

***CURSO DE INTRODUÇÃO À
ENGENHARIA DO NÚCLEO DE REATORES***

JOSÉ AUGUSTO PERROTTA

Julho 1999

SUMÁRIO

| | | |
|----------|--|-----------|
| 1 | REATORES NUCLEARES | 3 |
| 2 | COMPONENTES E MATERIAIS PRINCIPAIS DE UM REATOR | 4 |
| 3 | COMBUSTÍVEIS NUCLEARES | 11 |
| 4 | ELEMENTOS DE CONTROLE | 34 |
| 5 | ANÁLISE DE PROJETO DE ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS | 42 |
| 6 | QUALIFICAÇÃO DE E.C. | 56 |
| 7 | BIBLIOGRAFIA | 64 |

1 REATORES NUCLEARES

Os reatores nucleares usam como princípio básico a fissão do núcleo de determinados isótopos do Urânio e Plutônio através de nêutrons com energias determinadas, gerando a cada fissão uma grande quantidade de energia (~200 MeV), produtos de fissão radioativos e nêutrons de altas energias. Como efeito da fissão de vários núcleos, e com conseqüente emissão de nêutrons a cada fissão, é gerada uma reação em cadeia que, controlada, pode ser utilizada para várias finalidades como por exemplo: servir de fonte de nêutrons para irradiação e ativação de materiais; servir para gerar potência para diversas utilizações; servir para produzir materiais transurânicos (plutônio principalmente), etc. Os reatores nucleares possuem os meios para manter a reação em cadeia de forma controlada.

Pode-se basear a classificação de reatores nucleares sob os seguintes itens:

- i. *energia dos nêutrons utilizados para fissão*
- ii. *propósito de funcionamento do reator*
- iii. *tipo de combustível e/ou refrigerante e/ou moderador*

Dentro de cada um destes itens pode-se definir diferentes tipos de reatores:

- i. *quanto à energia de nêutrons utilizados para fissão:*
 - a) reatores rápidos - os nêutrons rápidos, ou seja, de alta energia, ($E_n > 100 \text{ KeV}$) causam a maioria das fissões.
 - b) reatores intermediários ou epitérmicos - nêutrons epitérmicos, ou seja, de média energia ($0.3 \text{ KeV} < E_n < 10 \text{ KeV}$) causam a maioria das fissões.
 - c) reatores térmicos - nêutrons térmicos, ou seja, de baixa energia ($E_n < 0.3 \text{ KeV}$) causam a maioria das fissões.
- ii. *quanto ao propósito de funcionamento:*
 - a) reatores de potência - tem a finalidade de gerar energia. Podem gerar energia elétrica, servir para aquecimento industrial e residencial, servir para propulsão de embarcações, etc.
 - b) reatores de pesquisa - tem a finalidade de pesquisa, irradiação e teste de materiais, produção de radioisótopos, etc.
 - c) reatores de ensino - tem a finalidade de treinamento e ensino.
- iii. *quanto ao tipo de combustível/refrigerante/moderador pode-se definir alguns tipos de reatores de potência:*
 - a) reatores refrigerados a gás (moderados a grafite) (GCR), reatores avançados refrigerados a gás (AGR), reatores de alta temperatura refrigerados a gás (HTGR) e reatores rápidos refrigerados a gás (GCFBR) usando Urânio natural ou levemente enriquecido.
 - b) reatores refrigerados e moderados a água leve (PWR, BWR), usando Urânio enriquecido.
 - c) reatores de água pesada (HWR) usando Urânio natural, água pesada como moderador e água leve ou pesada como refrigerante.

- d) reatores rápidos usando Plutônio e Urânio como combustível e metal líquido (Sódio) como refrigerante.

Entre estes reatores, os reatores de água leve são os mais utilizados na geração de energia elétrica e foi a linha adotada pelo Brasil na construção de suas centrais nucleares (PWR).

2 COMPONENTES E MATERIAIS PRINCIPAIS DE UM REATOR

Verificou-se no capítulo anterior que existem várias finalidades distintas. Englobando várias áreas de engenharia, procura-se projetar e especificar como devem ser os componentes e materiais que compõem o reator de forma a atender os objetivos propostos para sua utilização. No projeto de um reator nuclear a seleção dos materiais é uma etapa importante pois envolve o conhecimento de suas propriedades para todas as situações envolvidas e, principalmente, a mudança dessas propriedades num meio de alta radiação.

2.1 Propriedades Gerais e Especiais na Seleção de Materiais de Reatores Nucleares

Os requisitos de propriedades materiais em reatores podem ser divididos em duas categorias principais:

- i. propriedades gerais ou considerações básicas;*
- ii. propriedades especiais ou considerações particulares*

As propriedades gerais são similares às propriedades de materiais convencionais na engenharia as quais são referidas na maioria dos projetos de engenharia. Essas propriedades são:

- a) *resistência mecânica* - é a habilidade de um elemento mecânico ou membro estrutural resistir às tensões impostas por carregamentos externos ou de serviço. A resistência mecânica de um elemento mecânico ou membro estrutural deve ser adequada sob qualquer condição de operação de um reator nuclear.
- b) *ductilidade* - é a propriedade mecânica que permite ao material se deformar plasticamente (após escoamento) antes da ruptura.
- c) *integridade estrutural* - é a estabilidade mecânica da estrutura. Uma estrutura ou componente do reator pode manter sua integridade mecânica quando possui adequada resistência mecânica, ductilidade e alta estabilidade para resistir às combinações de carregamentos provenientes de condições severas de operação.
- d) *conformabilidade* - é a possibilidade de fabricação de peças interligadas por processos padrões de conformação, ex.: encaixe, rebiteagem, soldagem, etc.
- e) *usinabilidade* - é a susceptibilidade do material sofrer operações com máquinas tais como corte, moagem, laminação, etc.

- f) *corrosão* - a corrosão pode atacar todos os materiais metálicos em contato com fluídos corrosivos (refrigerantes líquidos e gasosos) e deve ser sempre levada em consideração para a seleção dos materiais.
- g) *propriedades de transferência de calor* - existem três modos gerais de transferência de calor: por condução; por convecção; por radiação. Os dois primeiros são da maior importância no projeto do reator e na seleção dos materiais. O calor gerado no combustível deve ser eficientemente removido no caso de reatores de potência. Os processos de remoção de calor, utilização e geração de potência nas plantas nucleares requerem boas propriedades de transferência de calor dos materiais empregados.
- h) *estabilidade térmica* - é uma importante característica para materiais que operam a temperaturas elevadas. Na maioria dos casos práticos a resistência mecânica, a integridade estrutural e a resistência à corrosão decrescem com aumento de temperatura. Particularmente a condutividade térmica do óxido de Urânio e Plutônio decresce drasticamente perto do ponto de fusão. Além disso, o refrigerante pode vaporizar e tornar o reator instável a altas temperaturas. A estabilidade térmica é essencial para a segurança do reator.
- i) *compatibilidade* - a compatibilidade dos materiais é um critério primordial que requer que todos os materiais e componentes em um dado sistema sejam compatíveis, ou seja, devem ser consistentes entre si e funcionar convenientemente.
- j) *disponibilidade e custo* - são considerações econômicas básicas nos projetos de engenharia e na seleção dos materiais. As vezes um determinado material pode ter excelentes propriedades mas se não há disponibilidade comercial e custo razoável de fabricação este torna-se difícil de ser utilizado.

As propriedades especiais requeridas para materiais nucleares resultam das fontes de radiação nuclear, ou irradiação, e das condições do sistema do reator. As propriedades dos materiais podem ter uma grande variação sob irradiação.

- a) *propriedades neutrônicas* - as propriedades neutrônicas consistem principalmente da forma de interação dos nêutrons com o material. A interação pode dar-se por fissão, captura e espalhamento. A medida da probabilidade da interação é denominada seção de choque. Cada elemento de um determinado material tem uma característica própria de seção de choque de absorção (captura ou fissão) e de espalhamento e a seleção do material deve compatibilizar esta característica com a função do material ou componente dentro do reator.
- b) *radioatividade induzida* - a absorção de nêutrons térmicos ou rápidos em um reator nuclear pode gerar transmutações nucleares e produção de isótopos instáveis e estáveis. As partículas alfa e beta e a radiação gama emitidas durante as transmutações nucleares e produção de isótopos são referenciadas como a radioatividade induzida das reações nucleares. Se a radiação induzida tem uma meia vida longa ou a radiação gama é de alta energia, haverá dificuldade em inspecionar, reparar e desenvolver manutenção sob condições de intensa radiação.

- c) *estabilidade à irradiação* - a irradiação com nêutrons no reator induz a mudanças sensíveis nas propriedades físicas, mecânicas e metalúrgicas dos materiais. Além disso no combustível, com a fissão do Urânio ou Plutônio são produzidos produtos de fissão, sendo alguns deles gasosos, o que gera uma mudança na matriz do material combustível. Efeitos como inchamento, densificação, são observados no combustível, mudanças de propriedades mecânicas, como por exemplo, ductilidade e fluência são observadas em materiais estruturais (**Tabela 2.1**).
- d) *interação química e interdifusão de partículas* - são freqüentemente observadas em espécimes irradiados interações químicas e interdifusão de partículas entre o material combustível e o material utilizado para revesti-lo. Em geral isto pode enfraquecer a integridade estrutural e a estabilidade à irradiação, bem como deteriorar a transferência de calor do combustível para o refrigerante.

