leva à conclusão que o ZIRLO™ seria mais adequado para combustíveis com alta queima.

Outro ponto importante para combustível tipo vareta, para alta queima, é a questão da força de fixação da vareta combustível na grade espaçadora. As varetas combustíveis são fixadas à grade espaçadora por um sistema mola-batente existente na grade. A força de fixação da vareta tem que ser tal que, ao longo de toda vida útil, fixe a vareta na posição sem deixá-la solta, permitindo expansão axial (deslizamento axial), e tal que a força de compressão não leve à flambagem da vareta. Essa fixação não deve permitir o atrito da vareta com sua própria fixação na grade para os carregamentos advindos do escoamento do fluido refrigerante (vibração induzida pelo escoamento). A força máxima na vareta é ditada por uma fração da carga de flambagem de Euler ($\pi^2 EJ/l^2$). A força mínima de fixação necessária irá depender, principalmente, da característica de vibração induzida pelo fluido refrigerante, sendo esta característica dependente das condições termohidráulicas do núcleo e da característica geométrica da grade espaçadora (aletas defletoras de fluxo). A força de fixação da vareta vai diminuindo (relaxação) ao longo da queima devido ao *creep* (do material da mola e do revestimento da vareta combustível). Valores de relaxação de 90% são relatados na literatura.^[100] Portanto, existe um limite máximo de força inicial e um valor mínimo necessário ao final da queima, e os limites atuais de queima de 60.000 MWd/tU parecem ser também o limite para atender a este critério estrutural do elemento combustível.

Elemento combustível tipo placa apresenta uma estrutura mecânica mais rígida que combustível tipo vareta. Sua maior aplicação foi em reatores de pequeno porte. As placas combustíveis possuem pequena largura comparada à sua altura, e a forma de fixação lateral

destas placas é que comanda a rigidez do sistema. Utilizam, normalmente, caixas guias, sendo que as barras de controle (do tipo cruciforme ou placa) penetram no espaço entre elementos combustíveis ou no próprio interior do elemento combustível. Os canais de refrigeração das placas são independentes, não possuindo possibilidade de *cross-flow* entre canais.

A princípio não haveria problema, do tipo estrutural, para utilização de combustíveis tipo placa com 4 metros de altura, como no AP600 e ANGRA I. Os elementos combustíveis tipo BWR-ABB Atom SVEA96, e VVER-BNFL Nova-E, empregam o conceito de caixa externa de zircaloy (embora que utilizando varetas combustíveis), comprimentos superiores a 4 metros de altura e atingem queima média superiores a 50.000 MWd/tU.^[102]

Com relação à placa combustível de 4 metros de altura, não haveria problema estrutural, pois, como mencionado, a dimensão principal, a nível estrutural, seria a largura da placa, sendo as deformações (e esforços) absorvidos de forma adequada pela forma de suporte lateral. Deformações provenientes de crescimento com irradiação podem ser acomodadas, convenientemente, através de dispositivos especiais de vínculo (espaços vazios e molas).

A compatibilização com processos de fabricação também deve ser observada. Fabricar placas combustíveis com dimensão de 4 metros requer equipamentos especiais e de grande porte. É proposta desta tese detalhar um elemento combustível em que as placas combustíveis sejam segmentadas na altura (~30 cm). Isto geraria a possibilidade de fabricação seriada de pequenas partes e montagem posterior em conjuntos do comprimento desejado. Além disto, este tipo de concepção permitiria haver *cross-flow* entre canais e levaria à possibilidade de reutilização de partes (segmentos axiais) dos combustíveis em recargas. Isto será apresentado no capítulo 5.

Do que foi discutido brevemente neste item, não é esperado problema estrutural, tanto com combustível tipo placa como com combustível tipo vareta no atendimento dos critérios do EPRI para reator avançado.

3.6 *Resumo da Comparação*

A Tabela 3.12 apresenta um resumo sobre as observações e análises realizadas neste capítulo. Estão apresentados os conceitos obtidos para cada tipo de combustível (para

reator avançado) em cada critério do EPRI. O conceito *ruim* indica que o critério não é atendido ou é fracamente atendido. O conceito *bom* indica que o critério é atendido, limitando-se a uma melhoria limiar em relação ao imposto pelo critério, quando comparado ao projeto convencional atual. O conceito *ótimo* indica que o critério é atendido com melhoria expressiva em relação ao imposto pelo critério, quando comparado ao projeto convencional atual.

Tabela 3.12 – Resumo Qualitativo das Comparações entre Combustíveis

<i>Critério EPRI</i>	<i>Liga Zr-U</i>	<i>Dispersão UO₂-aço</i>	<i>Vareta UO₂ tipo AP600</i>	<i>Placa UO₂</i>	
<i>R1</i>	bom	bom	ótimo	bom	
<i>R2</i>	<i>R2.1</i>	ótimo	ótimo	bom	ótimo
	<i>R2.2</i>	ótimo	ótimo	ótimo	ótimo
	<i>R2.3</i>	ótimo	ótimo	ótimo	ótimo
<i>R3</i>	ruim	ruim	ótimo	bom	
<i>R4</i>	ótimo	bom/ruim	bom/ruim	ótimo	
<i>R5</i>	ótimo	ótimo	bom	ótimo	

Podem-se associar pontos aos conceitos de forma a quantificar a análise comparativa. Pode-se atribuir ponto *0* para conceito *ruim*, ponto *1* para conceito *bom*, e ponto *2* para conceito *ótimo*. A melhor opção seria aquela com maior pontuação total.

Também pode ser estabelecida uma ponderação para cada critério, de forma a priorizar esses critérios. Eles foram classificados em três grupos básicos de importância:

- i) segurança: R1, R2;
- ii) econômico: R3;
- iii) operacional: R4, R5.

A ponderação em cada grupo de critério pode ser estabelecida de acordo com o enfoque (prioridade) a ser dado ao projeto. Três hipóteses de ponderação serão assumidas:

- i) ponderação isonômica – fator 3 para todos os critérios;

- ii) ponderação em segurança/operacional – fator 3 para R1,R2 , 2 para R4,R5 , e 1 para R3;
- iii) ponderação em segurança/economia – fator 3 para R1,R2 , 2 para R3, 1 para R4,R5.

A Tabela 3.13 apresenta a análise numérica dessas hipóteses.

Tabela 3.13 – Resumo Quantitativo das Comparações entre Combustíveis

Critério EPRI	Liga Zr-U			Dispersão UO_2 -aço			Vareta UO_2 tipo AP600			Placa UO_2							
		#1	#2	#3		#1	#2	#3		#1	#2	#3		#1	#2	#3	
R1		1	3	3	3	1	3	3	3	2	6	6	6	1	3	3	3
	R2.1	2	6	6	6	2	6	6	6	1	3	3	3	2	6	6	6
R2	R2.2	2	6	6	6	2	6	6	6	2	6	6	6	2	6	6	6
	R2.3	2	6	6	6	2	6	6	6	2	6	6	6	2	6	6	6
R3		0	0	0	0	0	0	0	0	2	6	2	4	1	3	1	2
R4		2	6	4	2	1	3	2	1	1	3	2	1	2	6	4	2
R5		2	6	4	2	2	6	4	2	1	3	2	1	2	6	4	2
Total		11	33	29	25	10	30	27	24	11	33	27	27	12	36	30	27

Das Tabelas 3.12 e 3.13 pode-se concluir que combustíveis tipo óxido apresentam, tanto na forma de placa como em vareta, o melhor potencial de utilização para reatores avançados. Combustível tipo liga de Zr-U também seria adequado, mas com comportamento ruim no aspecto de ciclos de 24 meses de recarga.

Combustível tipo placa de UO_2 parece ser uma alternativa apropriada, tanto para reatores de pequeno porte (até 100 MWe) como para reatores de médio porte (400 MWe), sendo que, para reatores de grande porte (600 MWe), combustível vareta seria mais apropriado devido ao fator de 3 ciclos de queima acima de 18 meses cada.

4 EXPERIMENTOS REALIZADOS

Serão apresentados, neste capítulo, alguns experimentos realizados e que dão subsídios para as conclusões desta tese. Os experimentos considerados importantes foram: irradiação de miniplaca de UO_2 no reator IEA-R1; teste de *sipping* de combustíveis tipo placa do reator IEA-R1; e teste de *sipping* de combustíveis falhados de ANGRA I.

4.1 Irradiação de Miniplaca de UO_2

O combustível, tipo placa, de UO_2 é identificado como excelente para reatores de potência de pequeno porte e reatores de teste de materiais de alto fluxo. Foi decidido, no projeto conjunto IPEN/CNEN-SP – CTMSP, desenvolver a tecnologia desse combustível, tendo como objetivo:

- ◆ desenvolver o conhecimento sobre o combustível;
- ◆ desenvolver a infra-estrutura de engenharia de projeto sobre esse combustível;
- ◆ desenvolver processos de fabricação aplicados a esse combustível;
- ◆ estabelecer especificações técnicas sobre esse combustível;
- ◆ fabricar miniplacas para irradiação;
- ◆ projetar um circuito de irradiação para o reator IEA-R1;
- ◆ irradiar a miniplaca com objetivo de qualificação;
- ◆ projetar e construir um laboratório de análise pós-irradiação;
- ◆ realizar análises pós-irradiação nas miniplacas irradiadas.

Das propostas iniciais só não foi, ainda, concluído o laboratório de análise pós-irradiação e, conseqüentemente, não realizadas as análises pós-irradiação da miniplaca irradiada. [82, 83]

As características da miniplaca irradiada são: miniplaca com 2x5 (10) plaquetas; cada plaqueta de UO_2 com 17x17x1,45 mm ; altura ativa de 91,6 mm; largura ativa de 35,7 mm; enriquecimento de 18% em peso de ^{235}U ; massa de UO_2 de cada plaqueta 4,3 g; massa total de UO_2 na miniplaca de 43g ; com 37,9g de U e 6,8 g ^{235}U ; densidade da plaqueta de UO_2 de 95% D.T; revestimento de zircaloy-4 com espessura de 0,4 mm.

Para irradiar a miniplaca combustível no reator IEA-R1 foi desenvolvido e construído o Circuito de Irradiação de Combustível Nuclear (CICON). Foi projetado para exercer as seguintes funções:

- posicionar a miniplaca no núcleo do reator IEA-R1;
- garantir a refrigeração da miniplaca por convecção natural durante operação do reator sem permitir o contato entre a água de refrigeração da miniplaca e a água de refrigeração do núcleo do reator, evitando, deste modo, que eventuais liberações de produtos de fissão da miniplaca contribuíssem na contaminação da piscina do reator, ao mesmo tempo que permitiria a monitoração e detecção desta falha;
- permitir a monitoração das temperaturas atingidas pela miniplaca durante a irradiação, através de 8 termopares instalados em diferentes posições do interior da cápsula;
- permitir a monitoração do fluxo de nêutrons térmicos que incide na miniplaca, durante irradiação, através de um detector tipo SPND instalado próximo à miniplaca.

O CICON também dispõe de um sistema de circulação forçada que conduz a água, que refrigera a miniplaca, até um tanque localizado fora da piscina do reator e do qual é possível extrair amostras de água para análises radioquímicas. A atividade do tanque é permanentemente monitorada por um detetor GM. A Figura 4.1 mostra um esquema do CICON.

O CICON foi instalado na posição 26 da placa matriz do núcleo do reator IEA-R1 com uma reatividade de 189 pcm (operação a 2 MW do reator IEA-R1), fluxo térmico da ordem de $1,39 \times 10^{13}$ n/cm².s. A potência dissipada pela miniplaca foi de 2000 W que proporciona uma densidade de potência de 484 W/cm³ e 35 W/cm² de fluxo de calor (da

mesma ordem de grandeza do núcleo de análise do AP600). A irradiação ocorreu de 19/10/94 a 10/02/95, com uma queima da ordem de 1,2% dos átomos de ^{235}U (~2000 MWd/tU). 46 ciclos de potência (aumento de potência e desligamento do reator) diários foram realizados. As rampas de potência, desde zero a 2000 W eram realizadas em minutos (rampa de ligamento do reator IEA-R1). A temperatura máxima, detectada, na água da cápsula foi de 67 °C, com a temperatura calculada na superfície da placa < 100 °C.

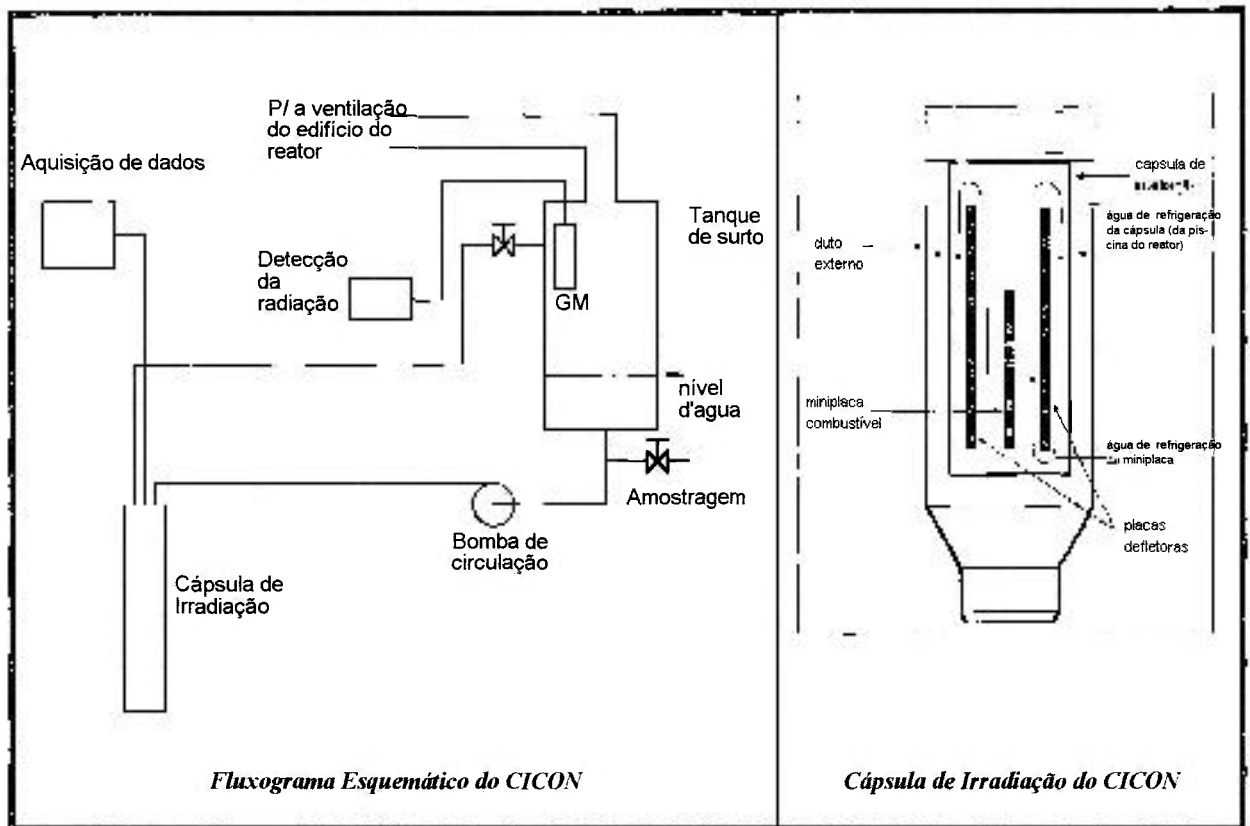


Figura 4.1 - Representação Esquemática do CICON

A irradiação da miniplaca foi suspensa por terem sido detectadas concentrações de ^{131}I (24 Bq/l), ^{82}Br (220 Bq/l) e ^{239}Np (270 Bq/l) comparáveis aos valores normais da água da piscina do reator IEA-R1. Inspeções visuais da miniplaca não conseguiram indicar qualquer anormalidade na miniplaca, podendo esta atividade ser decorrente de alguma microporosidade na solda da miniplaca ou de contaminação superficial da miniplaca. De qualquer forma, os valores de atividade da água não se caracterizam como indicador de falha do combustível.

As Figuras 4.2 a 4.13 apresentam exemplos de medidas no CICON.

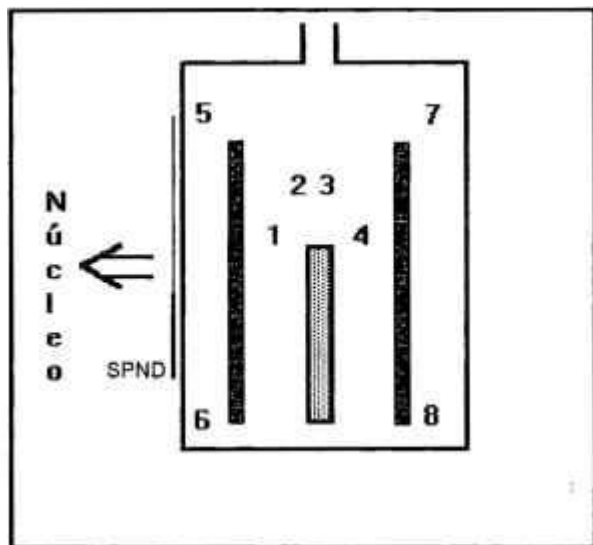


Figura 4.2- Localização dos Termopares e SPND na Cápsula de Irradiação do CICON

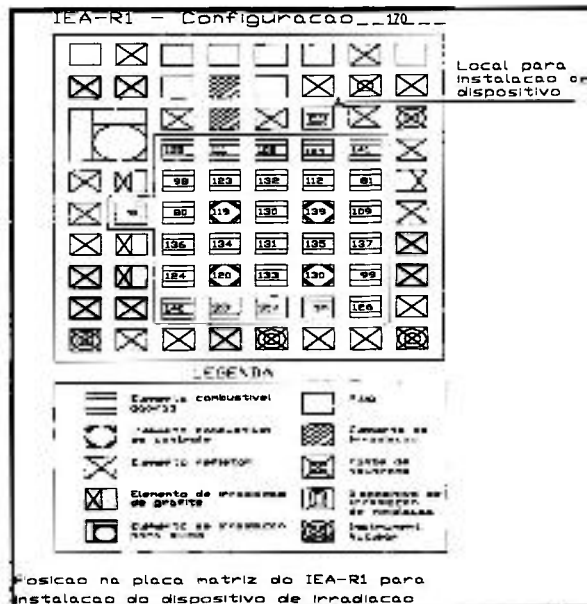


Figura 4.3 - Representação do Local de Instalação da Cápsula do CICON no IEA-R1

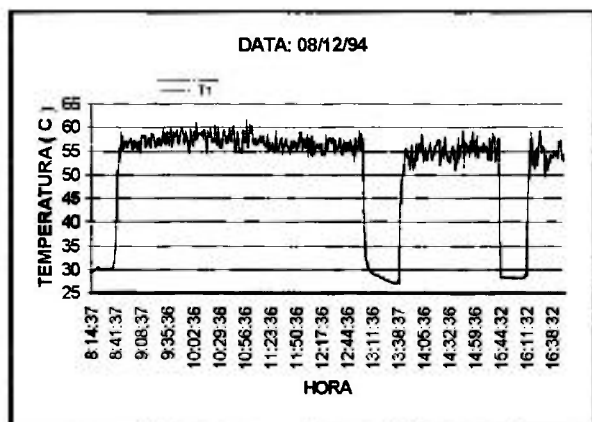


Figura 4.4 - Evolução da Temperatura Registrada pelo Termopar 1

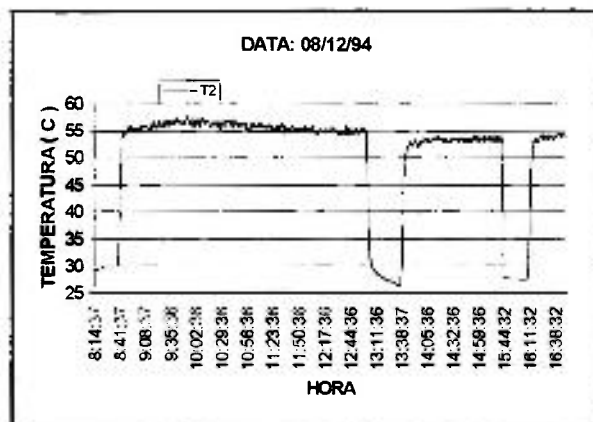


Figura 4.5 - Evolução da Temperatura Registrada pelo Termopar 2

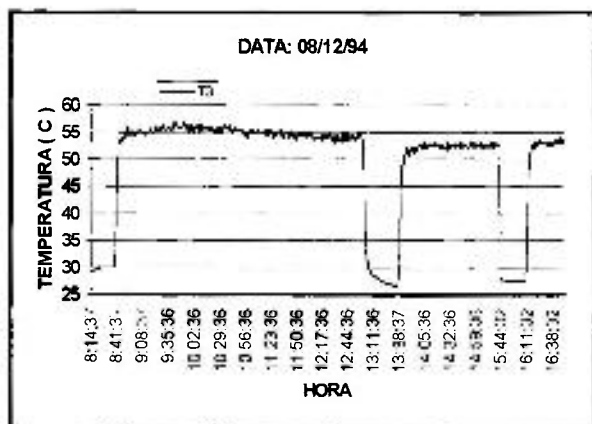


Figura 4.6- Evolução da Temperatura Registrada pelo Termopar 3

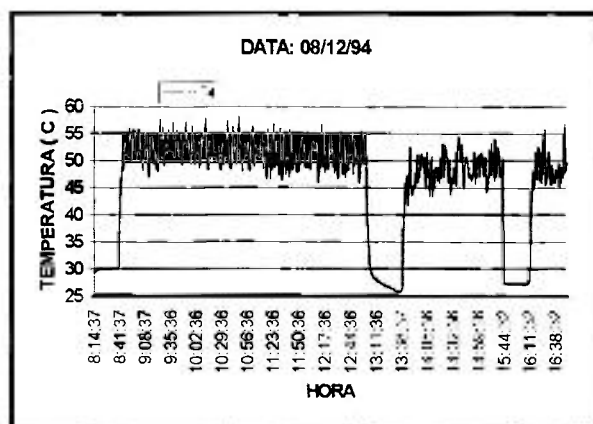


Figura 4.7 - Evolução da Temperatura Registrada pelo Termopar 4

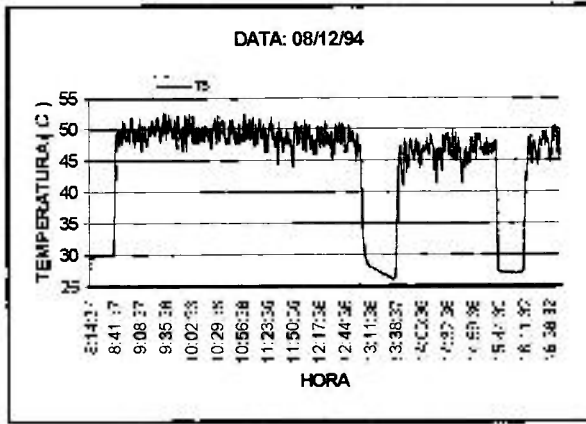


Figura 4.8 - Evolução da Temperatura Registrada pelo Termopar 5

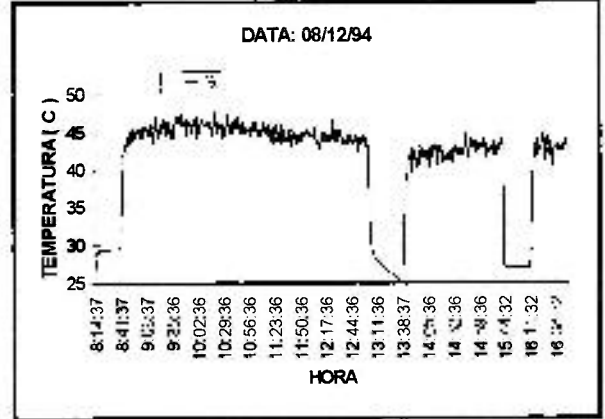


Figura 4.9 - Evolução da Temperatura Registrada pelo Termopar 6

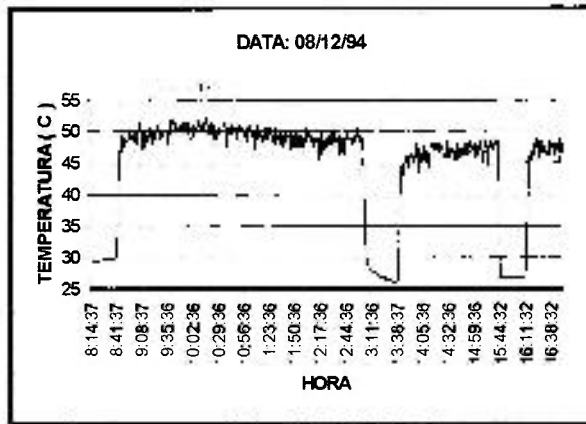


Figura 4.10 - Evolução da Temperatura Registrada pelo Termopar 7

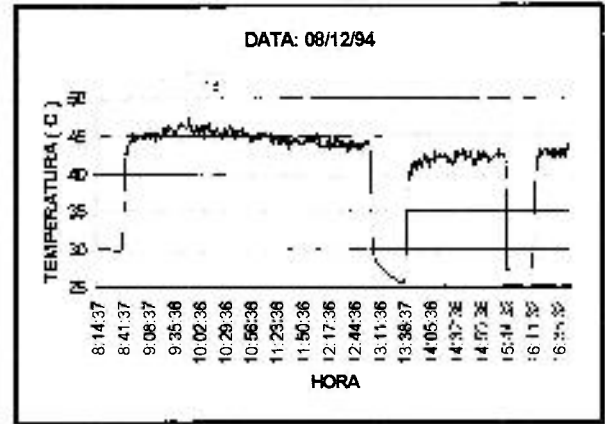


Figura 4.11 - Evolução da Temperatura Registrada pelo Termopar 8

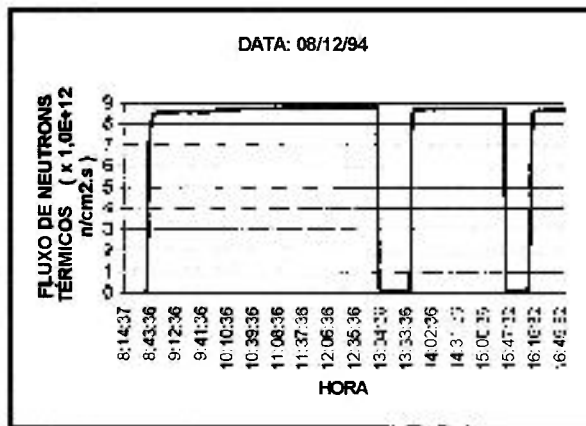


Figura 4.12 - Evolução do Fluxo de Nêutrons Térmicos Registrado pelo SPND

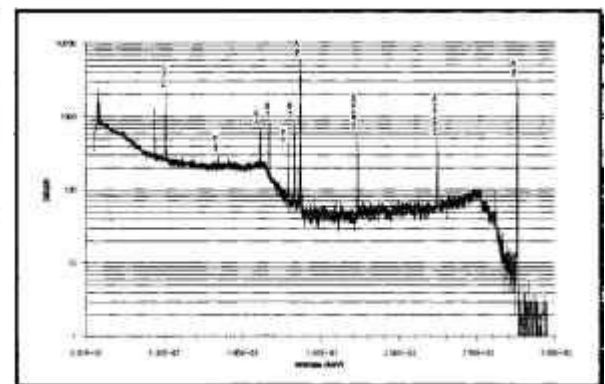


Figura 4.13 - Espectro Gama da Água do CICON

As seguintes conclusões podem ser obtidas desta experiência:

- foi desenvolvido o conhecimento sobre o combustível tipo placa de UO_2 ;
- foi desenvolvida uma infra-estrutura de análise de projeto;
- foi desenvolvido o processo de fabricação do combustível;
- foi desenvolvido um circuito de irradiação e se adquiriu experiência nesta área;
- a irradiação da miniplaca demonstrou potencial de desempenho em operação contínua e seguimento de carga.

Os testes de irradiação com este tipo de combustível devem ser prosseguidos, no futuro, assim que o laboratório de análise pós-irradiação estiver pronto e puder analisar miniplacas irradiadas.

4.2 *Teste de Sipping em Combustíveis tipo Placa*

O reator IEA-R1 do IPEN/CNEN-SP é um reator de pesquisa, tipo piscina, que opera a 5 MW de potência máxima. Operaram no reator combustíveis de ligas de Al-U de alto e baixo enriquecimento (93 e 20%), dispersão de UAl_x -Al e dispersão de U_3O_8 -Al com baixo enriquecimento (20 %), todos com revestimento de alumínio. Mais de cem combustíveis estão armazenados na piscina de estocagem, sendo que alguns deles apresentam nódulos de corrosão que expõem o composto de urânio ao contato com a água da piscina. Foram feitas inspeções visuais e *sipping* de vários combustíveis.^[80, 81, 88]

A Tabela 4.1 apresenta uma correlação desta inspeção visual com o resultado de atividade de ^{137}Cs observada no *sipping*. Os números representam a identificação dos elementos combustíveis.

Foi feita também a determinação da taxa de liberação de ^{137}Cs do combustível com pior característica de vazamento. A Figura 4.14 apresenta a relação obtida, observando-se uma linearidade, ou seja, taxa de liberação constante. Não foram identificados outros produtos de fissão de meia vida longa, nem urânio, na água do *sipping*, sendo que o ^{137}Cs é

solúvel em água, por isso da sua detecção. A figura mostra resultados antes e depois de remoção de nódulos de corrosão da superfície da placa combustível externa do EC. Foi feita uma análise também do material do nódulo de corrosão, notando-se a presença de ^{235}U , ^{155}Eu e ^{154}Eu . Isto indica que a água reage com a matriz do combustível, oxidando esta, mas somente aqueles produtos solúveis vão para a água e os não solúveis ficam retidos na matriz oxidada. Em termos de comparação de atividades existentes na placa, no nódulo analisado e na água do *sipping*, pode-se verificar a magnitude desta diferença:

- ◆ cerne - 7.5×10^8 Bq/g ; ou $\sim 7.4 \times 10^{10}$ Bq/placa ; ou $\sim 1.3 \times 10^{12}$ Bq/F.A
- ◆ nódulo de corrosão - 5.6×10^3 Bq/g ; ou $\sim 2.4 \times 10^3$ Bq/nódulo
- ◆ amostra de água do *sipping* - 14 Bq/min ; ou 0.2 Bq/l.min ; ou 2×10^{-5} Bq/g.min

Tabela 4.1 - Correlação entre a Inspeção Visual e Atividade de Sipping para os Combustíveis do Reator IEA-R1

	<i>Nódulos ao longo da placa combustível externa</i>	<i>Alguns nódulos ao longo da placa combustível externa</i>	<i>Nenhum nódulo visível</i>
<i>Nenhuma Indicação de Cs-137</i>	55	41, 45, 46, 51, 52, 56, 59, 60, 63, 67	
<i>Baixa Indicação de Cs-137 (< 30Bq/l)</i>	103	95, 100, 102, 105	81, 83, 84, 88, 93, 96, 98, 107, ,108, 111, 112
<i>Média Indicação de Cs-137 (> 30 Bq/l; < 60 Bq/l)</i>	42, 43, 48, 49, 62, 64, 66, 69, 79	44, 47, 50, 57, 65, 68	73
<i>Alta Indicação de Cs-137 (> 60 Bq/l)</i>	106	97, 99, 104, 109	80, 91, 92, 101
	61, 70	54, 71, 72	
	53, 58, 78		
<i>Obs: Os números representam a identificação de cada elemento combustível</i>			

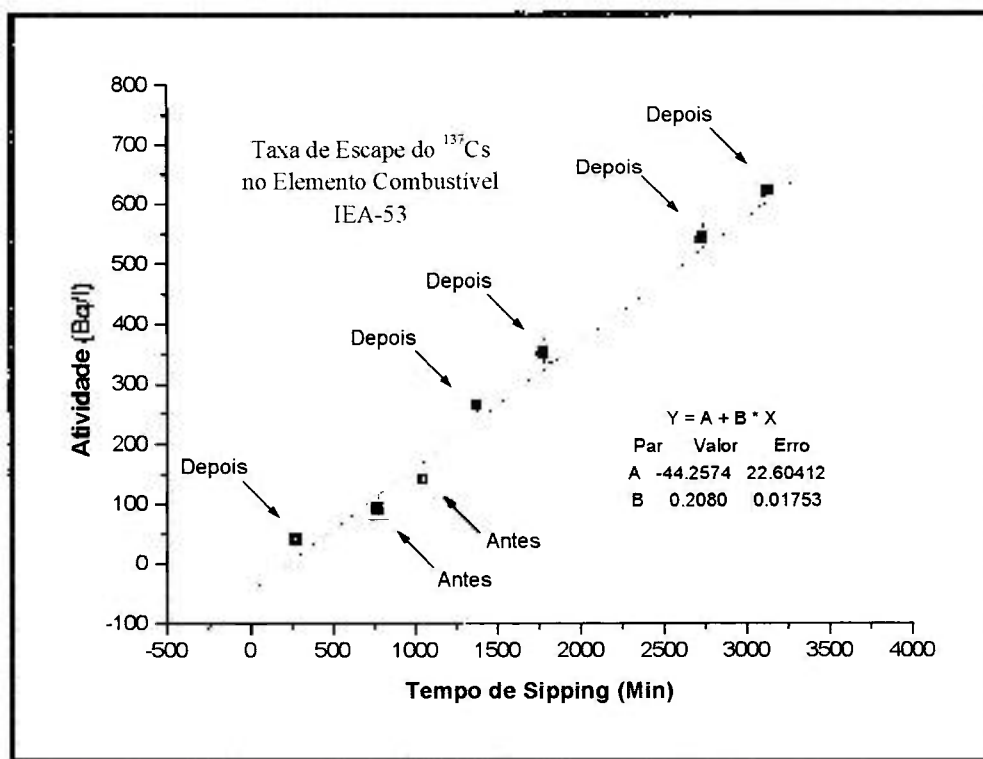


Figura 4.14 – Determinação da Taxa de Escape de ^{137}Cs

A água da piscina do reator que tem contato direto com o núcleo é constantemente monitorada. As atividades normais encontradas são da ordem de: ^{137}Cs ~5Bq/l; ^{239}Np ~400 Bq/l; ^{131}I ~40 Bq/l, ^{140}Ba ~43 Bq/l, ^{99}Mo ~60 Bq/l.