TABELA 2.1 - Efeitos da irradiação nas propriedades dos materiais

| PROPRIEDADE | EFEITO DE IRRADIAÇÃO (nvt) | APLICAÇÃO PRINCIPAL |
|---|---|---|
| a) NUCLEAR Seção de choque de fissão Reatividade Queima do combustível | diminui diminui aumenta | material combustível físsil desempenho do combustível desempenho do combustível |
| b) FÍSICA Resistividade Elétrica Susceptibilidade magnética Resistividade magnética | aumenta diminui diminui | fluxo de corrente geração de campo magnético |
| c) TÉRMICA Condutividade térmica Difusividade térmica Coeficiente de expansão térmica | diminui diminui aumenta ligeiramente | transf. de calor por condução transf. de calor por condução compatibilidade térmica |
| d) MECÂNICA Tensão de escoamento Tensão de ruptura | aumenta (material recozido) varia com a temperatura de irradiação (material encruado) aumenta (material recozido) varia com a temperatura de | materiais estruturais materiais estruturais |

| | | |
|--|--------------------------------|--------------------------------------|
| Tensão de escoamento cíclica | irradiação (material encruado) | |
| Ductilidade | aumenta | materiais estruturais |
| | diminui | materiais combustíveis e estruturais |
| Dureza | aumenta | materiais de controle e estruturais |
| Fragilização | aumenta | materiais estruturais |
| Temperatura de transição dúctil-frágil | aumenta | materiais estruturais |
| <i>Creep</i> | aumenta | materiais estruturais |
| Tempo de ruptura por <i>creep</i> | diminui | materiais estruturais |
| Resistência a fadiga | aumenta (alto ciclo) | materiais estruturais |
| | diminui (baixo ciclo) | |

2.2 Componentes e Materiais Principais de um Reator Nuclear

A classificação funcional e os principais materiais utilizados em reatores nucleares são mostrados na **Tabela 2.2**

TABELA 2.2 - Classificação dos principais materiais do reator

| CLASSIFICAÇÃO | FUNÇÃO | MATERIAIS PRINCIPAIS |
|--------------------------------------|--|--|
| a) COMBUSTÍVEL NUCLEAR | tem a função de conter os elementos físséis e férteis que irão produzir as fissões da reação em cadeia | urânio, plutônio, tório |
| b) ESTRUTURAS | são todos os materiais utilizados como estrutura e revestimento dos diversos componentes do reator | zircaloy, aço, inox, ligas de níquel |
| c) MODERADORES | tem a função de moderar a energia dos neutrons produzidos na fissão e também servem como refletores na periferia do núcleo do reator de forma a minimizar a fuga de neutrons do núcleo | grafite, água leve, água pesada, berílio |
| d) ABSORVEDORES (controlador) | tem a função de manter de forma controlada a reação em cadeia dentro do núcleo | boro, cádmio, hafnio, índio, prata, gadolínio |
| e) REFRIGERANTES | tem a função de retirar o calor gerado no núcleo do reator devido às fissões nucleares | hélio, CO ₂ , água leve, água pesada, metais líquidos (NaK, Na) |

| | | |
|---------------------|---|--|
| f) BLINDAGEM | tem a função de servir de barreira para a radiação (blindar) de forma a atenuar os efeitos desta sobre componentes estruturais ou o meio exterior ao reator | água leve, elementos de médio e alto número atômico (Pb, Fe, etc.) |
|---------------------|---|--|

a) Combustível Nuclear

Os materiais combustíveis são divididos em materiais físséis e férteis.

i. Físséis:

| | |
|----------|-----|
| Urânio | 233 |
| Urânio | 235 |
| Plutônio | 239 |

ii. Férteis

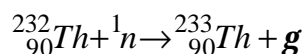
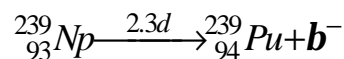
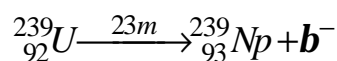
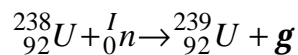
| | |
|--------|-----|
| Urânio | 238 |
| Tório | 232 |

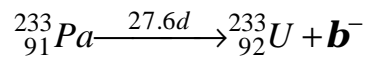
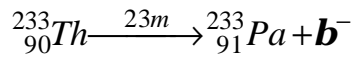
O combustível nuclear básico (físsil) é o U-235. A composição isotópica do Urânio natural é mostrada na **Tabela 2.3**.

TABELA 2.3 - Composição isotópica do Urânio Natural

| Nº DE MASSA | COMPOSIÇÃO ISOTÓPICA (%) | MASSA ISOTÓPICA (U.M.A.) | VIDA MÉDIA (anos) |
|--------------------|---------------------------------|---------------------------------|--------------------------|
| 233 | 0.0058 | 234.0409 | 2.60×10^5 |
| 235 | 0.720 | 235.0439 | 8.50×10^8 |
| 238 | 99.275 | 238.0508 | 4.51×10^9 |

U-233 e Pu-239 são combustíveis físséis sintéticos ou artificiais, ou seja, são produzidos por captura neutrônica nos materiais férteis Th-232 e U-238.





O isótopo U-235 pode ser concentrado por um processo de difusão gasosa ou centrifugação para produzir um combustível de baixo enriquecimento (em U-235) para reatores a água leve ou combustível de alto enriquecimento para reatores de pesquisa (MTR). O ${}^{239}\text{Pu}$ (freqüentemente misturado com Pu-240, Pu-241 devido a irradiação contínua) é obtido pelo reprocessamento de combustível irradiado e é utilizado como combustível em reatores rápidos (ou regeneradores).

Urânio natural pode ser usado como combustível em reatores refrigerados a gás e reatores moderados a água pesada com baixa densidade de potência.

b) Estruturas

Os materiais estruturais propiciam uma barreira física (para proteção do combustível), resistência mecânica e suporte estrutural para os componentes do reator. Os componentes principais são: revestimento de combustíveis e estruturas associadas, vaso de pressão, estruturas suportes do núcleo, suportes e guias de barras de controle, etc. As propriedades principais que devam possuir os materiais são:

- baixa seção de choque de absorção de nêutrons
- alta resistência mecânica e ductilidade
- alta estabilidade térmica
- alta estabilidade à irradiação
- baixa radioatividade induzida
- boas propriedades de transferência de calor
- alta resistência à corrosão

Os principais materiais utilizados são:

- ligas de Zr, Al, Mg, Be
- aço carbono, aço inox
- ligas de Ni
- materiais refratários (Mo, Ti, Ta, W)
- materiais cerâmicos (BeO, AlO₃, MgO, SiO₂)
- grafite, concreto protendido, etc.

A seleção dos materiais para cada componente estrutural depende do tipo e aplicação do reator.

c) Moderador/Refletor

O moderador é usado, em um reator térmico, para moderar a energia dos nêutrons (diminuir velocidade) rápidos produzidos na fissão para níveis de energia térmica.

Refletores radiais e axiais podem retornar ao núcleo nêutrons espalhados ou em fuga para fora do núcleo, tanto em reatores térmicos como rápidos.

Os requisitos nucleares para moderadores e refletores são os mesmos em um reator térmico.

- alta seção de choque de espalhamento
- alta energia perdida pelo nêutron por colisão
- baixa seção de choque de absorção

Os principais materiais empregados são:

- D_2O , H_2O
- H_2 , C (grafite)
- Be, BeO

d) Absorvedores

O controle do reator pode ser alcançado através dos seguintes parâmetros:

- taxa de geração de nêutrons
- taxa de perda de nêutrons por fuga
- taxa de perda de nêutrons por absorção parasitária no núcleo

Durante a operação do reator quatro fatores importantes devem ser considerados pelos absorvedores:

- decréscimo da reatividade com a queima do combustível
- produção de material físsil com a irradiação neutrônica
- produção de produtos de fissão altamente absorvedores
- queima gradual do material absorvedor (transmutação nuclear)

Dentro do reator são utilizados absorvedores de várias formas distintas: elementos de controle/segurança, veneno queimável e solução homogênea de absorvedor.

Os principais requisitos dos materiais absorvedores são:

- alta seção de choque de absorção
- resistência mecânica adequada (quando exigido)
- alta estabilidade térmica
- alta estabilidade à irradiação
- boas características de transferência de calor
- alta resistência à corrosão

Os principais materiais utilizados são:

- Boro (B), Carbeto de boro (B_4C)
- Prata (Ag), Índio (In), Cádmió (Cd)
- Háfnio (Hf)
- Terras raras e seus compostos
Európio (Eu), Gadolínio (Gd), Samário (Sm), Érbio (Er), Gd_2O_3 ,
 Eu_2O_3 , Er_2O_3

Elementos que tem uma alta seção de choque de absorção para nêutrons térmicos são o Cádmió, Boro-10, Háfnio e os elementos das terras raras. A maior aplicação, em reatores de potência, para elementos de controle são: o B_4C tanto em forma de pó compactado como em pastilhas sinterizadas; e a liga de Ag-In-Cd (80% Ag, 15% In, 5% Cd). Em reatores PWR é utilizado ácido bórico (H_3BO_3) diluído no refrigerante a fim de

controlar a reatividade do reator. Boro sob forma de silicatos ou aluminatos é utilizado como veneno queimável. Óxidos de terras raras são misturados ao combustível (Gd_2O_3 - UO_2) para funcionarem como veneno queimável.

e) **Refrigerantes**

O objetivo básico do refrigerante é remover e utilizar o calor gerado no reator. Para isso o material utilizado deve ter boas propriedades de transferência de calor. Além disso deve ter densidade que minimize a força de bombeamento, bem como ter um baixo ponto de fusão que eliminaria a possibilidade de solidificação e um alto ponto de ebulição para minimizar a pressão do vapor e maximizar a temperatura de trabalho e eficiência térmica da planta de potência.

De uma forma geral os requisitos principais para os materiais para refrigerante são:

- boas propriedades de transferência de calor
- baixo ponto de fusão
- alto ponto de ebulição
- baixa densidade e potência de bombeamento
- baixa seção de choque de absorção
- baixa radioatividade induzida
- alta estabilidade térmica e de irradiação
- baixa ação corrosiva
- facilidade e segurança de manuseio

Os principais materiais utilizados como refrigerantes são:

- gases: He, CO_2 , vapor d'água
- líquidos: H_2O , D_2O
- metais líquidos: Na, NaK

f) **Blindagem**

Os materiais de blindagem usados nos reatores nucleares podem ser divididos em três grupos de acordo com suas funções:

- i.* elementos pesados ou moderadamente pesados para atenuar a radiação gama e frear nêutrons rápidos com energias acima de 1 MeV por espalhamento inelástico.
- ii.* compostos e elementos de peso médio para espalhar e moderar nêutrons com energia abaixo de 1 MeV por espalhamento elástico.
- iii.* elementos leves, substâncias hidrogenadas e boro para moderar nêutrons rápidos e moderar/capturar nêutrons sem produzir raios gama secundários.