Pode-se concluir com esta experiência de *sipping* que as taxas de liberação de produtos de fissão, de combustíveis tipo placa (liga ou dispersão) falhados e em piscina de estocagem de combustíveis irradiados, serão bem baixas, sendo que somente produtos de fissão solúveis em água serão liberados para a água. As características de reação química da matriz metálica com a água (incluindo temperatura e química da água) e do composto de urânio com a água serão determinantes. Embora esta análise tenha sido realizada com combustível à base de alumínio e à temperatura ambiente, as conclusões são extensivas a combustíveis tipo placa, para reatores de potência, em piscinas de armazenagem.

4.3 Teste de Sipping em Combustíveis tipo Vareta (ANGRA I)

Os combustíveis de ANGRA I, no ciclo 6, apresentaram falha. Houve necessidade de desligamento do reator e de proceder à análise de identificação de falhas. Foram realizados testes de *sipping*, com participação do autor deste trabalho como consultor. Determinaram-se 10 combustíveis com indicação de falha e alguns com probabilidade por estarem no limiar do critério adotado como falha.^[81] Os testes de *sipping* foram realizados no equipamento da piscina de estocagem de combustível irradiado de ANGRA I, sendo as análises radioquímicas realizadas no próprio espectrômetro da Usina. A Tabela 4.2 apresenta um resumo dos resultados obtidos para a atividade da piscina de estocagem e a atividade no teste de *sipping* para combustíveis falhados (e alguns não falhados como exemplo).

Tabela 4.2 - Resultados do Sipping em Elementos Combustíveis de ANGRA-I

EC	Queima (MWd/tU)	Atividade (Bq/l)				
		¹³⁷ Cs	¹³¹ I	¹³² I	¹⁴⁰ Ba	¹³³ Xe
Piscina		4810	2368	814	6290	70300
G-08	19600	5180	89910	14430	31450	240500
G-12	19600	536500	1061900	52540	170200	129500
G-19	26300	81400	227920	-	21830	10360
G-26	25000	149110	488400	29600	890590	555000
G-28	25000	240500	37740	52910	324490	185000
G-29	21800	600140	289710	46620	603100	288600
G-37	22400	4810	2960	14800	6660	8510
G-40	22400	112480	24050	37740	32190	518000
H-07	7800	37000	129130	3330	65490	5550
H-17	14100	1110	9620	9620	-	17020
H-21	11500	ND	ND	ND	ND	ND
J-02	13300	ND	ND	ND	ND	ND

Pode-se comparar a atividade do ¹³⁷Cs obtida no *sipping* de ANGRA I com aquela obtida no *sipping* do IEA-R1. A atividade da água do IEA-R1 é muito menor que

ANGRA I com todos os combustíveis falhados armazenados (5Bq/l contra >4000 Bq/l). A atividade de um combustível com falha, determinado em teste de *sipping*, é muito maior para o caso de ANGRA I do que no caso do IEA-R1 (>600.000 Bq/l contra 60 Bq/l).

Esses resultados obtidos confirmam as discussões apresentadas no item 3.4.3 deste trabalho, mostrando a diferença de contaminação associada a combustível tipo vareta comparado a combustível tipo placa, quando da falha do revestimento do combustível.

5 PROPOSTA DE UM ELEMENTO COMBUSTÍVEL DE REATOR AVANÇADO

Foi verificado no capítulo 3 que o combustível de UO_2 , tanto na forma de placa como na forma de vareta, atende aos critérios impostos pelo EPRI para reatores avançados. O combustível tipo placa apresenta uma melhor margem térmica que o combustível vareta. Verificou-se, no entanto, que o combustível tipo placa possui uma limitação com relação ao tempo de operação no reator, já que possui uma queima limite inferior à da vareta. No caso de vareta, a limitação está no desempenho em seguimento de carga para altas queimas.

É apresentado neste capítulo uma proposta de combustível tipo placa de UO_2 para utilização nos reatores avançados. Constitui-se em proposta original seu arranjo segmentado, que traz benefícios de caráter térmico, de economia no ciclo de irradiação, de fabricação e de armazenagem e transporte do combustível irradiado. É discutido o aspecto térmico desta inovação, apresentado o detalhamento proposto para o elemento combustível, mediante análise comparativa entre o combustível proposto e o elemento combustível vareta do AP600, e, finalmente, verificado o nível de potência do reator que este tipo de combustível pode operar segundo os critérios do EPRI.

5.1 *Aspecto Térmico de Segmentação de Placa Combustível*

Foi visto no item 3.3 a comparação, no aspecto térmico, de combustível tipo vareta e combustível tipo placa. Não foi discutido, neste item, a diferença existente entre os canais de refrigeração dos dois tipos de combustíveis. No combustível tipo vareta, o canal de refrigeração é do tipo aberto, existindo livre caminho do refrigerante entre os canais, levando à existência de *crossflow* devido aos gradientes de pressão. Quando do bloqueio local de um canal, a refrigeração se mantém ao redor desse bloqueio, devido à característica de canal aberto. No combustível tipo placa, o canal de refrigeração é do tipo fechado.

A água de refrigeração de um canal, entre duas placas, não tem contato com a água de refrigeração dos canais adjacentes. Não há *crossflow* entre canais. Esta é a configuração dada ao combustível tipo placa de Shippingport e da maioria dos reatores de pesquisa que utilizam esse tipo de combustível. Quando do bloqueio de um canal (bloqueio total), o canal ficará a seco, já que não há comunicação com o canal adjacente para haver redistribuição de vazões.

É proposta deste trabalho apresentar o conceito de placa combustível segmentada e canal semi-aberto. Placa combustível segmentada implica que ao longo do comprimento ativo da placa haja espaços vazios, em posições axiais definidas, de forma a haver contato entre os canais de refrigeração no elemento combustível. O conceito de canal semi-aberto implica que nas laterais das placas combustíveis, ao longo do comprimento ativo, não haja barreira física para a saída da água de refrigeração do canal. Isto impõe a inexistência de placa suporte lateral contínua como no caso de Shippingport. Este conceito levaria a diminuir o gradiente de pressão sobre as placas combustíveis, devido ao diferencial de pressão entre os canais adjacentes, levando a *crossflow* na região lateral das placas.

É importante destacar que este conceito de placa segmentada traz benefícios para a condição de um bloqueio total do canal de refrigeração. O fato de se permitir caminhos alternativos à água de refrigeração agrega maior segurança ao projeto do núcleo. No sentido de quantificar este fato, foram realizadas análises térmicas simulando três canais de refrigeração adjacentes (duas placas combustíveis). Foi suposta uma distribuição axial de potência (senoidal) e imposta uma vazão de água nos canais à semelhança de um reator PWR. Foi assumido escoamento axial do fluido, monofásico, com o coeficiente de película na água calculado segundo a fórmula de Dittus-Boelter (equação 10), propriedades físicas da água obtidas de tabelas, e a condutividade térmica do combustível e do revestimento foi considerada constante para cada material. Para temperaturas do fluido refrigerante acima da temperatura de saturação, foi assumida condição adiabática de transferência de calor, ou seja, temperatura no canal igual à temperatura na superfície da placa. As equações utilizadas são de balanço de massa e energia. Foi utilizado o programa “Engineering Equation Solver”^[108] para solução do sistema de equações e obtenção da distribuição de temperatura.

O estudo tem base comparativa, justificando-se com tratamento simplificado. Esta comparação é feita para um canal sem bloqueio em relação a um canal bloqueado. É suposto um canal de 3 metros de comprimento axial, sendo obtidas as distribuições de temperatura ao longo dessa altura. A espessura da placa foi de 4,8mm, sendo 4mm de

combustível (UO_2) e 0,4mm de revestimento. A espessura do canal de refrigeração é de 5,65mm. Foi assumida uma densidade média de potência no combustível de 254 W/cm^3 e uma vazão no canal de 125 l/min. É feita a hipótese de segmentação dos canais de tal forma que a placa seja segmentada 1 vez, depois 2 vezes e, finalmente, 3 vezes na altura. A base de comparação são as temperaturas obtidas nos canais e combustíveis ao longo da altura. A Figura 5.1 mostra o esquema dos canais adotado para a análise.

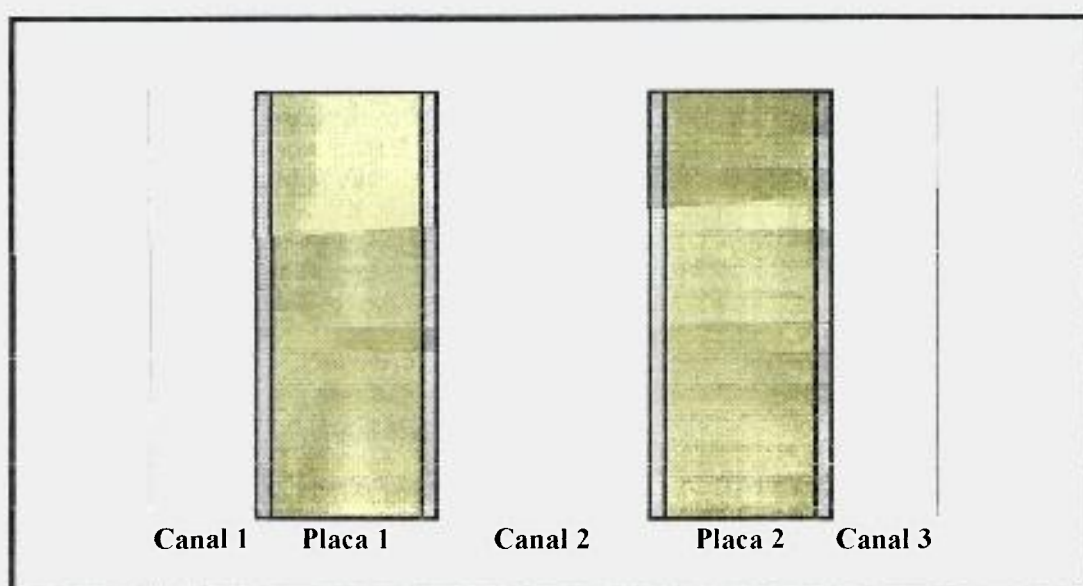


Figura 5.1 – Esquema de Simulação de 3 Canais de Refrigeração

A Figura 5.2 apresenta a distribuição de potência produzida no combustível ao longo do canal. Foi assumida uma distribuição senoidal de potência.

A Figura 5.3 apresenta a distribuição de temperatura obtida para a condição sem bloqueio. Nota-se que as temperaturas são idênticas em cada canal, já que é assumida a condição de simetria nos centros dos canais externos (1 e 3).

A Figura 5.4 apresenta a distribuição de temperatura nos canais, assumindo bloqueio no canal externo (canal 3). Nota-se que é assumida condição adiabática no canal 3 (condição conservativa), sendo o calor gerado no combustível dissipado para o canal de refrigeração interno (canal 2). As temperaturas no canal bloqueado são idênticas às temperaturas do revestimento e combustível do lado deste canal. As vazões nos canais 1 e 2 foram mantidas constantes como na situação sem bloqueio (condição conservativa, onde a vazão de 1 canal é redistribuída para todos os canais e não para o canal vizinho).

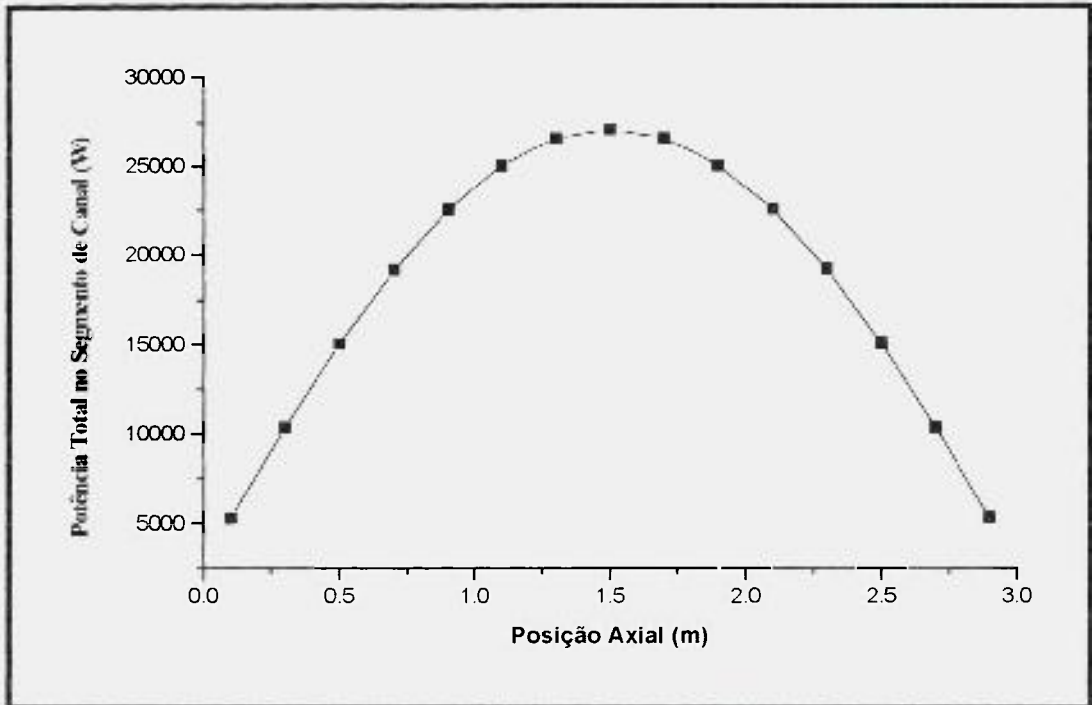


Figura 5.2 – Distribuição de Potência na Placa Combustível ao Longo do Canal

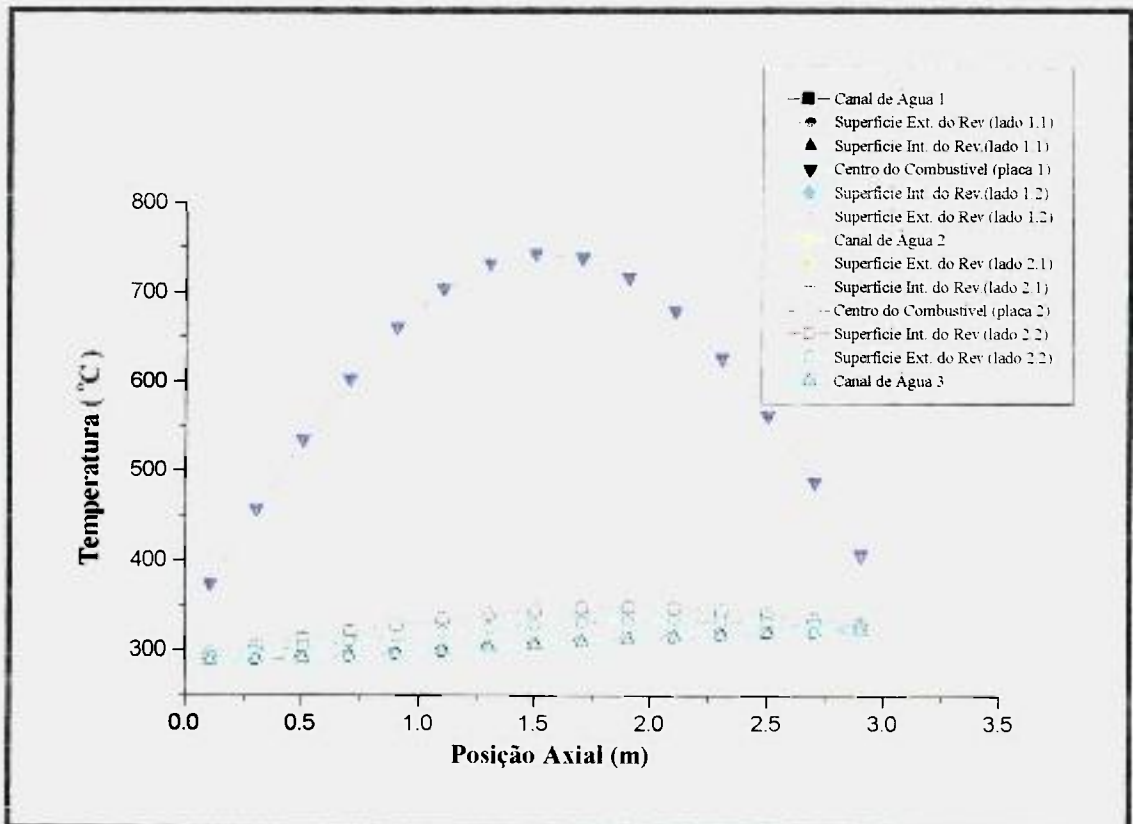


Figura 5.3 – Distribuição de Temperatura ao Longo dos Canais sem Bloqueio

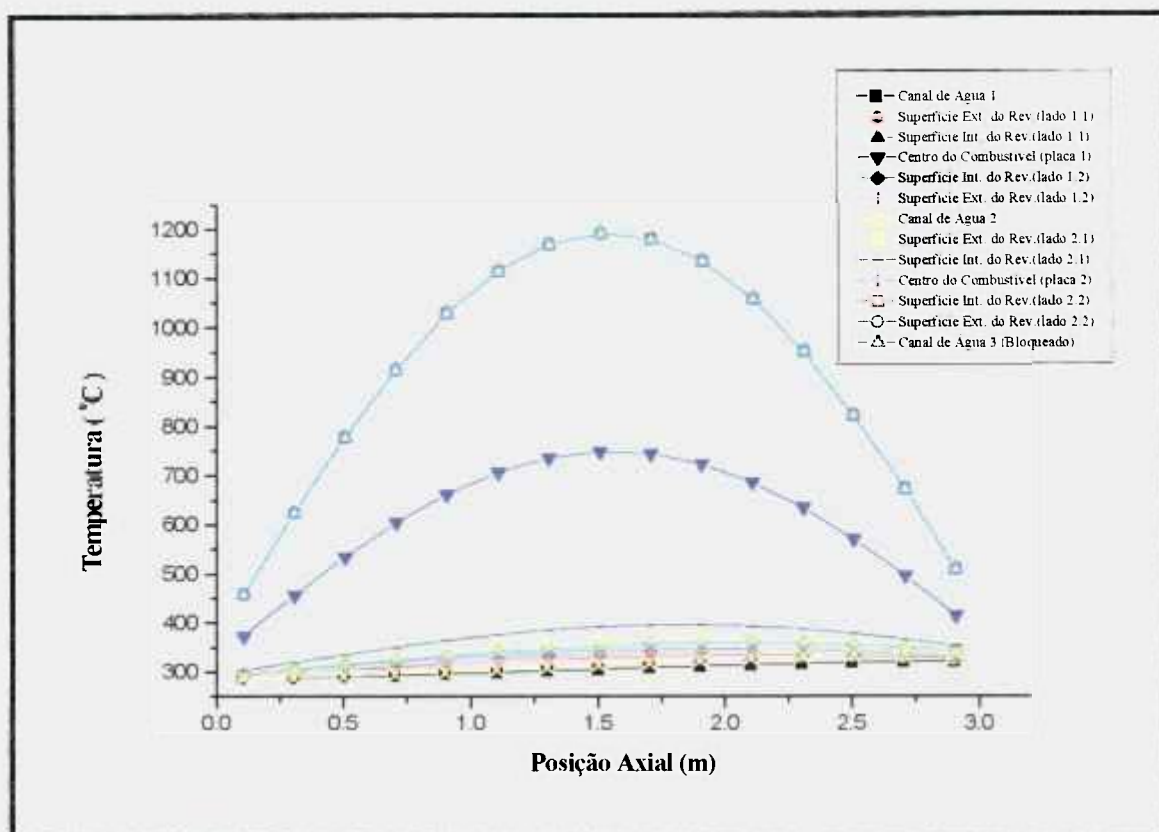


Figura 5.4 – Distribuição de Temperatura ao Longo dos Canais com Bloqueio no Canal 3

Nota-se que há um aumento de temperatura significativo no combustível e revestimento do lado bloqueado, placa 2, levando a valores próximos a 1200 °C. No canal interno foi mantida a refrigeração da placa, sendo que na superfície da placa não houve um grande aumento de temperatura. A temperatura da água nesta superfície ficou abaixo da saturação. As temperaturas na placa 1 e canal 1 se apresentaram com valores maiores, mas compatíveis com a nova situação de transferência de calor. Isto indica que a ocorrência de um bloqueio de canal (efeito de *LOCA* local) levaria a danos nas placas combustíveis onde houvesse o bloqueio, já que a refrigeração através do canal adjacente não diminuiu a temperatura da superfície da placa no canal bloqueado. Haveria uma grande deformação da placa devido ao gradiente térmico existente através da sua espessura (~300 °C/mm).

A Figura 5.5 apresenta a hipótese em que há uma abertura na metade do comprimento axial da placa. É assumido que as vazões nos canais não bloqueados sejam idênticas ao caso anterior (de canal não bloqueado). No canal 3 é suposto haver bloqueio na primeira metade da placa e não bloqueio a partir deste ponto, sendo assumida a mesma vazão

que nos canais adjacentes não bloqueados, ou seja, reestabelecimento de vazão no canal. Foi assumida no canal de água, neste ponto médio, a mesma temperatura, que a do canal vizinho. Nota-se, na figura, que há uma “aderência” da temperatura da placa, a partir da retomada da refrigeração do canal, à temperatura da placa na condição sem bloqueio. Isto indica que, se for restabelecida a condição de refrigeração, as temperaturas serão próximas às da condição sem bloqueio (no segmento posterior ao segmentado bloqueado).

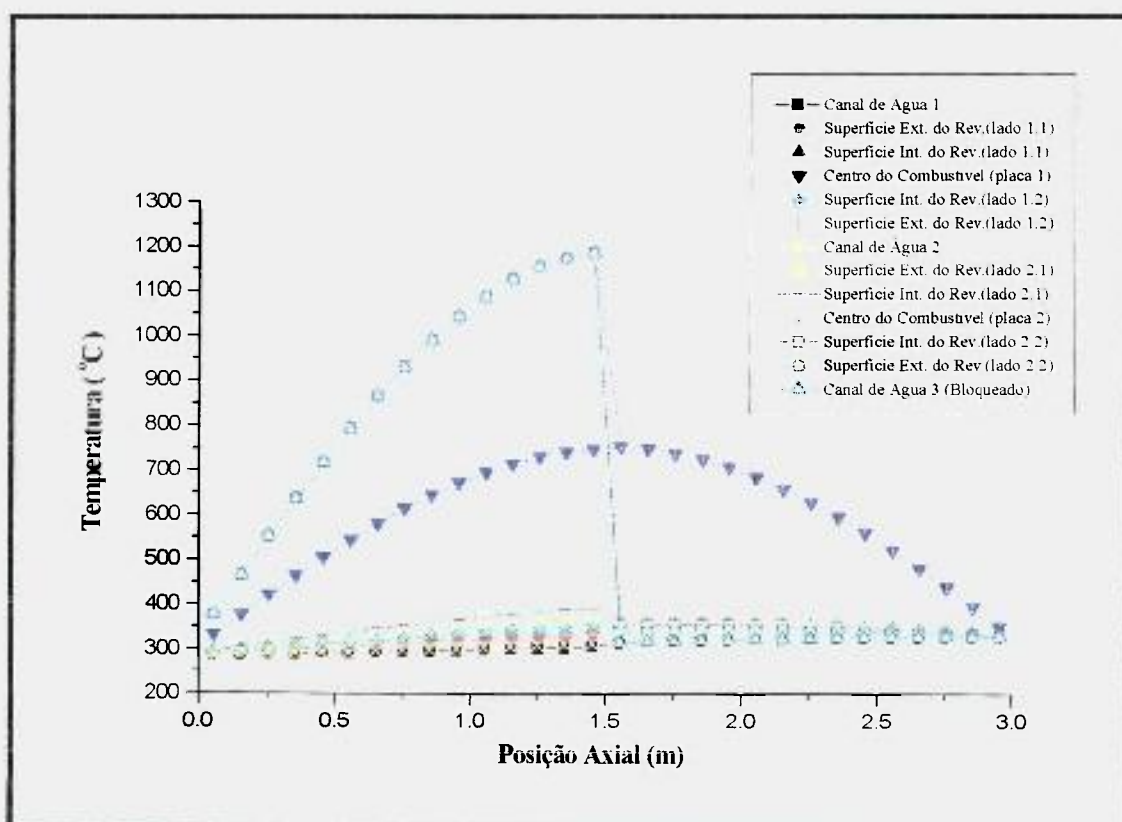


Figura 5.5 – Distribuição de Temperatura ao Longo dos Canais com Bloqueio no Canal 3 e Abertura na Metade da Altura da Placa

Na Figura 5.6 repete-se o mesmo caso anterior, fazendo, no entanto, com que a vazão de água nos três canais, a partir da metade do comprimento axial (segmento sem bloqueio), seja 2/3 da vazão anterior. Ou seja, as vazões dos canais 1 e 2 são redistribuídas para o canal 3. Nota-se que se mantém a “aderência” da curva de temperatura ao caso inicial sem bloqueio, sendo que o aumento de temperatura dos canais, devido à diminuição de vazão, foi pequeno (~ 10 °C) em relação ao caso anterior.

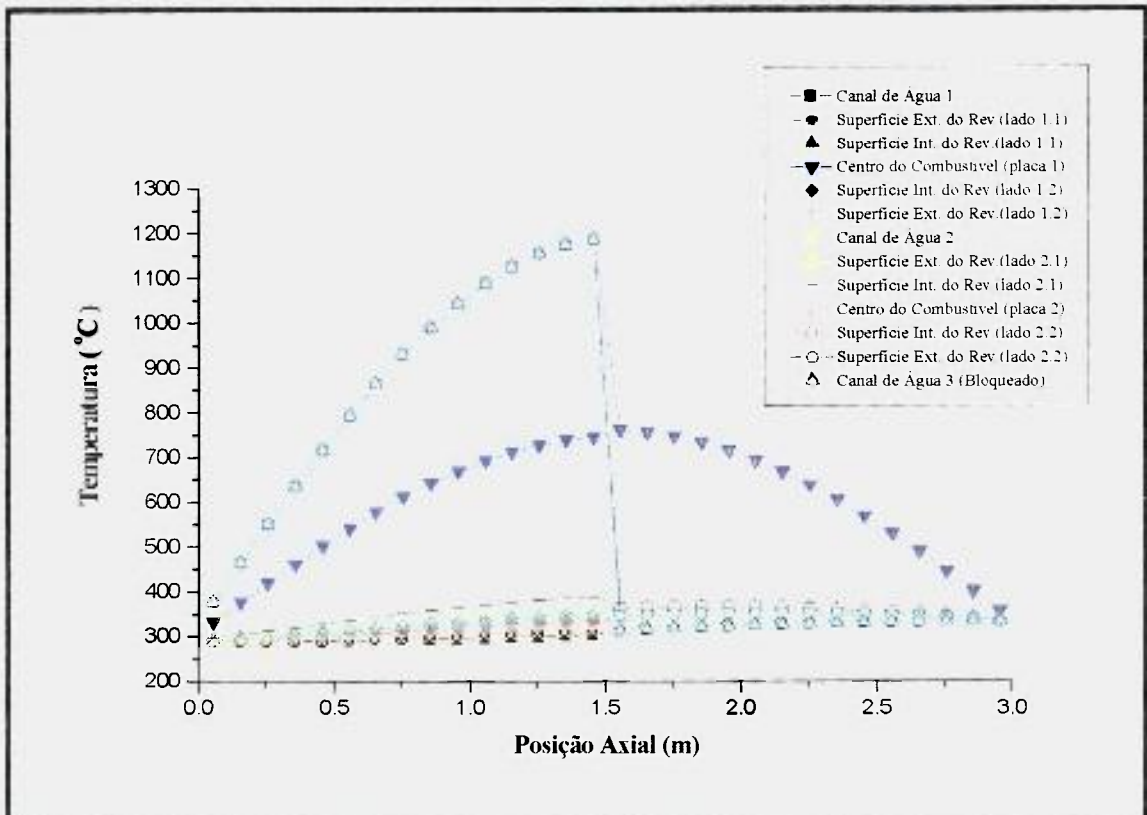


Figura 5.6 – Distribuição de Temperatura ao Longo dos Canais com Bloqueio no Canal 3 e Abertura na Metade da Altura da Placa, Vazão 2/3 da Original

A Figura 5.7 apresenta o mesmo caso de bloqueio do canal 3, mas agora assumindo uma abertura a 1/3 da altura da placa. A hipótese é que a vazão seja restabelecida no canal no mesmo nível que antes do bloqueio. Nota-se, novamente, uma “aderência” da distribuição de temperatura, após a região de bloqueio, à distribuição de temperatura da situação sem bloqueio. No entanto, as temperaturas máximas na placa, na região de bloqueio, são menores, já que a potência dissipada no segmento bloqueado é menor.

Se estas simulações forem estendidas para situações com maiores números de aberturas axiais, será verificado que as temperaturas da placa num canal bloqueado serão próximas às temperaturas da placa sem bloqueio. A temperatura máxima da placa bloqueada será dependente do tamanho axial do segmento assumido e da potência dissipada no segmento bloqueado. O limite desta simulação seria a hipótese de canal aberto, onde haveria completa redistribuição do fluido refrigerante ao redor da zona de canal bloqueada.

Deve-se destacar que esta simulação realizada induz ao conceito intuitivo de melhoria das condições de segurança do combustível tipo placa segmentado em relação ao

não segmentado. Cálculos precisos que levem em conta escoamento bifásico, gradientes de pressão, geometria tridimensional, etc. devem ser realizados para melhor quantificar a magnitude dos valores aqui apresentados. No entanto, isto foge ao escopo deste trabalho, sendo proposto este estudo como trabalho de pesquisa a ser desenvolvido.

É importante mencionar que o conceito de placa combustível segmentada permite, quando houver um bloqueio de canal local, levar rapidamente a uma nova condição de transferência de calor para os segmentos não bloqueados do mesmo canal. Não resolve o problema no local do bloqueio. No entanto, esta segmentação adiciona segurança ao projeto do combustível.