Os requisitos principais dos materiais para blindagem são:

- moderar a energia de nêutrons rápidos
- absorver nêutrons térmicos e epitérmicos

- atenuar a radiação gama primária
- produzir de maneira reduzida radiação secundária

Os principais materiais são:

- Elementos Leves e Compostos (B, B₂O₃, H₂O)
- Elementos Médios e Compostos (Fe, Minério de ferro, concreto)
- Elementos Pesados (Pb, Bi, W)

Define-se núcleo de um reator o conjunto de todos os materiais, componentes e estruturas onde é gerada a reação em cadeia da fissão nuclear dentro do reator.

O núcleo do reator poderá ser constituído de uma gama grande de formas e composição. A condição para se obter criticalidade é que exista uma relação entre geometria e materiais do núcleo. A criticalidade pode ser acompanhada pelo equilíbrio das gerações sucessivas de nêutrons dentro do núcleo e traduzida pela relação produção de nêutrons/(absorção + fugas) de nêutrons. Se a relação for igual a unidade atinge-se criticalidade.

Definido o tipo de reator e sua finalidade procura-se então uma combinação de materiais físséis/férteis, moderadores, refletores, refrigerantes, e de controle que façam com que o reator funcione como desejado.

3 COMBUSTÍVEIS NUCLEARES

As funções básicas do combustível no reator nuclear são:

- gerar as fissões nucleares
- transferir a energia gerada na fissão nuclear para o refrigerante
- reter os produtos de fissão

As principais características requeridas são:

- compatibilidade entre os materiais combustíveis, de ligação, de revestimento, e refrigerante/moderador
- estabilidade (ou integridade) mecânica, térmica e à irradiação
- boa resistência a 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 (consumo de Urânio/Plutônio)
- baixo custo

Os combustíveis nucleares são formados dos elementos físséis e férteis (U, Th, Pu) sob diversas formas de compostos e de 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 físsil/fértil com o processo de fabricação e também do seu desempenho sob irradiação. Pode-se ter, por exemplo, combustíveis com alto ou baixo enriquecimento de

Urânio-235. Em realidade o que se procura é uma relação de materiais físsil/fértil/estrutural que atendam as características neutrônicas necessárias mas também atendam ao fator tecnológico de fabricação e que tenha o desempenho adequado sob irradiação e condições de temperatura no reator. De uma maneira geral se procura associar o Urânio (Tório ou Plutônio) à materiais de baixa seção de choque de absorção de forma a se trabalhar com a relação teor de urânio/concentração isotópica de U-235 adequada pelos fatores anteriormente mencionados. A **Tabela 3.1** mostra uma relação de compostos de Urânio utilizados como combustível nuclear, verificando-se a relação do teor de Urânio nestes compostos, e a **Tabela 3.2** a relação entre absorção e produção de nêutrons para alguns desses compostos.

TABELA 3.1 - Compostos de Urânio

| COMPOSTO | MASSA ESPECÍFICA (g/cm ³) | % DE URÂNIO (em peso) | MASSA ESPECÍFICA DO URÂNIO NO COMPOSTO (g/cm ³) | TEMPERATURA LIMITE (°C) |
|--------------------------------|---------------------------------------|-----------------------|---|-------------------------|
| U | 18.9 | 100 | 18.9 | 1170 |
| U ₂ Fe | 17.7 | 96.1 | 17.0 | 815 |
| U ₃ Si | 15.6 | 96.2 | 15.0 | 930 |
| UN | 14.3 | 94.4 | 13.5 | 2650 |
| UC | 13.6 | 95.2 | 12.9 | 2350 |
| U ₂ C ₃ | 12.9 | 93.0 | 12.0 | 1775 |
| U ₃ Si ₂ | 12.2 | 92.4 | 11.3 | 1650 |
| UC ₂ | 11.7 | 90.8 | 10.6 | 2500 |
| UO ₂ | 10.96 | 88.2 | 9.7 | 2780 |
| U ₃ O ₈ | 8.4 | 84.8 | 7.1 | 2500 |
| UAl ₂ | 8.1 | 82.0 | 6.6 | 1580 |
| UZr ₂ | 10.3 | 56.9 | 5.7 | 600 |
| UAl ₃ | 6.7 | 74.0 | 4.9 | 1350 |
| UAl ₄ | 6.0 | 68.8 | 4.1 | 730 |

TABELA 3.2 - Algumas propriedades nucleares de compostos de Urânio

| COMPOSTO | SEÇÃO DE CHOQUE MACROSCÓPICA | | NÚMERO MÉDIO DE NEUTRONS EMITIDOS/NEUTRONS TÉRMICOS ABSORVIDOS |
|-------------------------------|------------------------------|----------------------------|--|
| | FISSÃO (S _f) | ABSORÇÃO (S _a) | |
| UO ₂ | 0.102 | 0.185 | 1.34 |
| U ₃ O ₈ | 0.065 | 0.120 | 1.34 |
| UC | 0.137 | 0.252 | 1.34 |
| U ₂ C ₃ | 0.127 | 0.233 | 1.34 |

| | | | |
|-------------------|-------|-------|------|
| UC ₂ | 0.112 | 0.207 | 1.34 |
| UN | 0.143 | 0.327 | 1.08 |
| U ₃ Si | 0.159 | 0.293 | 1.33 |
| USi | 0.098 | 0.184 | 1.32 |

Os principais materiais combustíveis estão em forma de ligas metálicas, materiais cerâmicos e dispersões.

As principais ligas metálicas utilizadas como combustível nuclear são: Urânio Metálico, ligas de Urânio-Alumínio, ligas de Urânio-Zircônio, Urânio-Molibdênio, etc.

Os combustíveis de ligas metálicas tem as seguintes vantagens: boa economia de nêutrons, alta condutividade térmica, e boa fabricabilidade dentro de certos limites de teor de Urânio.

Urânio metálico apresenta um substancial inchamento sob irradiação (> 60% em combustíveis altamente irradiados). Também é altamente reativo quimicamente e tem compatibilidade a alta temperatura somente com alguns materiais refrigerantes (CO₂ e He). É usados em reatores plutoníferos, a baixa temperatura, e utilizado inicialmente em reatores ingleses (reatores de potência refrigerados a gás). Em ambos os tipos de reatores a queima é limitada em um valor baixo para diminuir os danos da irradiação e produção dos isótopos mais pesados de Plutônio.

Ligas de U-Al são utilizadas em larga escala em reatores de pesquisa (MTR). As temperaturas envolvidas nestes reatores (< 150°C) permitem a utilização destas ligas associadas a revestimentos de Alumínio. A temperaturas mais altas há reações químicas entre Urânio e Alumínio, bem como há uma aceleração do processo de corrosão do revestimento. Normalmente são utilizados enriquecimentos de ordem de 40% a 93% de U-235 já que o teor de Urânio na liga é limitado. Recentemente, com a limitação internacional de fornecimento de Urânio enriquecido (limitado a 20% de enriquecimento) estas ligas tem sido menos usadas mas demonstraram um alto desempenho sob irradiação.

Ligas de U-Zr tem 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% de U foram utilizadas demonstrando um bom desempenho sob irradiação. Neste tipo de combustível não é possível ciclagens térmicas acima de 600°C pois há mudança de fase acarretando mudanças geométricas e estruturais. Ligas deste tipo são de bom desempenho para combustíveis altamente enriquecidos já que provêm meios de diluir o combustível altamente enriquecido através de uma estrutura que tem uma área adequada para transferir o calor gerado (reator de potência).

O aumento do desempenho de combustíveis e da eficiência térmica de uma usina nuclear de potência requer que tanto a temperatura do combustível quanto a temperatura de operação da usina seja elevada ao máximo possível (rendimento térmico maior quanto maior o ΔT (fonte quente e fria) e maior o T_{med}). O aumento da temperatura de operação nos combustíveis metálicos pode resultar em dois efeitos adversos:

- a) fusão na parte central do combustível devido ao baixo ponto de fusão das ligas utilizadas;
- b) inchamento e taxa de *creep* excessivos devido a instabilidade sob irradiação a alta temperatura.

Materiais cerâmicos são sólidos inorgânicos, materiais não metálicos que tem alto ponto de fusão. Nos cerâmicos a ligação interatômica é predominantemente iônica ou covalente. Os cerâmicos podem, portanto, ser processados ou operados a altas temperaturas podendo ser um combustível apropriado para alto desempenho. A vantagem de se usar materiais cerâmicos em combustíveis de reatores de potência são:

- a) maiores temperaturas permitidas para o combustível devido ao alto ponto de fusão;
- b) boa estabilidade a irradiação (dimensional e estrutural) devido a ausência de transformações de fase à baixas temperaturas;
- c) alta resistência a corrosão e compatibilidade com o revestimento (zircaloy, aço inox) e o refrigerante (água, vapor) no reator.

Os principais materiais cerâmicos utilizados como combustível nuclear são: UO_2 , $\text{UO}_2\text{-PuO}_2$, ThO_2 , UC, UN, U_3Si , U_3Si_2 .

As propriedades nucleares básicas nos combustíveis cerâmicos são:

- a) alto número de átomos de Urânio por unidade de volume evitando a necessidade de alto enriquecimento do Urânio;
- b) baixo número de massa e baixa seção de choque de absorção dos elementos não físséis no composto.

Em reatores de potência a água leve (PWR, BWR) e água pesada (PHWR, CANDU) é utilizado combustível de UO_2 .

O combustível de UO_2 é mais comumente apresentado em forma de pastilhas cilíndricas sinterizadas com densidade na faixa de 92 a 95% da densidade teórica (Processo de fabricação: compactação do pó de UO_2 na forma de pastilhas e sinterização posterior a $\sim 1600^\circ\text{C}$).

A condutividade térmica do UO_2 é um pouco baixa e a alta potência gerada no reator leva a existência de altos gradientes térmicos na pastilha 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 material combustível. Altos níveis de potência podem levar a fusão da parte central da pastilha, 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 da pastilha 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.

Combustíveis de $\text{UO}_2\text{-PuO}_2$ e ThO_2 são utilizados em reatores rápidos (regeneradores).

Combustíveis de UC, UN e U_3Si_2 tem sido pesquisados como combustíveis de alto desempenho sob irradiação com potencialidade de substituição do UO_2 em reatores de potência.