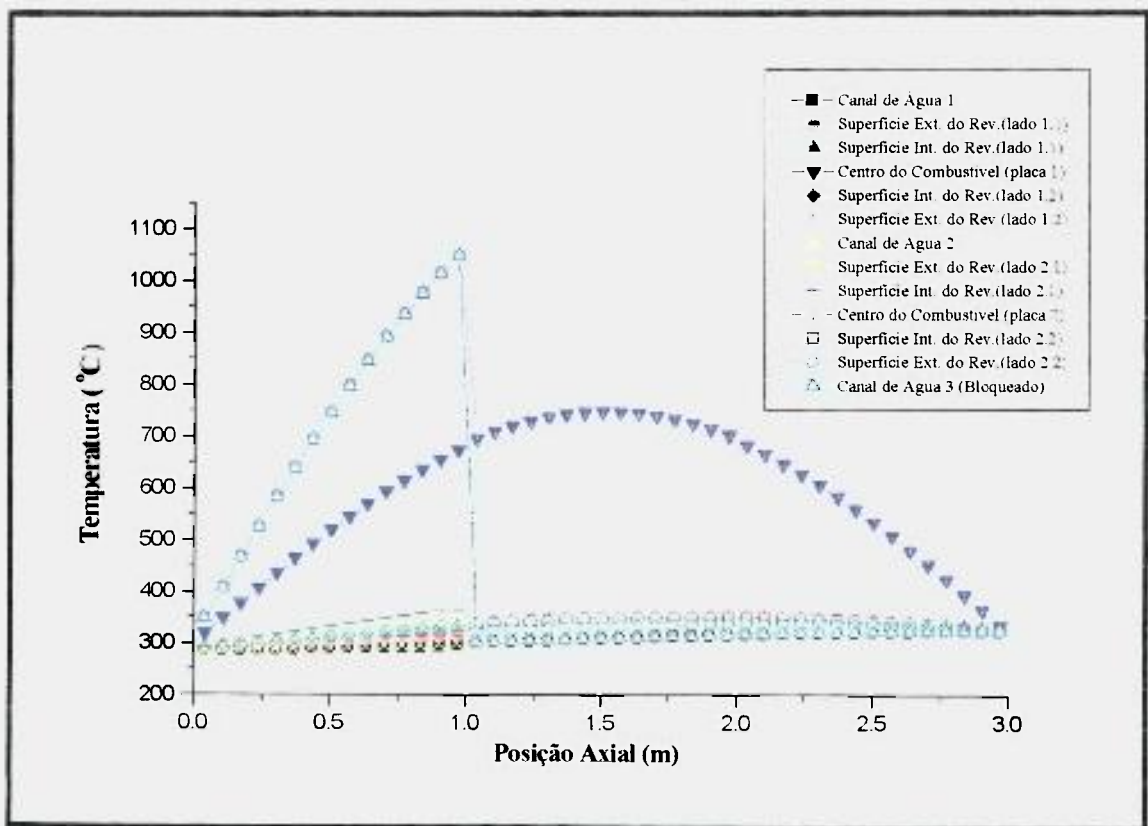


Figura 5.7 – Distribuição de Temperatura ao Longo dos Canais com Bloqueio no Canal 3 e Abertura a 1/3 da Altura da Placa

5.2 *Elemento Combustível Tipo Placa de UO₂*

A proposta do elemento combustível tipo placa de UO₂ deve incorporar os requisitos discutidos neste trabalho para atender, de forma adequada, ao núcleo de um reator avançado.

O critério geométrico adotado nesta proposta é que a dimensão externa do elemento combustível tenha a mesma dimensão que o elemento tipo vareta 17x17 da Westinghouse proposto para o projeto AP600. A barra de controle/segurança e o elemento de veneno queimável heterogêneo devem ser inseridos no interior do elemento combustível e devem ter compatibilidade com as guias da barra de controle do elemento combustível tipo vareta. Estes critérios levam a que os internos do reator, tanto inferiores como superiores, sejam os mesmos para qualquer tipo de núcleo, ou seja, núcleo com elementos combustíveis tipo vareta ou núcleo com elementos combustíveis tipo placa. Desta forma, não há alteração mecânica no vaso do reator.

Outro critério a seguir é que o combustível proposto deve substituir com vantagem o combustível tipo vareta. Nas análises do capítulo 3 mostrou-se que plaquetas de UO₂ espessura de 4 mm não atendiam adequadamente ao critério de mínimo DNBR (MDNBR). Haveria necessidade de diminuir a espessura e aumentar o número de placas. A espessura de plaqueta de UO₂ de 3,6mm e um subconjunto com 22 placas atende a este critério, ou seja, o MDNBR é da mesma ordem do combustível vareta 17X17 do AP600. Esta nova dimensão da plaqueta de UO₂ mantém as mesmas conclusões do capítulo 3 sobre as maiores margens térmicas no que se refere à energia armazenada.

A concepção mecânica do elemento combustível deve incorporar a característica de placa combustível segmentada, pois, como visto no item 5.1, agrega segurança ao projeto. O segmento axial adotado foi de 30,5cm (~1ft), que padroniza o comprimento ativo para cada reator (AP600, ANGRA I usam 12 ft). O espaçamento entre placas deve ser tal que permita a redistribuição de vazão entre canais. Foi adotado um espaçamento de 10mm, que corresponde ao dobro do canal de refrigeração. Da mesma forma, os canais de refrigeração entre placas combustíveis não devem ser fechados nas laterais. A Figura 5.8 apresenta o esquema do elemento combustível tipo placa de UO₂ proposto para o reator avançado.

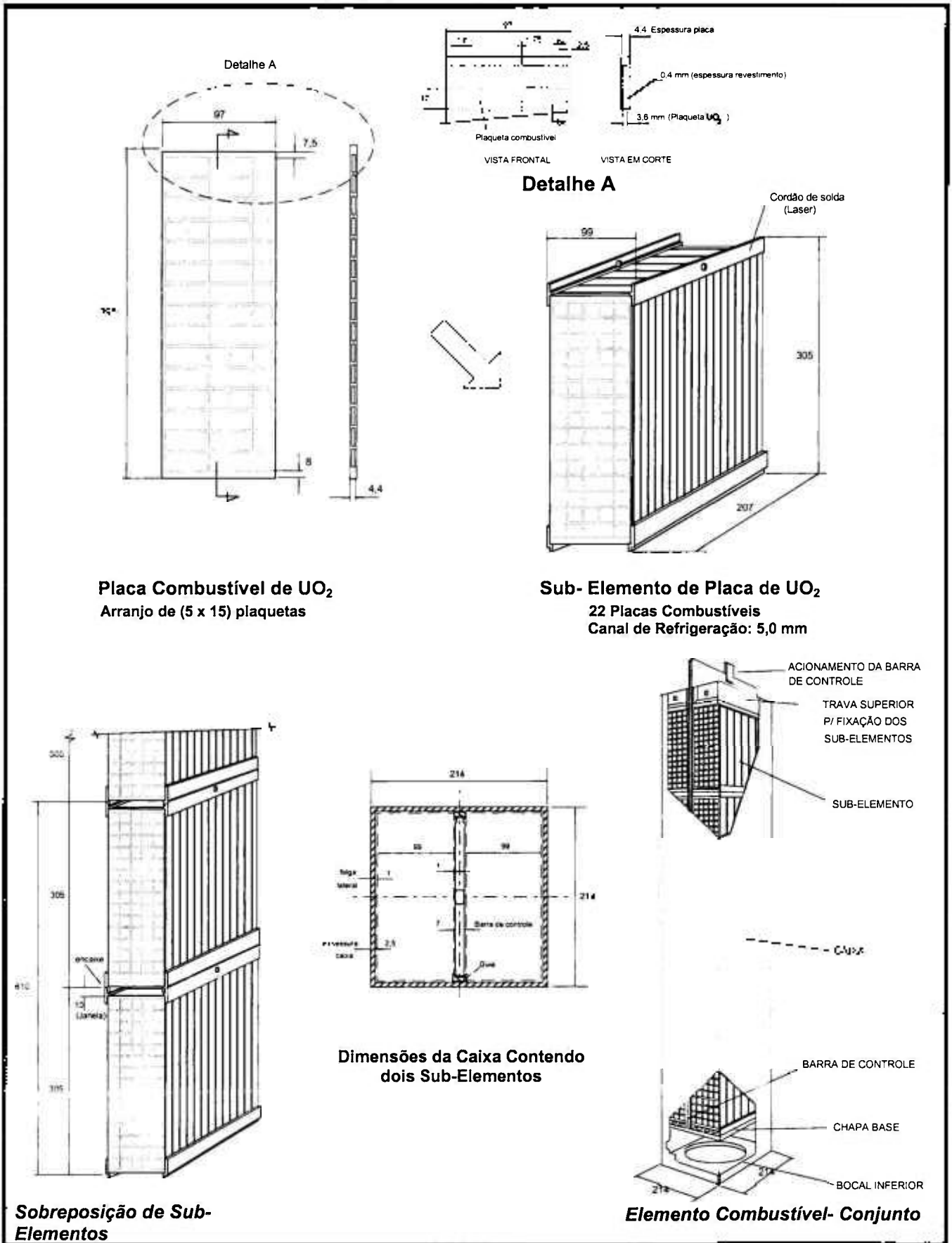


Figura 5.8 – Esquema Básico do Elemento Combustível Tipo Placa de UO_2

É importante mencionar que a segmentação das placas combustíveis traz vantagens adicionais ao projeto do reator. Três pontos são relevantes de destaque: facilidade de fabricação; possibilidade de reaproveitamento de segmentos para novas recargas; armazenagem compacta e facilidade de transporte do combustível irradiado.

A unidade fabril básica de um combustível tipo placa é a própria placa combustível. Quanto menor esta placa, menor é o porte dos equipamentos e componentes necessários à sua montagem. O processo de montagem da placa combustível de UO_2 emprega solda laser e solda por difusão. A soldagem a laser requer atmosfera de argônio de forma a não oxidar o zircaloy. Quanto maior a placa, maior terá que ser o dispositivo para manter a atmosfera controlada. A solda por difusão requer um equipamento tipo HIP (*Hot Isostatic Pressure*). Quanto maior a placa, maior o comprimento útil do forno do HIP. Padronizando a placa em um segmento básico pequeno (<30 cm), a unidade fabril fica de fácil manuseio e execução. A padronização do subconjunto de placas leva a uma montagem final do elemento combustível, que só depende da altura total desejada. O controle de qualidade também será facilitado e os refugos de processo serão relacionados às pequenas quantidades de material do segmento de placa.

A queima do combustível não é uniforme ao longo de sua altura. As extremidades axiais possuem queima média bem inferior à queima média no meio do elemento combustível. A possibilidade de reutilização de partes do combustível queimado pode trazer um fator de economia ao ciclo de recargas. Também a possibilidade de utilizar diferentes zonas de enriquecimento ou de veneno queimável nos segmentos axiais pode levar à otimização de queimas no reator. O elemento combustível é formado por um número determinado de subconjuntos de placas que podem ser removidas, independentemente, na piscina de estocagem do combustível irradiado. O elemento combustível deve possuir o bocal de extremidade superior que seja removível, para permitir o manuseio e a remoção dos subconjuntos de placas.

A possibilidade de desmontar o elemento combustível na piscina de armazenagem de combustível irradiado, removendo subconjuntos de placas de pequena dimensão, possibilita a transferência destes para armazenagem a seco (após períodos de decaimento ~7 a 10 anos), como realizado em reatores tipo CANDU. O fato de serem de pequena dimensão facilita por demais o manuseio e o tamanho das blindagens de transporte envolvidas.

5.3 *Verificação da Reatividade do Núcleo com Combustível Tipo Placa de UO₂*

É realizada uma comparação da reatividade entre o núcleo com placa combustível de UO₂, como proposto no item 5.2, e o núcleo vareta para o AP600. Isto permite verificar se o combustível proposto é adequado, neutronicamente, para substituir o núcleo de vareta do projeto original.

O cálculo realizado utilizou geometria tridimensional, com simetria de 1/8 do núcleo, homogeneizando cada elemento combustível. Foram utilizadas 16 sub-regiões no plano e 6 regiões axiais por elemento combustível. Foram assumidos 6 nós no plano e 6 axiais para o refletor. Foi utilizado o programa HAMMER-TEC ^[96] para preparação das seções de choque macroscópicas, e o programa CITATION ¹⁰⁹ para cálculo da reatividade ao longo da queima. No cálculo de seção de choque foi considerada a região extra de água e materiais estruturais dos elementos combustíveis. Foi assumido núcleo sem barras de controle, sem distribuição axial de temperatura (temperatura uniforme no combustível e moderador), e não foi utilizado veneno queimável. O enriquecimento do núcleo vareta é aquele dado pelo projeto AP600, para o primeiro carregamento (núcleo novo). Não foi utilizado o refletor de água-aço inox do AP600, foi somente assumido refletor de água. O enriquecimento do combustível tipo placa foi tal que a quantidade de ²³⁵U no elemento combustível fosse próximo ao elemento combustível de vareta.

É importante realçar que a análise foi feita para núcleo limpo sem veneno queimável, sendo verificado somente o aspecto diferencial dos tipos de combustíveis (placa e vareta). Como o combustível base dos dois tipos é o UO₂, o sistema de veneno queimável será o mesmo, ou seja, se for homogêneo será Gd₂O₃ ou Zr₂B diluído no próprio UO₂. Se for veneno queimável heterogêneo, eles serão B₄C-Al₂O₃ ou Silicato de boro colocados na posição destinada às barras de controle.

A Figura 5.9 apresenta o núcleo base com as zonas de enriquecimento utilizadas.

A Figura 5.10 apresenta a variação de k efetivo com o tempo de queima. Verifica-se nesta figura que a reatividade inicial do núcleo placa é ligeiramente inferior à do núcleo vareta. Ao longo do tempo, a variação de k efetivo é menor para placa que para vareta, mas o tempo total de queima, para atingir k efetivo igual a unidade, é praticamente idêntico.

1	2	1	2	1	1	3
2	1	2	2	2	1	3
1	2	1	2	1	3	3
2	2	2	1	2	1	3
1	2	1	2	3	3	
1	1	3	1	3		
3	3	3	3			

	Enriquecimento (%)		
	Zona 1	Zona 2	Zona 3
Vareta	2,0	2,5	3,0
Placa 3,6 mm	2,3	2,8	3,3

Figura 5.9 – Núcleo do AP600 para Análise Neutrônica (simetria 1/4)

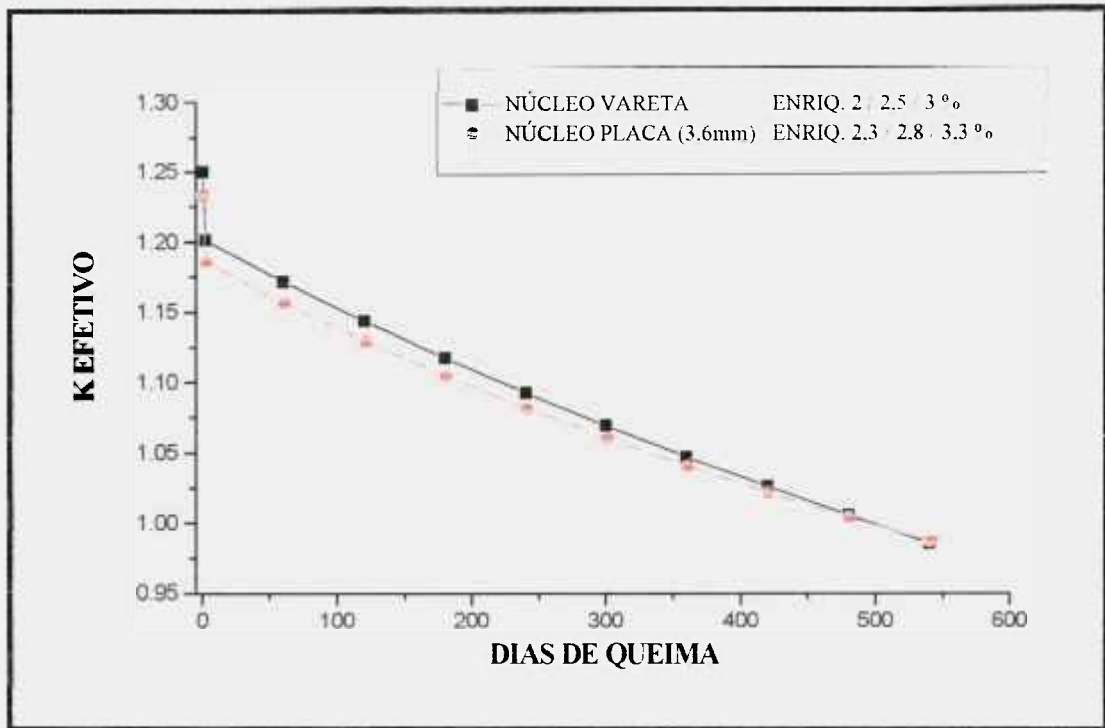


Figura 5.10 – Variação de k efetivo ao Longo da Queima

As diferenças na reatividade inicial e nas variações desta ao longo do tempo devem-se ao fato de que a célula unitária tipo placa está mais submoderada que a célula vareta, sendo seu coeficiente de reatividade de moderador mais acentuado ao longo da queima. O fato de ser menos reativo no início de vida, leva a uma necessidade de veneno queimável, ou boro solúvel no refrigerante, menor para o combustível tipo placa proposto. Da figura se conclui que o elemento combustível tipo placa proposto substitui adequadamente o combustível tipo vareta.

A Figura 5.11 apresenta a distribuição média axial de potência para o núcleo tipo placa. Verifica-se que há uma uniformização axial da potência ao longo da queima. A Figura 5.12 apresenta a distribuição de queima para um combustível de cada zona de enriquecimento. Verifica-se que, da mesma forma da distribuição de potência axial, há uma uniformização da queima ao longo da altura. No entanto, as extremidades axiais possuem queimas quase 50% inferiores ao valor médio. Isto reforça a idéia de reutilização dos segmentos extremos do elemento combustível. Neste caso, observado do AP600, a reutilização atingiria dois segmentos, correspondendo a 16,6% de reaproveitamento (2/12) para mais um ciclo.

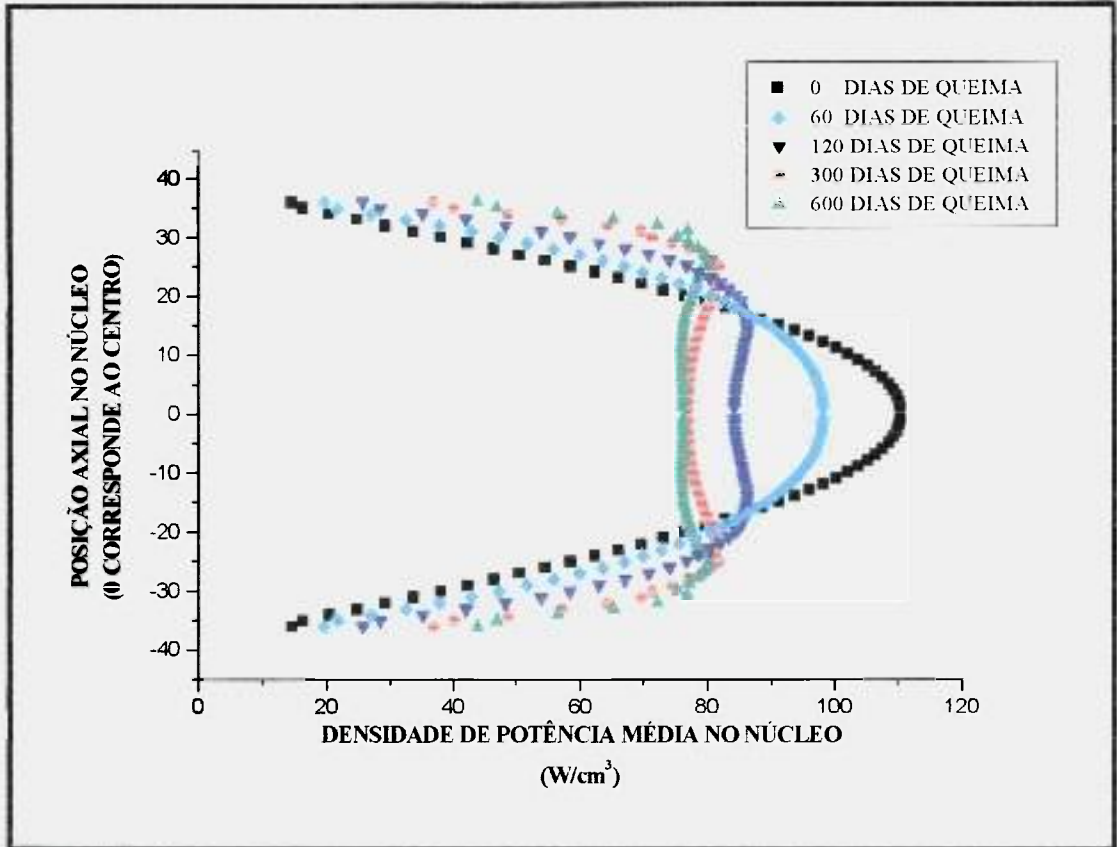


Figura 5.11 – Distribuição de Potência Axial Média no Núcleo com EC tipo Placa

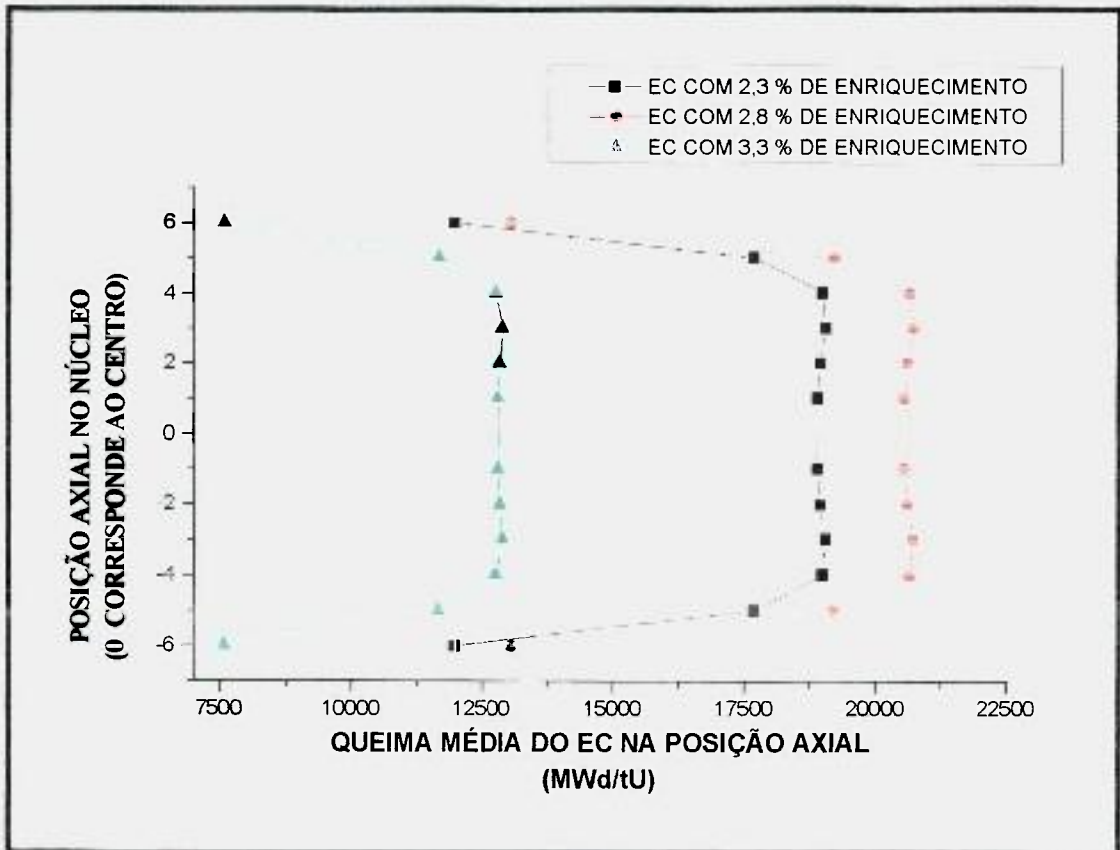


Figura 5.12 – Distribuição de Queima Axial Média no EC tipo Placa para 540 dias

5.4 Definição do Nível de Potência para Núcleos Tipo Placa de UO_2

No item 5.2 foi definido o elemento combustível tipo placa de UO_2 e verificado, no item 5.3, que ele atende e substitui, neutronicamente, o elemento combustível tipo vareta. Foi visto no item 3.4 que a queima máxima para o combustível tipo placa de UO_2 era de 30.000 MWd/tU para densidades de potência acima de 1000 W/cm^3 , e de 50.000 MWd/tU para densidades inferiores a 700 W/cm^3 . Foi visto também no capítulo 3 que o critério R3 do EPRI estabelece um tempo para recargas de 24 meses.

O item 5.3 mostra que a reatividade do elemento combustível tipo placa se comporta à semelhança do combustível vareta, onde o tempo máximo entre recargas dependeria do enriquecimento e veneno queimável da célula combustível. Portanto, não haveria limitação, neutronicamente, para ser atingido o tempo de 24 meses entre recargas. Está sendo assumido que cada combustível deve permanecer 3 ciclos dentro do reator. O que realmente limitaria esse tempo total e número de ciclos de permanência do combustível no reator seria a queima máxima permitida para o combustível.

A Tabela 5.1 estabelece uma base de comparação para a queima entre várias potências de reatores avançados. A quantidade de combustível é estabelecida para cada potência de reator, de forma a manter as densidades de potência compatíveis às características de segurança passiva. A altura ativa de cada núcleo está estabelecida em termos de múltiplos dos subconjuntos de placas definidos em 5.2. A seção transversal do elemento combustível é mantida constante para todos os núcleos. Da tabela pode-se verificar que, quanto menor a potência total do reator, menor é a densidade de potência no combustível. Portanto, quanto menor a potência do reator, maior é o tempo que o combustível pode permanecer no reator para a mesma queima limite. Estão anotadas, na tabela, queimas para ciclos de 13, 18 e 24 meses. Dos valores obtidos pode-se concluir que combustível tipo placa de UO_2 atende ao critério R3 do EPRI para potências inferiores a 200 MW, ou seja, reator de pequeno porte. Para potências intermediárias, reatores de médio porte ($< 900 \text{ MW}$), combustível tipo placa de UO_2 atende a três ciclos de 18 meses. Para reatores de grande porte ($> 900 \text{ MW}$ e $< 1800 \text{ MW}$), combustível tipo placa de UO_2 atende a 3 ciclos de 13 meses.

Cabe ressaltar que, para reatores de pequeno e médio porte, a operação normal do reator deve ser em seguimento de carga, sendo que o fator de capacidade de operação deve

ser, provavelmente, inferior a 80%. Logo, os tempos reais entre recargas serão maiores que os tempos supostos a plena potência (24 e 18 meses, respectivamente).

Tabela 5.1 – Dados Comparativos para Diferentes Potências de Reatores com Combustível tipo Placa de UO_2

Características	Potência Térmica do Reator (MW)						
	50	100	200	300	600	900	1812
Número de EC's	21	32	45	57	76	97	145
Segmentos Axiais	4	5	6	7	9	10	12
Altura Ativa Total (cm)	122,0	152,5	183,0	213,5	274,5	305,0	365,76
Altura Ativa Real (cm)	102,0	127,5	153,0	178,5	229,5	255,0	306,0
Área Superficial do EC (cm^2)	76296	95370	114444	133518	171666	190740	228888
Volume do EC (cm^3)	56374	70493	84592	98690	126888	140986	169073
Diâmetro Médio Equivalente do Núcleo (cm)	111,2	137,2	162,7	183,2	211,5	238,9	292,1
Relação Diâmetro / Altura Ativa	0,91	0,90	0,89	0,86	0,77	0,78	0,80
Potência Média no Núcleo (W/cm^3)	42,2	44,3	52,5	53,3	62,2	65,8	74,0
Potência Linear Média na Placa (W/cm^3)	530	557	660	670	782	827	928
Fluxo de Calor Médio na Placa (W/cm^2)	31,20	32,77	38,83	39,42	45,99	48,64	54,60
Densidade de Potência Média no Comb. (W/cm^3)	173,4	182,0	215,7	219,0	255,5	270,2	303,3
Densidade de Potência Máxima no Comb. ($Fq=2.4$) (W/cm^3)	416,2	436,8	517,7	525,6	613,2	648,5	727,9
Potência / EC (MW)	2,381	3,125	4,444	5,263	7,895	9,278	12,497
Potência / EC / cm (MW)	0,0195	0,0205	0,0243	0,0247	0,0288		
Potência real / EC / cm (MW)	0,0233	0,0245	0,0290	0,0295	0,0344	0,0364	0,0408
Massa de UO_2 / EC (Kg)	142,24	177,80	213,36	248,92	320,04	355,60	426,72
Massa de U / EC (Kg)	125,38	156,73	188,07	219,42	282,12	313,46	376,15
MW/tU (médio)	18,99	19,94	23,63	23,99	27,98	29,60	33,22
MWd/tU – 13 meses	7406	7777	9216	9356	10912	11544	12956
MWd/tU – 18 meses	10255	10767	12760	12952	15112	15983	17940
MWd/tU – 24 meses	13673	14357	17014	17273	20146	21312	23918
Limite	3ciclos 24 meses	3ciclos 24 meses	3ciclos 24 meses	3ciclos 18 meses	3ciclos 18 meses	3ciclos 18 meses	3ciclos 13 meses

6 CONCLUSÕES

Foi apresentada, neste trabalho, uma discussão sobre o núcleo de reator PWR avançado adequado ao conceito de segurança passiva.

Foi apresentado, inicialmente, um esquema de abordagem e infra-estrutura de projeto e desenvolvimento de tecnologia de combustíveis nucleares, expondo o desenvolvimento realizado pela Divisão de Engenharia do Núcleo do IPEN/CNEN-SP.

Foram realizadas análises mostrando a diferença entre diversos tipos de combustíveis, à base de ligas, dispersões e óxidos de urânio, para utilização no núcleo de reatores PWR. A avaliação comparativa foi baseada nos critérios do EPRI para reatores LWR avançados. Dessa análise comparativa foi concluído que combustíveis de UO_2 são os mais adequados, tanto na forma de vareta como na forma de placa combustível.

Foram apresentados experimentos de análise pós-irradiação que justificam o melhor comportamento, em termos de liberação de produtos de fissão, de combustíveis tipo placa comparados a combustíveis tipo vareta.

Foi apresentado o desenvolvimento nacional do combustível tipo placa de UO_2 e a experiência de irradiação de uma miniplaca no reator IEA-R1 do IPEN/CNEN-SP, mostrando a viabilidade técnica de produção e utilização desse tipo de combustível.

Foi proposto um combustível tipo placa de UO_2 , com característica inovadora de segmentação de placa combustível ao longo do comprimento ativo, que traz benefícios à segurança operacional, à fabricação seriada, à economia de ciclo de recargas, e à armazenagem e transporte dos combustíveis irradiados.

A conclusão comparativa entre o combustível de UO_2 na forma de placa e vareta é: a forma de placa garante limites térmicos mais adequados, maior flexibilidade operacional em seguimento de carga e possui maior potencial de baixa liberação de produtos de fissão, sendo, no entanto, limitado o tempo de permanência no reator comparado à vareta.

A forma de vareta também atende aos critérios do EPRI, mas não garante, em sua totalidade, o critério de flexibilidade operacional em seguimento de carga, podendo sofrer limitações de operação para altas queimas do combustível. Combustível tipo vareta de UO_2 é o que dispõe da maior experiência operacional e maior queima garantida nos reatores de potência de geração de energia elétrica.

Finalmente, foi concluído que combustível tipo placa de UO_2 é mais aplicável a reatores de pequeno porte (< 200MW). Sua aplicação também é recomendada para reatores de médio porte (<900 MW), tendo restrições, no entanto, ao período de recargas para 18 meses no máximo. Para reatores de grande porte, como o AP600, combustíveis tipo vareta de UO_2 são os de melhor indicação.

São propostos os seguintes temas para aprofundamento e continuidade deste trabalho:

- i) análise termohidráulica detalhada do conceito de segmentação de placas combustíveis;
- ii) análise neutrônica detalhada do incremento local de reatividade e densidade de potência para o conceito de segmentação de placa combustível;
- iii) detalhamento mecânico, especificação detalhada e análise de tensões do elemento combustível tipo placa de UO_2 proposto;
- iv) continuação dos experimentos de irradiação e análise pós-irradiação de miniplacas de UO_2 ;
- v) análise comparativa de custos entre elemento combustível tipo placa e vareta de UO_2 .