Cermets (dispersões) são combinações de misturas metal-cerâmico ou combinações de metais com cerâmicas. As suas propriedades ficam entre as propriedades dos metais e as propriedades das cerâmicas que o constituem. A condutividade térmica de *cermets*, por exemplo, é normalmente mais baixa que o metal, mas superior ao cerâmico que o compõe. Alguns itens de comparação entre *cermets* e cerâmicos são:

- *cermets* tem maior resistência mecânica e ductilidade que cerâmicos;
- *cermets* tem maior resistência a choque térmico que cerâmicos, *embora* sejam ainda relativamente frágeis;
- *cermets* tem as propriedades combinadas de metais e cerâmicos;
- ambos tem uma alta resistência a irradiação e 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:

- a) aumento da vida útil de operação do combustível no reator, pois os danos dos produtos de fissão ficam localizados em uma zona imediatamente adjacente da fase dispersa (contendo elemento físsil) minimizando os danos da matriz metálica e minimizando o inchamento;
- b) a seleção dos materiais pode ser estendida de modo a permitir o uso de materiais combustíveis cerâmicos diluídos em materiais metálicos conseguindo-se propriedades físicas, térmicas e mecânicas que não seriam alcançadas com o material combustível básico.

Os combustíveis nucleares de dispersões são constituídos, normalmente, de materiais combustíveis cerâmicos (UO_2 , U_3O_8 , UC, PuO_2 , U_3Si_2 , etc.) dispersos numa matriz contínua de um material estrutural não físsil (Al, zircaloy, aço inox, grafite). A fim de minimizar os danos da irradiação e prover resistência mecânica e ductilidade, o diluente (material estrutural) deve predominar no volume de forma a se constituir numa matriz contínua envolvendo a fase físsil, e se constituir no material estrutural do combustível. Para se alcançar os objetivos desejados de desempenho num combustível de dispersão os seguintes itens devem ser observados:

- a) o tamanho das partículas dispersas (físsil) deve ser grande comparado ao percurso médio de um fragmento de fissão;
- b) a distribuição das partículas dispersas na matriz do metal deve ser o mais uniforme possível;
- c) a densidade do material da fase dispersa (físsil) deve ser alta;
- d) a fase contínua da matriz de metal deve ter o máximo de volume possível na dispersão. Com uma seleção apropriada do tamanho da partícula dispersa, distribuição uniforme das partículas, alta densidade do material físsil, e máximo volume possível da fase de matriz contínua pode-se minimizar os danos de irradiação no combustível. As dispersões podem, no entanto, ter dificuldades de manter a uniformidade de propriedades físicas, mecânicas e térmicas durante irradiação no reator, particularmente a resistência mecânica, ductilidade, resistência à corrosão e estabilidade sob irradiação. Os principais combustíveis com dispersões utilizados são:

- UO_2 disperso em aço inox ou zircaloy
- (U, Th) C_2 ou UO_2 em matriz de grafite
- U_3O_8 , U_3Si_2 , U_3Si disperso em matriz de Alumínio

UO_2 disperso em aço inox ou zircaloy tem aplicação em reatores de potência refrigerados a água.

As dispersões de carbeto e óxidos de Urânio e Tório em grafite são utilizadas em reatores de alta temperatura refrigerados a gás.

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 (MTR) onde podem ser obtidos altos fluxos de nêutrons a relativamente baixas temperaturas ($< 150^\circ\text{C}$). A utilização de dispersões de materiais de alta densidade em Urânio (U_3O_8 , U_3Si_2 , U_3Si , U_6Fe) em matriz de Alumínio foi a solução encontrada para substituir os combustíveis de alto enriquecimento dos reatores MTR (ligas de U-Al). Como mencionado anteriormente, por imposições internacionais, ficou limitado o fornecimento de Urânio a 20% de enriquecimento de U-235. A substituição de ligas de U-Al de alto enriquecimento (93%) foi alcançada através de combustíveis com estas dispersões de materiais de alta densidade de Urânio, o que torna possível utilizar enriquecimento inferior a 20%.

Define-se Elemento Combustível como o componente do núcleo do reator que contém de forma apropriada o material combustível e os materiais estruturais. O núcleo do reator contém 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 este material. Dentre as diversas formas utilizadas, as principais são elementos combustíveis tipo placa 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 a água leve. Os elementos combustíveis com varetas cilíndricas são utilizados basicamente nos reatores de potência.

A diferença básica entre os dois tipos reside na relação de densidade de potência/área de transferência de calor, processos de fabricação, e autonomia/desempenho em irradiação.

3.1 Elementos combustíveis tipo placa para reatores MTR

Os elementos combustíveis tipo placa têm basicamente os seguintes componentes: placa combustível, placas suportes laterais, bocal de extremidade (inferior), extremidade suporte de manuseio (superior).

As **Figuras 1 e 2** exemplificam dois tipos distintos de elementos combustíveis tipo placa para um reator MTR. Estes elementos combustíveis são constituídos basicamente de placas combustíveis colocadas paralelamente e suportadas pelas placas laterais (sem material físsil) e o bocal inferior. A extremidade suporte superior serve

para manuseio do elemento. Alguns elementos possuem uma espécie de “pente” nas extremidades que alinham o espaçamento central das placas combustíveis. As dimensões de cada placa combustível, a quantidade de placas e o espaçamento entre placas são ditados pelo projeto neutrônico/termo-hidráulico tendo viabilidade comprovada pelos aspectos de processo de fabricação e desempenho sob irradiação. A configuração do núcleo do reator depende de sua aplicação e características, ou seja o número de elementos combustíveis e sua disposição depende das características do reator. A **Figura 5** exemplifica a disposição de elementos combustíveis em reatores tipo MTR. Normalmente estes elementos são suportados apenas por uma placa matriz na qual estão apoiados.

As placas combustíveis contém o material físsil. Elas são constituídas do “miolo” contendo o material físsil e um revestimento metálico. O “miolo” pode ser formado de ligas de U, dispersões com U, ou plaquetas cerâmicas de UO_2 . Os revestimentos mais utilizados são ligas de Alumínio, ligas de Zircônio e Aço inox. Ligas de Alumínio são usadas quando o miolo é constituído de ligas de U-Al ou dispersões em matriz de alumínio. Zircaloy é utilizado como revestimento quando o miolo é constituído de plaquetas de UO_2 , ligas de U-Zr ou dispersões com matriz de Zircônio. Aço inox é utilizado como revestimento em placas combustíveis com dispersões de UO_2 em aço inox.

Por questões de estabilidade mecânica, as placas podem ser planas ou curvas (em reatores MTR de alto fluxo neutrônico com alta vazão de água através do núcleo do reator).

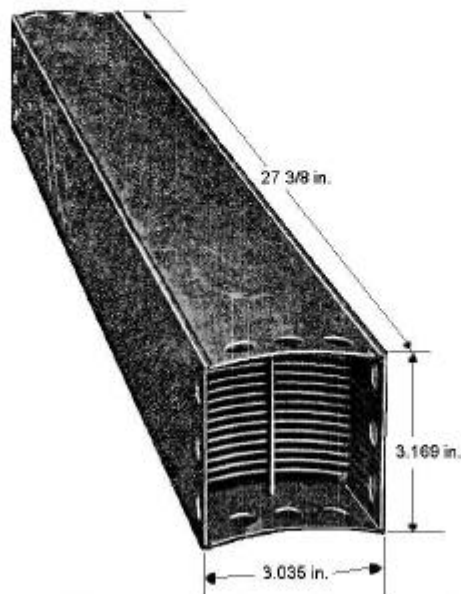
Os processos de fabricação mais utilizados para a obtenção das placas combustíveis são: o de “moldura” (*picture frame*) onde a liga de U ou dispersão é “sanduichada” pelo material de revestimento e feita a laminação para as dimensões desejadas; e o processo de colingotamento onde o material de revestimento é fundido sobre o miolo contendo o material físsil e feita laminação posterior para as dimensões desejadas (**Figuras 3 e 4**). No caso de plaquetas de UO_2 (*caramel* - patente francesa) a fabricação da placa é feita através de soldagem das placas de revestimento já na sua configuração final (**Figura 2**).

3.2 *Elementos combustíveis com varetas cilíndricas*

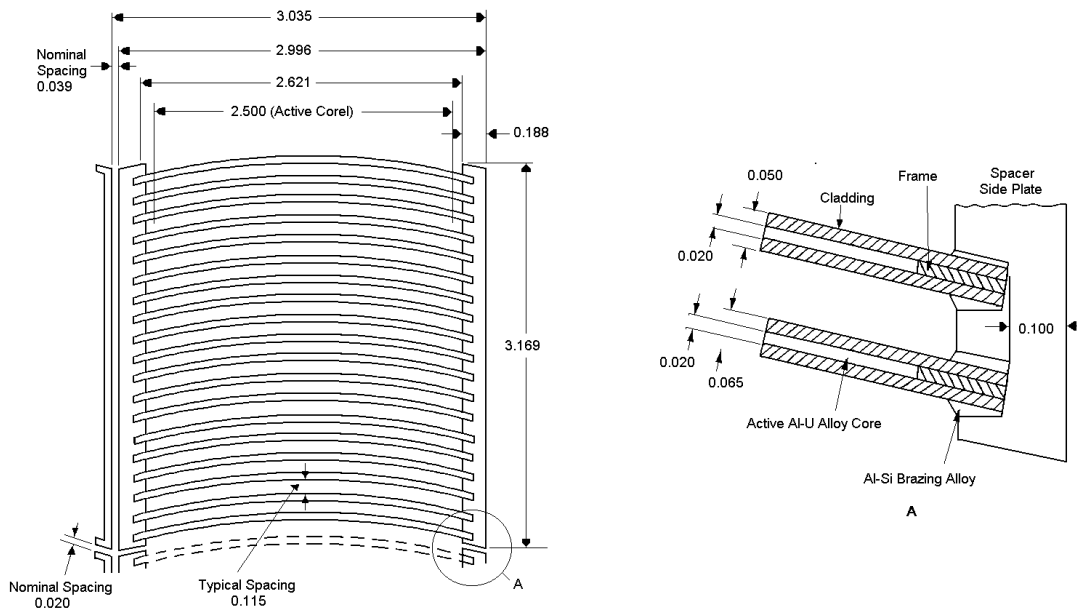
Os Elementos Combustíveis (E.C.) com varetas cilíndricas são utilizados, principalmente, nos reatores de potência térmicos e em alguns reatores regeneradores. Normalmente o material combustível utilizado é cerâmico (UO_2 , ThO_2 , PUO_2 , etc.) na forma de pastilhas cilíndricas encapsuladas com tubos metálicos. Cada E.C. possui componentes que servem de estrutura a fim de manter o espaçamento das varetas combustíveis dando rigidez ao conjunto bem como provendo guias para elementos de controle do reator. Para cada tipo de reator (PWR, BWR, PHWR, CANDU, etc.) existe uma forma apropriada para os E.C. Várias formas vieram sendo utilizadas ao longo dos últimos trinta anos verificando-se uma evolução crescente até as formas atualmente utilizadas. Será descrito aqui neste item apenas o E.C. típico (atual) de um reator PWR que é a linha adotada pelo Brasil nas usinas nucleares Angra I (Westinghouse) e Angra II (KWU).