ANEXO A- POLÍTICAS E REQUISITOS DO EPRI PARA REATORES LWR AVANÇADOS (ALWR) ^[24]

AI. POLÍTICA A SER ADOTADA NOS PROJETOS LWR

- i. **Simplificação** - Simplificação é fundamental para o sucesso do ALWR. Oportunidades de simplificação devem ser perseguidas com grande prioridade e maior importância nas decisões de projeto do que tem sido dada nas usinas atuais em operação; simplificação deve ser acessada principalmente em relação ao operador da usina.
- ii. **Margem de Projeto** - Da mesma forma que simplificação, margem de projeto é considerada de importância fundamental e deve ser buscada com alta prioridade. Deverá ser dada maior importância do que nas usinas atuais. Margens de projeto que vão além dos requisitos regulatórios não devem ser barganhadas ou erodidas por questões regulatórias.
- iii. **Fatores Humanos** - Considerações sobre fatores humanos devem ser incorporadas em cada etapa do processo de projeto do ALWR. Melhorias significativas devem ser feitas no projeto da sala de controle.
- iv. **Segurança** - O projeto do ALWR deve atingir excelência na segurança de forma a proteger o público, o pessoal da usina e o investimento da usina. Deve ser dada ênfase na prevenção do acidente e também ênfase adicional na sua mitigação. O desempenho da contenção durante acidente severo deve ser analisada de forma a garantir que existe margem adequada de contenção.
- v. **Bases de Projeto versus Margem de Segurança** - O projeto do ALWR deve incluir tanto requisitos de projeto de segurança quanto requisitos de margem de segurança. Requisitos de projeto de segurança (referenciados como Bases de Licenciamento de Projeto) são necessários de forma a cumprir as normas do NRC com métodos que sejam conservativos e básicos de licenciamento. Requisitos de Margem de Segurança (referenciados como Bases de Margem de Segurança) são dispositivos iniciais do Proprietário da Usina que levam a uma proteção do investimento e prevenção de acidente severo e mitigação numa base realística (*best estimate*).
- vi. **Estabilização Regulatória** - O Licenciamento do ALWR deve ser garantido resolvendo-se questões de licenciamento pendentes, revendo-se apropriadamente os requisitos regulatórios, estabelecendo-se provisões aceitáveis para acidentes severos, e alcançando uma consistência de projeto com os requisitos regulatórios.
- vii. **Padronização** - Os requisitos do ALWR devem constituir uma base técnica que seja a forma de padronizar projetos de usinas ALWR.
- viii. **Tecnologia Comprovada** - Tecnologia comprovada deve ser empregada em tudo no projeto ALWR de forma a minimizar os riscos do proprietário da usina, controlar os custos, tirar proveito da experiência existente na operação de

LWR e garantir que um protótipo da usina não seja requerido. Tecnologia comprovada é aquela que foi demonstrada claramente com sucesso em plantas LWR ou em outras indústrias, tais como petroquímica e química.

- ix. **Manutenção** - O ALWR deverá ser projetado com facilidade de manutenção, de forma a reduzir custos de operação e manutenção, reduzir doses ocupacionais e facilitar o reparo ou troca de equipamentos.
- x. **Construção** - O cronograma de construção do ALWR deve ser melhorado substancialmente sobre os das usinas atuais e deve possuir uma base de confiança para o investidor através do uso da aproximação "projetado para construir" e "engenharia completa" antes do início da construção.
- xi. **Garantia da Qualidade** - A responsabilidade pelo trabalho de projeto e construção com alta qualidade está sob a responsabilidade de gerenciamento das organizações que projetam e constroem a usina.
- xii. **Economia** - O ALWR deve ser projetado de forma a ter uma vantagem econômica significativa sobre outras alternativas de usinas, tanto no curto prazo (10 anos) quanto no ciclo de vida da usina.
- xiii. **Proteção contra Sabotagem** - O projeto deve ter resistência inerente à sabotagem. Proteção adicional contra sabotagem deve ser obtida através da integração de arranjos da planta e configuração dos sistemas com o projeto de segurança da usina.
- xiv. **Boa Vizinhança** - O ALWR deverá ser projetado para ser um bom vizinho para o meio ambiente e população próxima, minimizando a liberação de produtos químicos e radioativos.

A2. REQUISITOS DE PROJETO

A2.1 Requisitos Gerais de Projeto

- i. **Tamanho e Tipo da Usina** - PWR ou BWR, aplicáveis até o tamanho de 1350 MWe:
 - ALWR evolucionário - tamanho de referência: 1200 - 1300 MWe por usina;
 - ALWR passivo - tamanho de referência: 600 MWe por usina.
- ii. **Conceito de Sistema de Segurança** - Conceitos simplificados de sistemas de segurança:
 - ALWR evolucionário - sistemas ativos simplificados e desenvolvidos;
 - ALWR passivo - sistemas passivos; não são requeridos sistemas relacionados à segurança com acionamento elétrico.

- iii. **Tempo de Vida Útil da Usina** - 60 anos.
- iv. **Filosofia de Projeto** - Simples, resistente, grande margem de projeto, baseado em tecnologia demonstrada, não é requerida uma usina protótipo.
- v. **Local da Usina** - Deve ser aceita em qualquer local disponível dos Estados Unidos. Sismo de Desligamento Seguro (SSE) de 0,3g.

A2.2 Proteção da Segurança e do Investimento

- i. **Resistência a Acidente** - Projetar dispositivos que minimizem a ocorrência e gravidade de eventos inicializadores, tais como:
 - margem térmica do combustível $\geq 15\%$;
 - resposta mais lenta da usina para condições faltosas, através de dispositivos tais como o aumento do inventário de refrigerante;
 - uso dos melhores materiais disponíveis.
- ii. **Prevenção de Dano ao Núcleo** - Projetar dispositivos que previnam o início de eventos que levem ao ponto de dano ao núcleo.
- iii. **Frequência de Dano ao Núcleo** - Demonstrar por análise probabilística de risco que a frequência de dano ao núcleo é inferior a 10^{-5} por reator ano.
- iv. **Proteção a LOCA** - Inexistência de dano no combustível para rupturas de até 6 polegadas.
- v. **Tempo de Blackout da Usina com Refrigeração do Núcleo** - Mínimo de 8 horas para ALWR evolucionário, indefinido para ALWR passivo.
- vi. **Ação do Operador** - Para ALWR passivo, nenhum limite regulatório para proteção do núcleo deve ser excedido por pelo menos 72 horas, assumindo não haver qualquer ação do operador para eventos da Base de Projeto de Licenciamento e incluindo perda total de energia AC.
- vii. **Frequência e Conseqüência do Acidente Severo** - Deve ser demonstrado por análise probabilística de risco que a dose de corpo inteiro é menor que 25 rem, nos limites da usina, para acidente severo, com uma frequência cumulativa maior que 10^{-6} por ano.
- viii. **Projeto de Contenção** - Prédio de contenção grande e resistente com a pressão de projeto baseada na ruptura da tubulação da Base de Projeto de Licenciamento.
- ix. **Margem de Contenção** - A margem de projeto de contenção deve ser suficiente para manter a integridade da contenção e baixa taxa de fuga durante o acidente severo.

- x. **Termo-Fonte de Licenciamento** - Similar, em conceito, ao *Regulatory Guide* existente (TID 14844), mas com frações liberadas, tempos de liberação e forma química tecnicamente mais corretas.
- xi. **Geração de Hidrogênio** - Base de projeto de licenciamento com concentração de hidrogênio menor que 13% na contenção para 75% de oxidação do revestimento da parte ativa.
- xii. **Plano de Emergência** - ALWR passivo deve prever base técnica para simplificação do plano de emergência externo à usina.

A2.3 Desempenho

- i. **Disponibilidade Projetada** - 87%
- ii. **Intervalo para Recargas** - Capacidade para 24 meses.
- iii. **Desligamentos Automáticos não Planejados** -. Menor que 1/ano
- iv. **Manobras** - Seguimento de carga diário
- v. **Rejeição de Carga** - Perda de carga sem *trip* do reator ou da turbina para PWR (de 100% da potência) e BWR (de 40% da potência).
- vi. **Baixo Nível de Produção de Rejeito Radioativo** - Baseado nas melhores usinas existentes.
- vii. **Capacidade de Armazenamento de Combustível Irrradiado**- 10 anos de operação mais um núcleo fora do reator.
- viii. **Exposição Ocupacional à Radiação** - Menor que 100 pessoas rem por ano.
- ix. **Projeto para Operação** - Dispositivos de operação projetados na usina tais como: correção de resposta da usina pelo operador; margens de projeto; ambiente para o operador.
- x. **Projeto para Manutenção** - Dispositivos de manutenção projetados na usina tais como: padronização de componentes; projeto de equipamentos com mínima necessidade de manutenção; previsão de acesso adequado e condições de trabalho adequadas.
- xi. **Acesso a Equipamentos** - Pronto acesso a equipamentos.
- xii. **Reposição de Equipamentos** - Facilidade de reposição de equipamentos, incluindo o gerador de vapor.
- xiii. **Sistemas de Instrumentação e Controle** - Tecnologia avançada, incluindo sistemas baseados em *software*, priorização de alarmes, teste automático, *multiplexing*, e *displays* por computador.

- xiv. **Simplicidade Operacional** - Um único operador capaz de controlar a usina durante operação normal.
- xv. **Estações de Controle** - Engenharia para o homem de forma a dar eficácia ao operador, utilização de mockup, simulação dinâmica e input de operador para projeto.

A 2.4 Projeto de Processo e Construção

- i. **Tempo Total desde a aplicação até a operação comercial:**
 - 1300 MWe ALMR evolucionário em 72 meses no máximo.
 - 600 MWe ALWR passivo em 60 meses no máximo
- ii. **Tempo de Construção desde o primeiro concreto estrutural até a operação comercial:**
 - 1300 MWe ALWR evolucionário em 54 meses, no máximo.
 - 600 MWe ALWR passivo em 42 meses, no máximo.
- iii. **Status de projeto no início da Construção** - 90% completo.
- iv. **Projeto e Planos de Construção** - Projetado para simplificação e modularização de modo a facilitar a construção; elaborar um plano integrado de construção com a aceitação do proprietário da usina.
- v. **Integração de Projeto** - Gerenciar e executar o projeto como um processo integrado único.
- vi. **Gerenciamento de Configuração** - Sistema de controle compreensivo de modo a verificar a base de projeto da usina e os agrupamentos e estruturas instaladas.
- vii. **Gerenciamento da Informação** - Sistemas computadorizados de forma a gerar e utilizar uma informação gerencial integrada da usina durante projeto, construção e operação.

A2.5 Economia

- i. **Objetivo de Custo para curto prazo** - ALWR deve ter em torno de 10% de vantagem em custo, nos 10 primeiros anos, comparado a usinas alternativas.
- ii. **Objetivo de Ciclo de Vida** - ALWR deve ter em torno de 20% de vantagem em custo, ao longo de 30 anos de operação, comparado a usinas alternativas.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

1. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Energy, electricity and nuclear power estimates for the period up to 2005*. Vienna: IAEA, July 1989 Edition. (REFERENCE DATA SERIES NO.1).
2. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Nuclear power reactors in the world*. Vienna: IAEA, July 1989 Edition. (REFERENCE DATA SERIES NO.2).
3. THOMAS, S.D. Operating performance of nuclear reactors on non-communist world. *Energy Policy*, Dec.1990.
4. VARLEY, J. Exploring ageing problems and solutions at PLEX91. *Nucl. Eng. Int.*, v. 36, n. 449, p. 33-34, Dec. 1991.
5. TAYLOR, J.J. Improved and safer nuclear power. *Science*, v. 244, p. 318-325, Apr. 1989.
6. GOLAY, M.W.; TODREAS, N.E. Advanced light-water reactors. *Sci. Am.*, p. 82-89, Apr. 1990.
7. KOCOUREK, J. Overview of innovate power reactor concepts. *Nuclear Europe*, 11-12, 1990.
8. BAUMGARTL, B.J.; VIGNON, D. NPI's work on futures reactors. *Nuclear Europe*, 11-12, 1990.
9. MAIORINO, J.R. Reatores Nucleares de Pequeno e Médio Porte, uma opção tecnológica em países em desenvolvimento para a próxima década. In: ANS-LAS MEETING, p.276-307, 1990.
10. MARSTON, T.U; LAYMAN, W.H.; SUGNET, W.R.. Update on the ALWR Program: the future of nuclear power in the USA. *Nucl. Eng. Int.*, v. 36, n. 449, p. 23-25, Dec. 1991.

11. BAUJAT, J.; RAOUL, J.P. Small reactors extend the market for nuclear power. *Nucl. Eng. Int.*, v. 21, n. 251, p.65-69, Dec. 1976.
12. TPS - TRIGA POWER SYSTEM. General Atomics (prospecto).
13. SCHLEICHER, R.W. TRIGA Power System: a passively safe cogeneration unit for electric power and low temperature heat. In: IAEA ADVISORY GROUP MEETING ON SMALL REACTORS FOR LOW-TEMPERATURE NUCLEAR HEAT APPLICATIONS. June 8-12, 1987. (IAEA-TECDOC-463).
14. DETTMER, R. Safe integral reactor. *IEE Rev.*, p. 387-390, Nov. 1989.
15. McINTYRE, B.A. AP600 Design Certification Program. In: ANS ANNUAL MEETING. 1990. *Preliminary Report*.
16. MATZIE, R.A. LONGO, J.; BRADBURY, R.B.; TEARE, K.R.; HAYNS, M.R. Design of the safe integral reactor. In: ANS ANNUAL MEETING. 1990. *Preliminary Report*.
17. TOWER, S.M.; SCHULZ, T.L.; VIJUK, R.P. Passive and simplified system features for the advanced Westinghouse 600 MWe PWR. In: ANS ANNUAL MEETING. 1990. *Preliminary Report*.
18. CORNU, G.; LONGHI, B.; CAMPAN, J.L. France's REP 2000 ALWR program. *Nuclear Europe*, 11-12, 1990.
19. OOSTERKAMP, W.J.; SAWYER, C.D. Transoceanic cooperation on SBWR. *Nuclear Europe*, 11-12, 1990.
20. WEISS, E.H. AP600: Progress toward commercialization. *Nuclear Europe*, 11-12, 1990.
21. HANNERZ, K.; NILSSON, L.; SUNDQVIST, C. PIUS: a new generation of water reactors. *Nuclear Europe*, 11-12, 1990.
22. STEVENSON, D.K. SIR: a Reactor for the new generation. *Nuclear Europe*, 11-12, 1990.
23. CUMO, M. MARS: Italian proposal for inherently safe reactor. *Nuclear Europe*, 11-12, 1990.

24. **Vol.1. EPRI Draft Report** Advanced Light Water Reactor Requirements Document, n. 1, 1990.
25. BOARD, J.A The European Utility Requirements for the next generation of nuclear plant. *Nucl. Eng. Int.*, v. 38, n. 472, p. 37-40, Nov. 1993.
26. BOUTEILLE, F.; SEIDELBERGER, H. The european pressurized water reactor a status report , *Nucl. Eng. Int.*, v. 42, n. 519, p. 14-18, Oct.1997
27. WORLD NEWS. International project examines RBMK safety. *Nucl. Eng. Int.*, v. 36, n. 449, p. 2, Dec. 1991.
28. IGWFPT/33. Ninth Plenary Meeting of the International Working Group on Water Reactor Fuel Performance and Technology. Vienna, 2-4 Oct. 1989. *Summary Report*,
29. SIMNAD, M.T. *Fuel element experience in nuclear power reactors*. New York: Gordon & Breach, 1971. (Monograph series on nuclear science and technology).
30. IWGFPT/36. Fuel Performance at High Burn up for Water Reactors. *Proceedings of the Technical Committee Meeting of the IWGFPT/IAEA*, Suécia, 5-6 June, 1990.
31. Advanced Fuel Technology and Performance. ADVISORY GROUP MEETING, Vienna, IAEA, Dec. 1984. (IAEA-TECDOC-352).
32. BAYLEI, W.J. Fuel Performance Annual Report for 1986. *Nucl. Saf.*, v.30, n.1, p. 80-103, Jan.-Mar. 1989.
33. NOÉ, M.; NECHAEV, A.; ZHU, J.L. International co-operation for quality assurance and quality control in water reactor fuel fabrication. *J. Nucl. Mat.*, v. 153, p. 19-26, 1988.
34. MISHIMA, Y. Achievement of world's best performance in japanese LWR, through the successful development on fuels and materials. *J. Nucl. Mat.*, v. 169, p. 317-328, 1989.
35. SECKER, J.R.; ERWIN, R.D. ZrB₂: The Optimum Integral Fuel Burnable Absorber for PWR's. In: WINTER ANS CONFERENCE, *Preliminary Report*, USA, Nov. 1990.

36. QUINAUX, J.P. AFA-2G: second generation advanced fuel assembly. *Nuclear Europe*, 1-2, 1991.
37. Review of fuel element developments for water cooled nuclear power reactors. Vienna, IAEA, 1989. (TECHNICAL REPORT SERIES 299).
38. DELAFOSSE, J.; LESTIBOUDOIS, G.; CONTENSON, G. de; WATTEAU, M. Experience acquise sur les performances de combustibles a eau ordinaire dans le prototipe a terre de Cadarache. INTERNATIONAL FAIR AND TECHNICAL MEETINGS OF NUCLEAR INDUSTRIES, October 7-11, 1975. (CEA-CONF-3377).
39. NEWMAN, L.W. B&W aims for 50GWd/tU and more. *Nucl. Eng. Int.*, v. 32, n. 397, p. 28-30, Aug. 1987.
40. KRAMER, F.W. Impact of Production and Design Improvements on Uranium Utilization. URANIUM SEMINAR 1989, Santa Fé, USA, Set., 1989.
41. Westinghouse. Fuel Cycle Cost Reduction through Westinghouse Fuel Design and Core Management. Fuel Technology Update 11.
42. Westinghouse. Westinghouse Burnable Absorber, Advanced Fuel Management for your Reactor. Prospecto.
43. *EPRI-NP 1974*. Control rod materials and burnable poisons. an evaluation of state of art and needs for technological development. July, 1980.
44. YAGNIK, S.K. EPRI's fuel research programme. *Nucl. Eng. Int.*, v. 38, n.470, p. 34-36, Oct. 1993.
45. FROST, B.R.T. (ed) *Nuclear fuel elements. Design fabrication and performance*. Oxford: Pergamon Pr., 1982.
46. KAUFMANN, A.R. (ed) *Nuclear reactors fuel elements. Metallurgy and fabrication*. New York: Interscience Publ., 1962.
47. MA, B.M. *Nuclear Reactors materials and applications*. New York: van Nostrand-Reinhold, 1983.

48. OLANDER, D.R. *Fundamental aspects of nuclear reactor fuel elements*. Technical Information Center, ERDA, 1976.
49. PERROTTA, J.A. *Apostila "Curso de Introdução à Energia Nuclear - Engenharia do Núcleo"*. IPEN/CNEN-SP, 1986.
50. ROBERTSON, J.A.L. *Irradiation effects in nuclear fuels*. New York: Gordon & Breach, 1969. (Monograph Series on nuclear science and technology).
51. POWELL, D.J.; EDWARDS, J. UK Mox fuel advances. *Nucl. Europe Worldscan*, n. 1-2, p. 12-15, 1991.
52. VIELVOYE, A.; BAIRIOT, H. Economic optimization of Mox fuel. *Nuclear Europe*, 1-2, 1991.
53. KUMMERER, K.R. Metallic fuel for fast reactors. *Kerntechnik*, v.52, n.1, p. 21-26, 1988.
54. FROST, B.R.T. (ed) *Nuclear materials, v.10A, Materials science and technology*. New York: VCH Publishers. Inc., 1994.
55. SILVA, J.E.R. da *Comparação do desempenho de dióxido de urânio sinterizado sob forma plana e cilíndrica para reatores à água pressurizada*. São Paulo: 1989. Dissertação (Mestrado) – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares.
56. *Research reactor core conversion from the use of highly enriched uranium to the use of low enriched uranium fuels – Guidebook*, Vienna, IAEA, 1980. (IAEA-TECDOC-233).
57. ANL/RERTR/TM-6. **Proceedings of the 1984 International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors**.
58. WEISMAN, J. (ed) *Elements of nuclear reactor design*. Amsterdam: Elsevier, 1977.
59. SAMOILOV, A.G., KASHTANOV, A.I., VOLKOV, V.S., *Dispersion fuel nuclear reactor elements*, Moscou: Atomizdat, 1965.
60. AMERICAN NUCLEAR SOCIETY. *Light water reactors fuel assembly mechanical design and evaluation*. 1981. (ANSI/ANS 57.5)

61. BNL 50831. Design Guide Category II Reactors - *Light and heavy water cooled reactors*.
62. PERROTTA, J.A. Projeto de elementos combustíveis de reatores nucleares. 7º ENCONTRO NACIONAL DE FÍSICA DE REATORES E TERMOHIDRAULICA, Recife, PE, Abril 26-28, 1989.
63. PERROTTA, J.A.; Projeto de elementos combustíveis de reatores nucleares. COURSE ON SMALL COMPUTERS IN RESEARCH REACTOR OPERATION AND USE, São Paulo, SP, 21 nov. - 2 dez., 1988.
64. GITTUS, J. *Water reactor fuel element performance computer modeling*. London: Applied Science, 1983.
65. PERROTTA, J.A. *Comportamento da barra combustível de um reator tipo PWR em seguimento de carga*. Rio de Janeiro: 1980. Dissertação (Mestrado) – Instituto Militar de Engenharia.
66. SILVA, A.T.; PERROTTA, J.A. Some aspects of the use of zircaloy and stainless steel as clad of pressurized water reactor fuel rods. INTERNATIONAL SYMPOSIUM ON IMPROVEMENTS IN WATER REACTOR FUEL TECHNOLOGY AND UTILIZATION, Stockholm, Sweden, Sept. 15-19, 1986.
67. MACEDO, L.V.S.; PERROTTA, J.A.; O programa computacional ELCOM no projeto e análise estrutural PWR: um caso exemplo. 3º CONGRESSO GERAL DE ENERGIA NUCLEAR, Rio de Janeiro, RJ, Julho 22-27, 1990.
68. PERROTTA, J.A.; A view of the PWR fuel performance in Brazil. 9TH PLENARY MEETING OF THE INTERNATIONAL WORKING GROUP ON WATER REACTOR FUEL PERFORMANCE AND TECHNOLOGY, Vienna, Austria, October 2-4, 1989.
69. HAYASHI, I.M.V.; PERROTTA, J.A. *Um programa computacional para análise estrutural de elementos combustíveis*. São Paulo: 1988. (IPEN-Pub-188).
70. HAYASHI, I.M.V.; PERROTTA, J.A. Um programa computacional para análise estrutural de elementos combustíveis. 2º CONGRESSO GERAL DE ENERGIA NUCLEAR, Abril 23-26, 1988, Rio de Janeiro, RJ. *Anais...* 1988. v. 1. p. 325- 334.

71. PIMENTA, P.M.; PERROTTA, J.A.; Análise matricial de estruturas compostas de tubos interligados por espaçadores. 5º CONGRESSO LATINO-AMERICANO DE MÉTODOS COMPUTACIONAIS PARA ENGENHARIA, Salvador, BA., Oct. 30 - Nov. 1984.
72. PERROTTA, J.A.; *Dimensionamento do Elemento Combustível do Reator RENAP* – Relatório Interno à Divisão de Engenharia do Núcleo – IPEN/CNEN-SP-COPESP-1984.
73. MACEDO, L.V.S.; PERROTTA, J.A.; Structural analysis of PWR fuel assemblies. 13TH INTERNATIONAL CONFERENCE ON STRUCTURAL MECHANICS IN REACTOR TECHNOLOGY, Porto Alegre, RS, August 13-18, 1995. v. 1, p. 69-74.
74. SIMÕES, A.V. *Desempenho sob irradiação de combustíveis a dispersão de MTR*. São Paulo: 1993. Dissertação (Mestrado) – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares.
75. KUZNETSOV, O. *Simulação de danos e efeitos da radiação em materiais estruturais*. São Paulo: 1998. Dissertação (Mestrado) – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares.
76. SILVA, J.E.R. da.; PERROTTA, J.A. Comparação do desempenho do combustível UO_2 sob forma plana e cilíndrica para reatores à água pressurizada. In: VIII ENCONTRO NACIONAL DE FÍSICA DE REATORES E TERMOHIDRAULICA, Setembro 1991, Brasil.
77. MACEDO, L.V. da S. *Análise estrutural dinâmica do conjunto de elementos combustíveis no núcleo de um reator PWR*. São Paulo: 1991. Dissertação (Mestrado) – Escola Politécnica, USP.
78. ESTEVES, A.M. *Modelagem da interação pastilha-revestimento de varetas combustíveis de reatores PWRs*. São Paulo: 1991. Dissertação (Mestrado) – Escola Politécnica, USP.
79. McGRATH, R.G.; ROLL, J.B. Development of a nuclear fuel assembly for improved safety margin. In: AMERICAN POWER CONFERENCE, Chicago, April 29 – May 1, 1974.

80. PERROTTA, J.A.; TERREMOTO, L.A.A.; ZEITUNI, C.A. Experience on wet storage spent fuel sipping at IEA-R1 brazilian research reactor. *Ann. Nucl. En.*, v. 25, n. 4-5, p. 237-258, 1998.
81. PERROTTA, J.A.; TERREMOTO, L.A.A. *Relatório de Análise dos Testes de Sipping dos Elementos Combustíveis no Descarregamento do Ciclo 6 da Usina Nuclear ANGRA I*; Relatório Interno à Divisão de Engenharia do Núcleo IPEN/CNEN-SP, Outubro de 1997.
82. PERROTTA, J.A.; MARRA NETO, A. *Irradiação Contínua da Miniplaca Combustível Caramelo no Reator IEA-R1*, Relatório Interno à Divisão de Engenharia do Núcleo, IPEN/CNEN-SP, Março de 1996.
83. PERROTTA, J.A.; MARRA NETO, A. Irradiação de Miniplacas Combustíveis no Reator IEA-R1. 6º CONGRESSO GERAL DE ENERGIA NUCLEAR, Rio de Janeiro, RJ, Outubro, 1996.
84. PERROTTA, J.A.; MATTOS, J.R.L.; HAYASHI, C.S.; SILVA, A.T.; RIELLA, H.G.; Qualificação sob irradiação dos combustíveis tipo MTR de U_3O_8 -Al de fabricação IPEN/CNEN-SP no reator IEA-R1. 3º CONGRESSO GERAL DE ENERGIA NUCLEAR, Rio de Janeiro, RJ, Julho 22-27, 1990.
85. PERROTTA, J.A.; YOSHIMOTO, A.; RIELLA, H.G.; SOUZA, J. A.B.; DURAZZO, M.; JARDIM, E.A. Fenômenos de liberação de hidrogênio de elementos combustíveis tipo MTR observados no reator IEA-R1. 3º CONGRESSO GERAL DE ENERGIA NUCLEAR, Rio de Janeiro, RJ, Julho 22-27, 1990,
86. TRINDADE, C.E.; MATTOS, J.R.L.; PERROTTA, J.A. *Um modelo para determinação do sistema de amortecimento de queda do elemento de controle para reatores do tipo PWR*. São Paulo: 1988. (IPEN-Pub-187).
87. TRINDADE, C.E.; MATTOS, J.R.L.; PERROTTA, J.A. Um método para determinação do sistema de amortecimento de queda do elemento de controle para reatores do tipo PWR. 2º CONGRESSO GERAL DE ENERGIA NUCLEAR, Abril 23-26, 1988, Rio de Janeiro, RJ. *Anais...* 1988. v. 1. p. 307- 314.

88. PERROTTA, J.A.; TERREMOTO, L.A.A.; ZEITUNI, C.A.; Experience on wet storage spent fuel sipping at IEA-R1 brazilian research reactor. TECHNICAL COMMITTEE MEETING TO COLLECT AND EVALUATE INFORMATION ON PROCEDURES AND TECHNIQUES FOR THE MANAGEMENT OF FAILED FUELS FROM RESEARCH AND TEST REACTOR, Budapest, Hungria, October 29-31, 1996.
89. TERREMOTO, L.A.A.; PERROTTA, J.A.; Espectrometria gama em elementos combustíveis tipo placa irradiados. 6° CONGRESSO GERAL DE ENERGIA NUCLEAR, Rio de Janeiro, RJ, 27 de outubro – 1 de novembro, 1996.
90. TRINDADE, C.E. *Determinação das propriedades modais de elementos combustíveis utilizados em reatores tipo PWR*. São Paulo: 1992. Dissertação (Mestrado) – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares.
91. ZEITUNI, C.A. *Espectrometria gama em elementos combustíveis tipo placa irradiados*. São Paulo: 1998. Dissertação (Mestrado) – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares.
92. PERROTTA, J.A.; Estratégia de utilização de combustíveis tipo MTR de alto teor de urânio para operação do reator IEA-R1 a 5MW. 6° CONGRESSO GERAL DE ENERGIA NUCLEAR, Rio de Janeiro, RJ, 27 de outubro - 1 de novembro, 1996.
93. PERROTTA, J.A.; LAINETTI, P.E.O.; Program of converting IAEA-R1 brazilian research reactor from HEU to LEU. 19TH INTERNATIONAL MEETING ON REDUCED ENRICHMENT FOR RESEARCH AND TEST REACTORS, Seoul, Coréia, October 6- 10, 1996.
94. Central Nuclear Almirante Alvaro Alberto, Unit 1, *Final Safety Analysis Report*, v. IV.
95. *Westinghouse A'P600 Plant Description Report*. US DOE Technology Programs in Support of Advanced Light Water Reactors, v.I, DE-AC03-86SF16038, April, 1988.
96. *EPRI-NP 565*. HAMMER CODE SYSTEM – Israel Institute of Technology, Report, 1978.

97. MONTEIRO, I.A. *Avaliação da integridade de varetas combustíveis em PWR a partir da análise espectrométrica da água*. Rio de Janeiro: 1999. Dissertação (Mestrado) – Instituto Militar de Engenharia.
98. MATPRO Version 11. *A handbook of materials properties for use in the analysis of light water reactor fuel rod behavior*. U.S. Nuclear Regulatory Commission. (NUREG/CR 0-49).
99. MATIAS E. de; GRIMOLDBY, R.; KNOTT, R.; SABOL, G.; WILSON, H. European Fuel Group's fuel performance. *Nucl. En.*, v. 36, n. 6, p. 427-434, Dec. 1997.
100. FROST, B.R.T. (ed) *Nuclear materials, v.10B, Materials science and technology*. New York: VCH Publishers. Inc., 1994.
101. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Review of fuel failures in water cooled reactors*. Vienna, IAEA, 1998. (TECHNICAL REPORT SERIES 388).
102. Fuel review 1996: fuel designs (PWR). *Nucl. Eng. Int.*, p. 20-28, Sept. 1996.
103. CRUICKSHANK, A. Military power plant provides a showcase for advanced PWR's. *Nucl. Eng. Int.*, v. 32, n. 391, p. 22-23, Feb. 1987.
104. WENXIANG, Z.; DAZHONG, W. Small advanced reactors developed in China. 10TH PACIFIC BASIN NUCLEAR CONFERENCE, Kobe, Japan, 20-25 October, 1996.
105. FUJIMURA, K.; TAKAKUWA, K.; TANAKA, K.; IRIE, S.; TABATA, H. Development of next generation PWR in Japan. *Progr. Nucl. En.*, v. 32, n. 3/4, p. 603-610, 1998.
106. LABROUSSE, M.; LEROUGE, B.; DUPUY, G.; SCHWARTZ, J.P. Thermos reactors. *Nucl. Tech.*, v. 38, p. 242-247, Apr. 1978.
107. URSU, I. *Physics and technology of nuclear materials*. Oxford: Pergamon Pr., 1985.
108. KLEIN, S.A.; ALVARADO, F.L. *Engineering Equation Solver*, Version 4.334w , 11/12/1996.

109. FOWLER, T.B.; VONDY, D.R.; G.W.CUMMINGHAM, G.W. *Nuclear Reactor Core Analysis Code- CITATION* ; ORNL-TM-2496, Rev2, Suppl.3, Versão IPEN 1994.
110. PERROTTA, J.A; SILVA, J.E.R; BARTOLO, V.A.; SILVA, L.M.V.; HAYASHI, C.S. *Concepção Preliminar do SISTECOMB*, Relatório Interno da Divisão de Engenharia do Núcleo, Outubro de 1991.