Para entender melhor como é constituído o E.C. é conveniente discretizar mais detalhadamente quais seriam seus requisitos funcionais pois seu detalhamento espelha estes requisitos. De uma forma geral o E.C. de PWR, como qualquer outro E.C., possui uma geometria, características de materiais e características mecânicas que atendam ao projeto neutrônico/termo-hidráulico/desempenho do combustível e deve atender aos seguintes requisitos funcionais básicos:

- manter uma geometria no combustível e um posicionamento axial e radial aceitáveis, isto é, deve permitir a fixação do E.C. no núcleo e das varetas no E.C.;
- 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;



MTR fuel assembly of curved plates without end boxes
(Oak Ridge National Laboratory)



Sketch of MTR fuel-element cross section.³³ Note that the two outer fuel plates are 0.065 in. thick and the internal fuel plates are 0.50 in. thick. Dimensions are in inches.

FIGURA 1 - Elemento Combustível tipo placa de reator tipo MTR

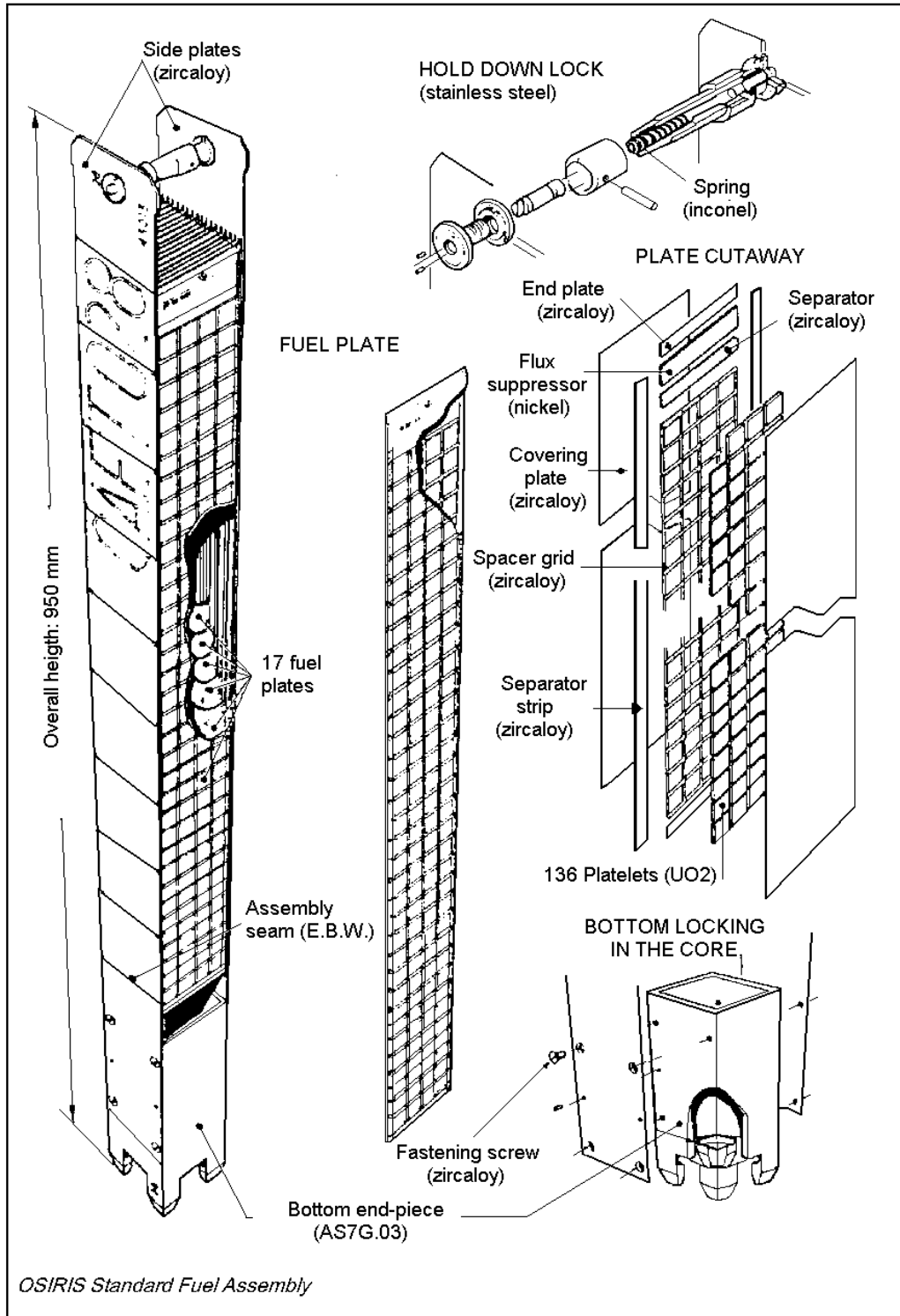
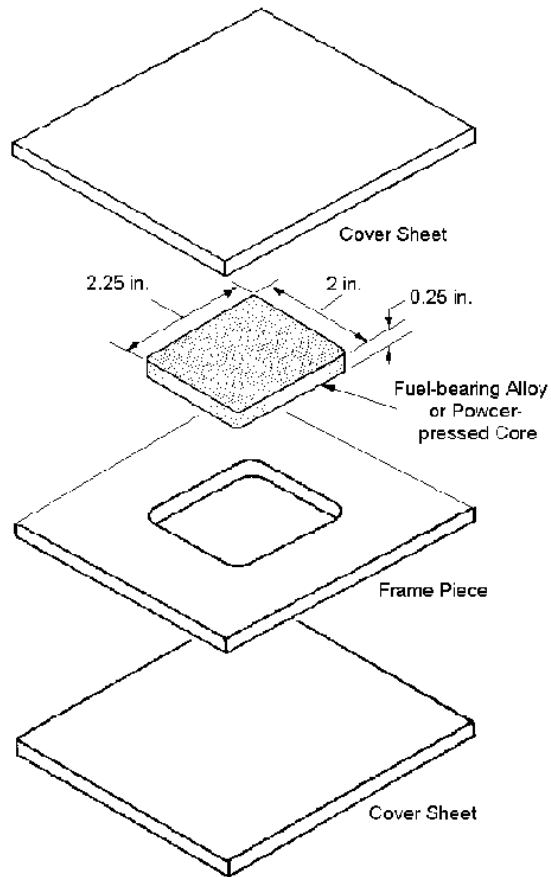
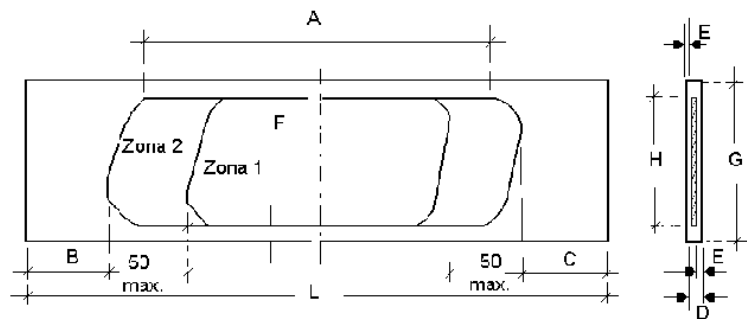


FIGURA 2 - Elemento Combustível tipo placa de reator tipo MTR



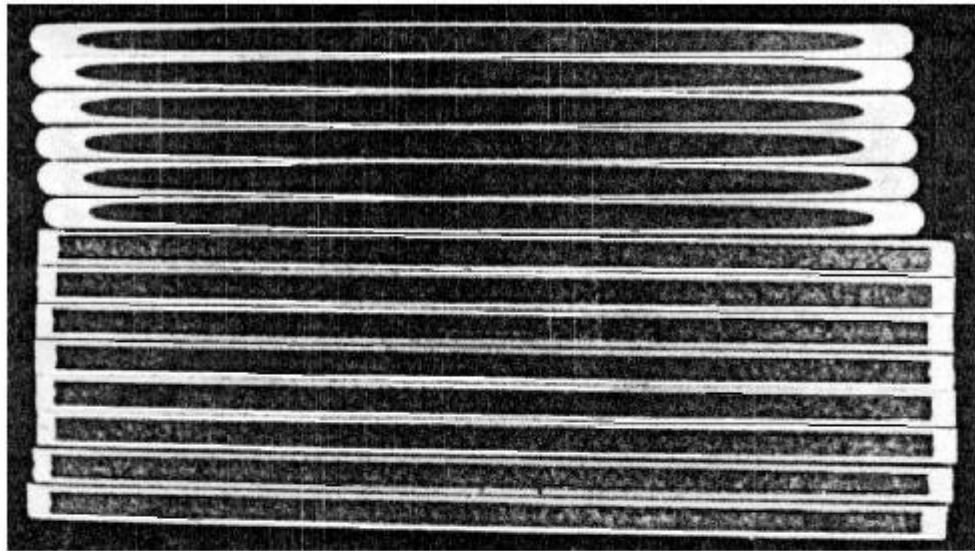
Exploded view of MTR composite fuel plate prior to rolling. (33)



| DADOS DA PLACA COMBUSTIVEL EM MM | | |
|----------------------------------|------------------------------|----------------|
| Enriquecimento | 19.75% | 93.0% |
| B | 12.50 ± 5 | 12.50 ± 5 |
| C | 12.50 ± 5 | 12.50 ± 5 |
| D | 1.52 ± 0.075 | 1.52 ± 0.075 |
| E | zona 1: 0.38 zona 2: 0.30 | 0.505 0.505 |
| F | min. 2.80 | 2.80 |
| G | 70.79 ± 0.15 | 70.79 ± 0.15 |
| L | 62.50 ± 0.20 | 62.50 ± 0.20 |
| A min. | 560 | 560 |
| H min. | 60.35 | 60.35 |

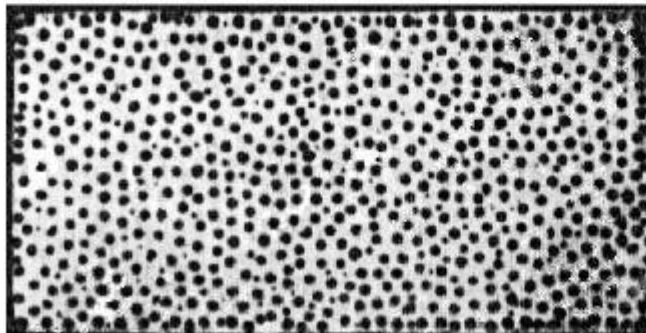
Características das placas combustíveis com alto e baixo enriquecimento em U-235

FIGURA 3 - Esquema de montagem e dimensões de placa combustível



Cross-section of fuel plates containing meat
consisting of a U_3O_8 Al-cermet

- (Above) Fabricated by coextrusion: elliptical cross-section,
nonuniform can thickness.
 - (Below) Fabricated by the picture-frame technique: rectangular cross-section,
uniform thickness.
- Source: NUKEM



Cross-section of a typical UO_2 -steel cermet. 10X magnification.
Source: Frost et al., 3rd Geneva Conference

FIGURA 4 - Exemplos de Seções de placas combustíveis

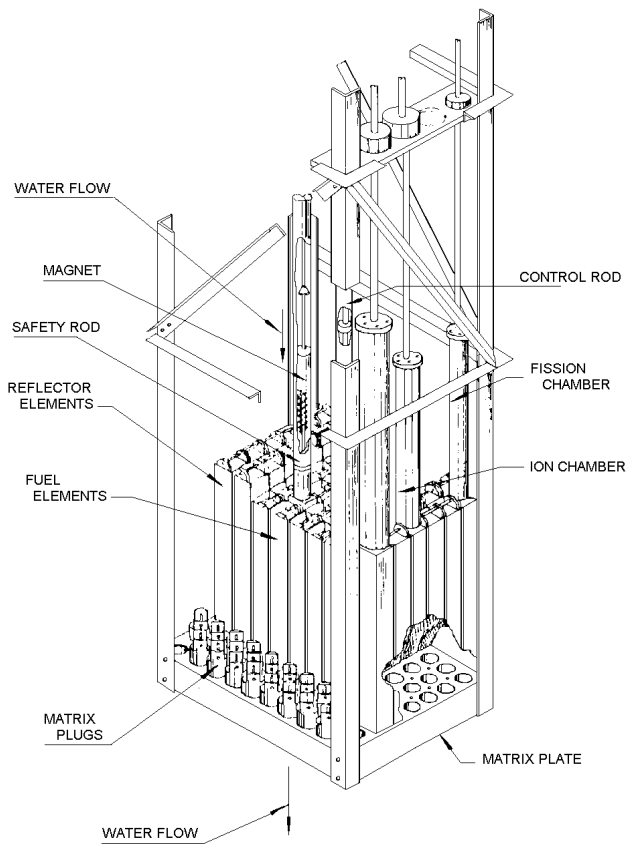
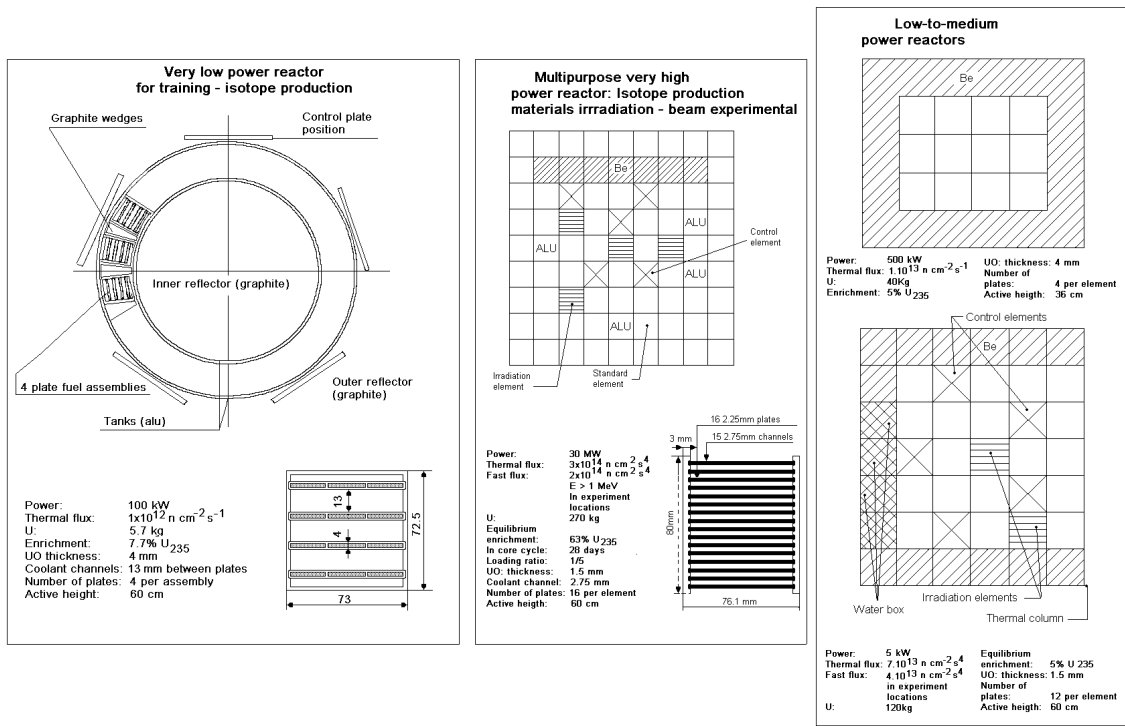


FIGURA 5 - Exemplo de arranjos de núcleos de reatores tipo MTR

- permitir expansões radiais e axiais das varetas e também do E.C. 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 E.C.. Isto inclui veneno queimável, fontes de nêutrons, tampões de vedação e instrumentação de monitoração;
- acomodar efeitos químicos, térmicos, mecânicos e de irradiação sobre os materiais. Exemplos são: 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;
- todos os E.C. dentro do núcleo devem ser compatíveis entre si.

As **Figuras 6, 7 e 8** exemplificam um reator PWR, do tipo que é utilizado em Angra I (Westinghouse). A **Figura 6** mostra os principais componentes do reator com o posicionamento dos E.C. para um núcleo com 193 E.C. (Angra I tem 121 E.C. como na Figura 6) e o posicionamento com arranjo de 17 x 17 varetas combustíveis (Angra I tem arranjo de 16 x 16 varetas). A **Figura 8** mostra o caminho do refrigerante ao longo do reator.

O E.C. de reator PWR 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 dos E.C. são:

- ◆ vareta combustível;
- ◆ Tubo guia da vareta de controle;
- ◆ grades espaçadoras;
- ◆ bocais de extremidade
- ◆ mola de fixação do E.C.

As **Figuras 9 a 12** exemplificam detalhes dos E.C. de um PWR.

A vareta combustível contém de forma isolada o material físsil. 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 (**Figura 11**).

A pastilha combustível contém o material físsil e é feita de UO_2 sinterizada. Normalmente o enriquecimento em U-235 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. Esta 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 E.C.) e criar espaços vazios para acomodar os gases de fissão produzidos durante irradiação, é colocada uma mola na parte superior da vareta. Esta 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 é colocada 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 e que serve também para prover mais espaço para acomodar gases de fissão.

O tubo metálico de revestimento bem como 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 a liberação de produtos de fissão radioativos para o refrigerante. O material normalmente utilizado para o tubo de revestimento é uma liga de zircônio (zircaloy-4) que possui boas características mecânicas e resistência à corrosão e possui baixa seção de choque de absorção. Também é utilizado aço inox austenítico 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. Esta folga serve para acomodar as expansões diferenciais entre pastilha e revestimento ao longo de irradiação.

O espaçamento entre varetas combustíveis no arranjo do E.C. 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 E.C. 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.

Algumas posições do arranjo de varetas do E.C. são ocupadas por tubos que servem de guia para as varetas absorvedoras que adentram o E.C. de forma a controlar a reação em cadeia no núcleo do reator. Estes tubos são abertos na extremidade superior permitindo a penetração da vareta absorvedora e sua movimentação de inserção e retirada

no E.C.. Na parte inferior possuem alguns furos que permitem o escoamento do refrigerante por dentro do tubo e existe um estreitamento do tubo na parte inferior que juntamente com os outros furos faz um efeito de “amortecimento hidráulico” (*dashpot*) da queda do Elemento de Controle dentro do E.C. numa situação de desligamento rápido do reator. O material normalmente utilizado para este tubo é zircaloy 4 ou aço inox austenítico.

A posição central do arranjo de varetas no E.C. pode ser ocupado por um tubo que serve de guia para instrumentações internas 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 E.C. (**Figura 6**).

As grades espaçadoras tem a função de manter a posição das varetas combustíveis dentro do arranjo do E.C.. Elas são elementos estruturais bem rígidos, montadas numa forma reticular por tiras metálicas entrelaçadas (**Figura 12**). Nas posições de fixação das varetas combustíveis existe um sistema mola-batente estampado nas tiras. Este 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 irá permitir expansões axiais diferenciais entre varetas combustíveis sem causar tensões excessivas. As grades possuem também aletas defletoras para prover maior agitação na água de refrigeração que passa ao longo do E.C. Isto melhora a transferência de calor das varetas combustíveis para o refrigerante. 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. Recentemente estão sendo utilizadas 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).

Os bocais de extremidade do E.C. servem de orientadores do fluxo de água para os canais de refrigeração entre as varetas combustíveis e também como peças estruturais de ligação do E.C. com as estruturas do reator. São feitas de aço inox austenítico e cada fabricante possui uma forma geométrica distinta que depende basicamente de facilidade de fabricação e de detalhamento hidráulico do reator.

O E.C. possui como estrutura principal o que é denominado de “esqueleto”. O esqueleto é formado pela junção rígida dos tubos guias da vareta de controle às grades espaçadoras e aos bocais de extremidade. Esta estrutura serve de suporte para as varetas e dá uma rigidez de conjunto ao E.C. 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 E.C. A expansão diferencial entre varetas combustíveis ou entre varetas e os tubos guias dá-se pelos gradientes térmicos existentes (devido a geração de potência diferenciada entre varetas combustíveis e potência próxima de zero no tubo guia) e ao crescimento axial de tubos de zircaloy dependentes da fluência neutrônica (diferenciado também entre varetas e tubos guias).

O E.C. 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 E.C. e os internos do reator. Neste modo de fixação é suposto que cada E.C. não interfira com os E.C. adjacentes, sendo cada E.C. ligado exclusivamente às placas suportes do núcleo.

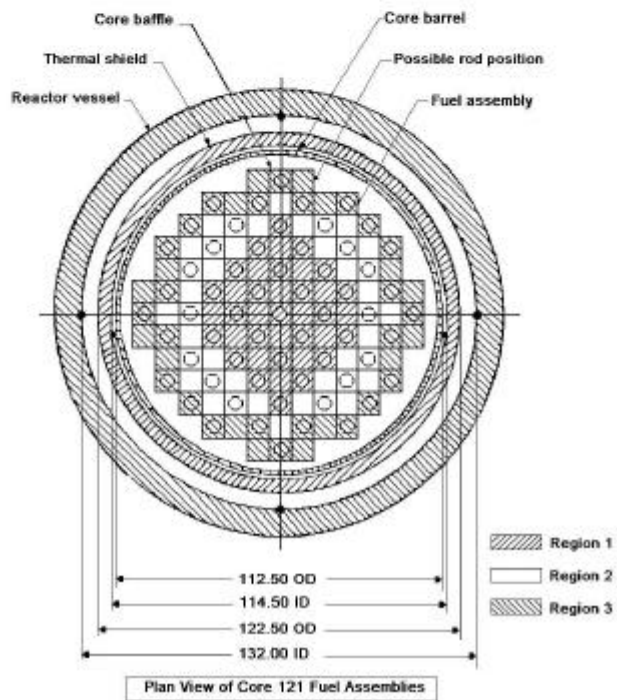
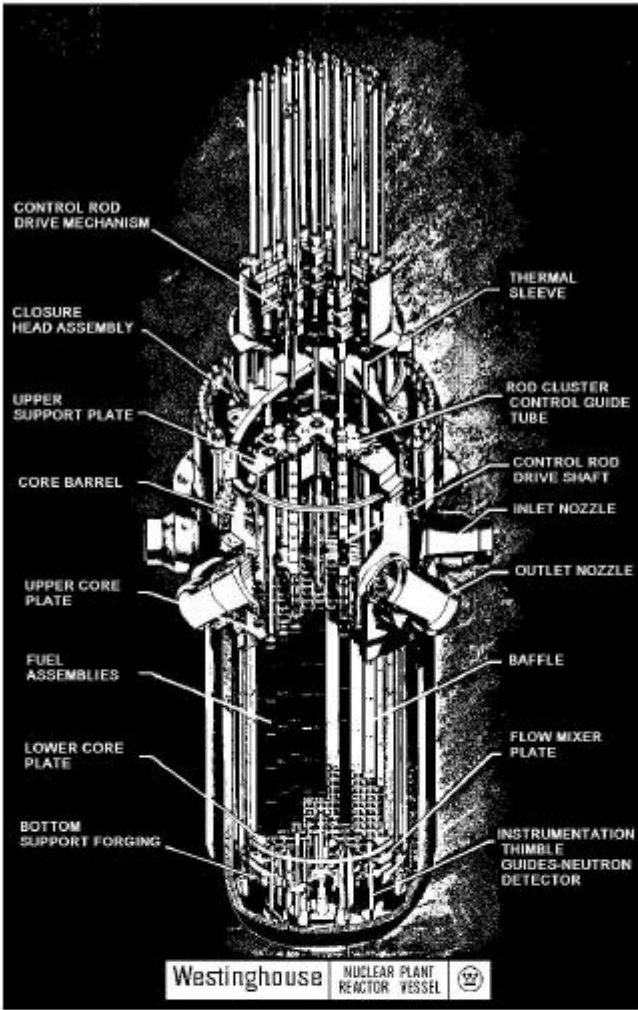


FIGURA 6 - Reator PWR (Pressurized Water Reactor)

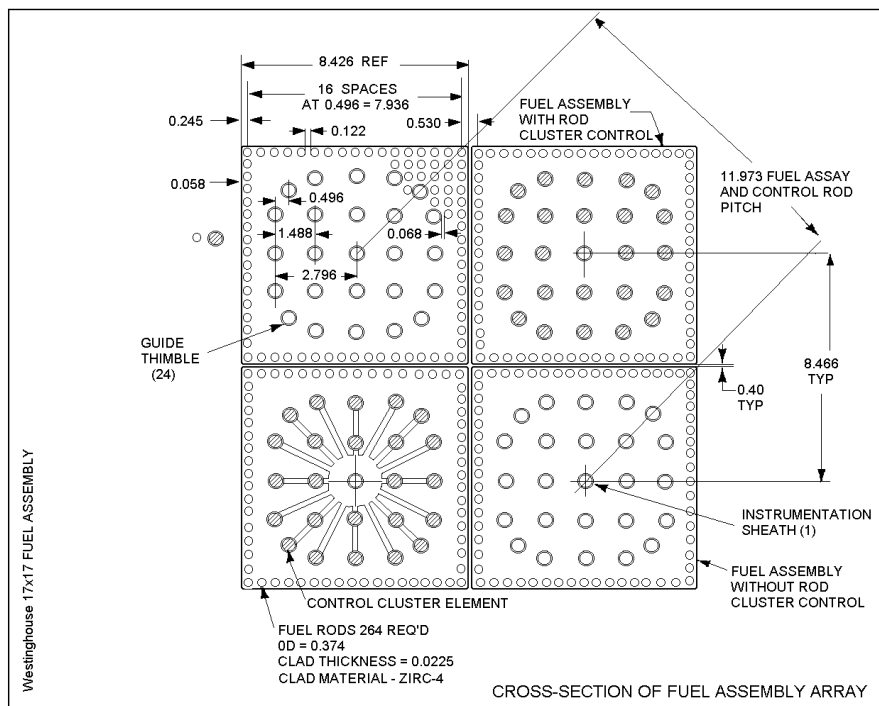
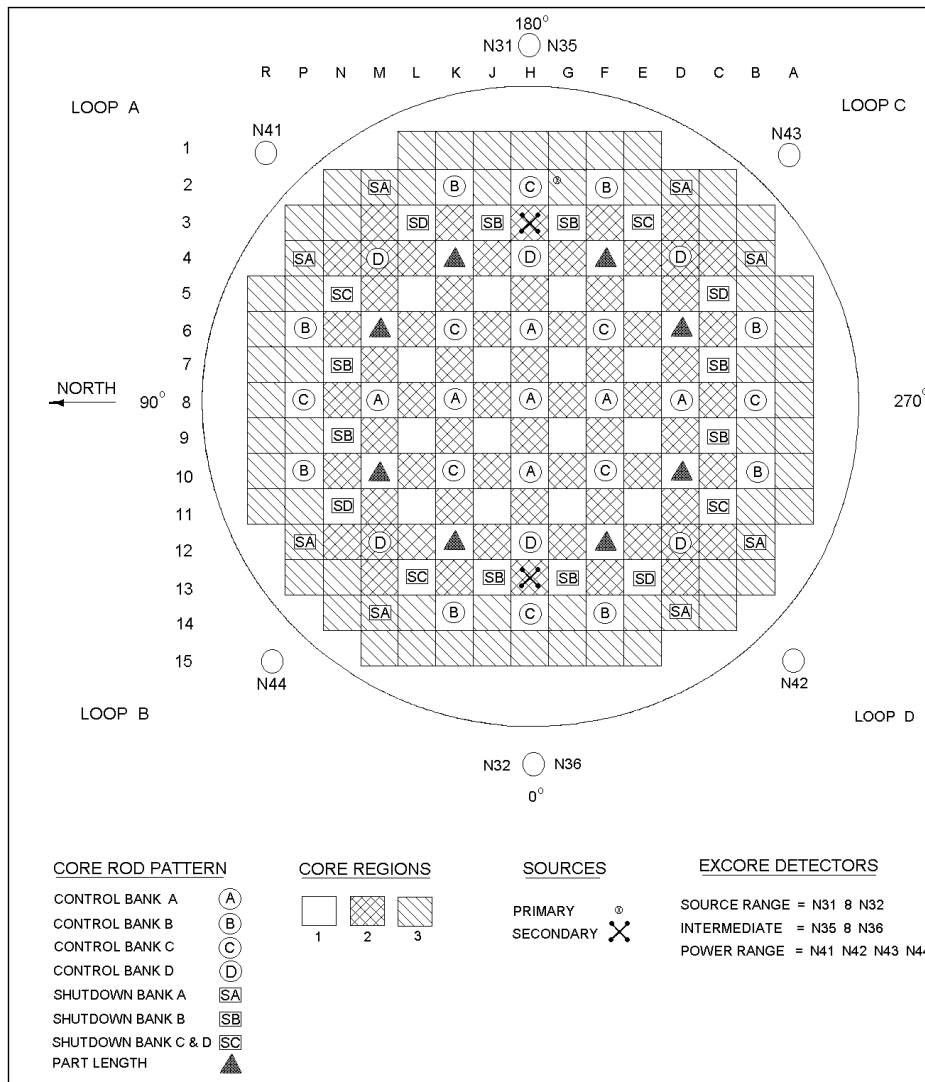


FIGURA 7 - Arranjo dos Elementos Combustíveis no Reator e arranjo das varetas combustíveis no Elemento Combustível

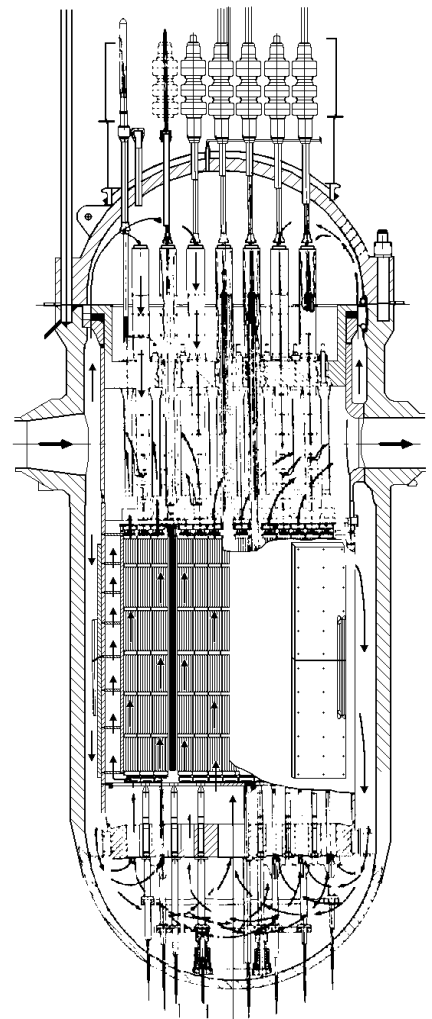
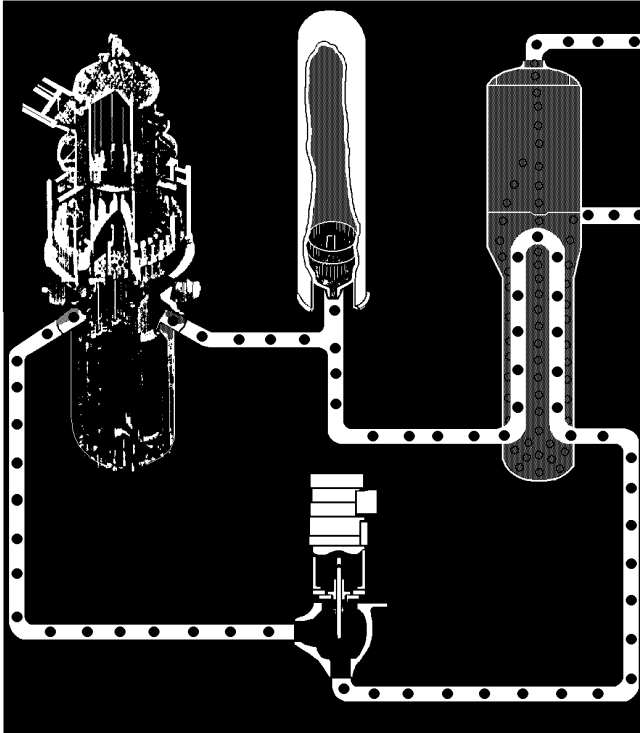


FIGURA 8 - Caminho do refrigerante no reator

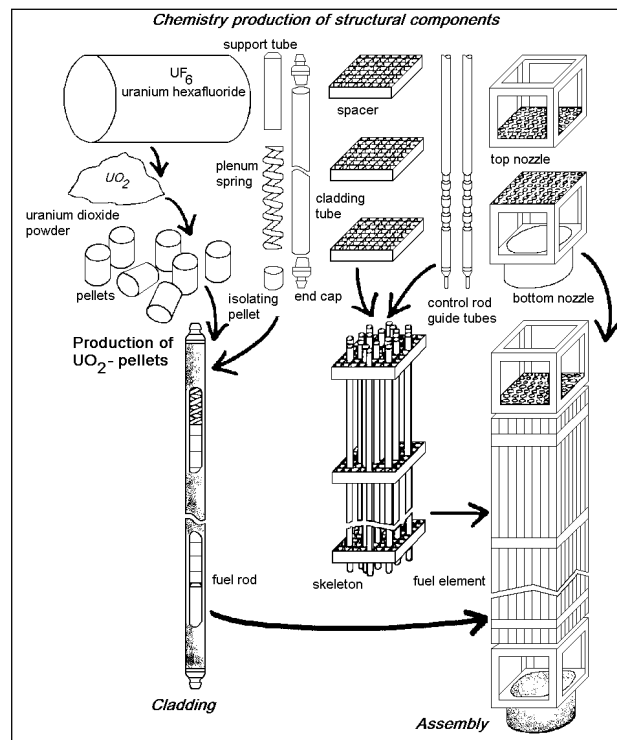
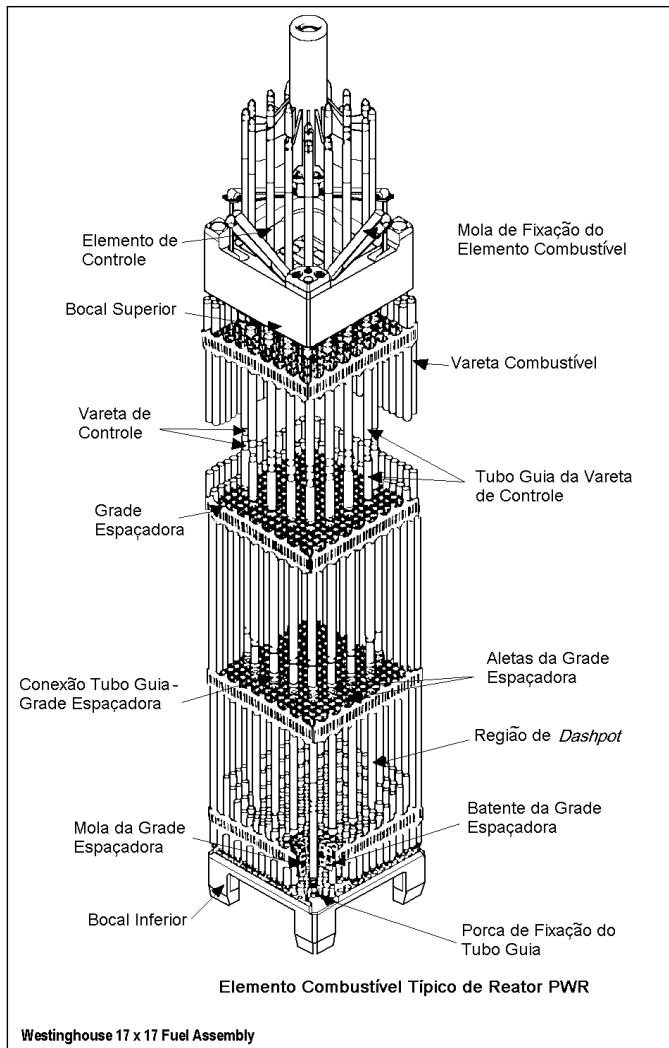
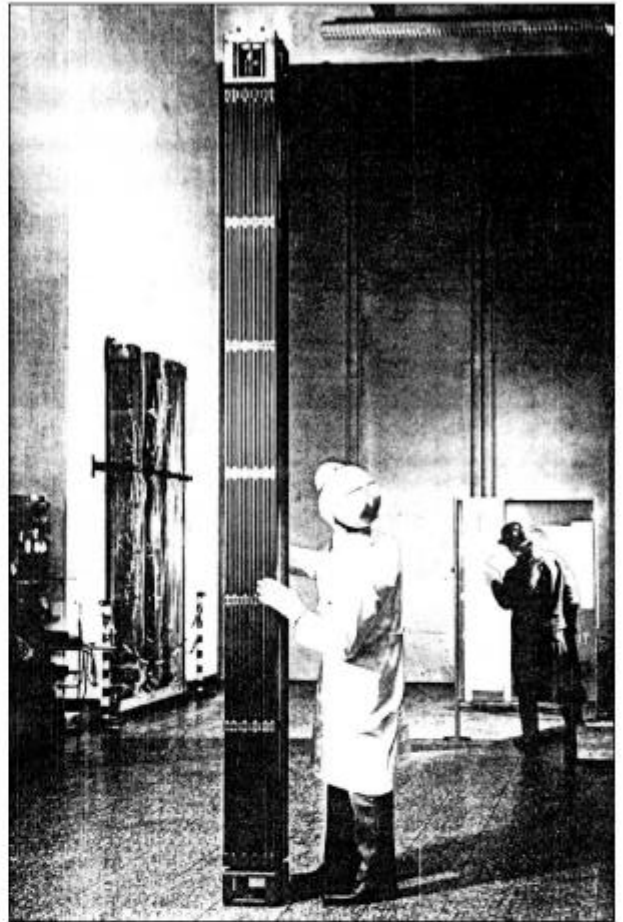
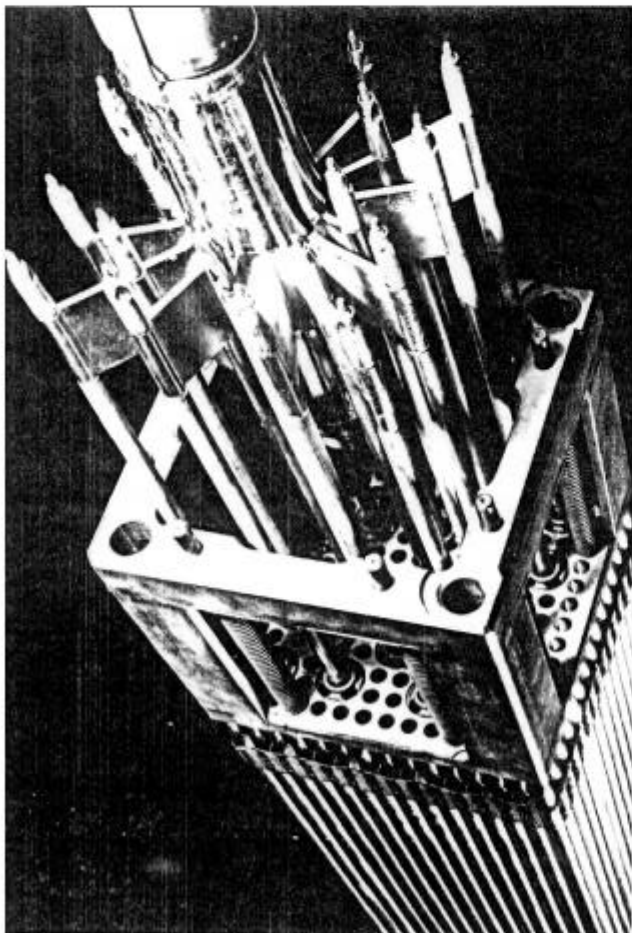
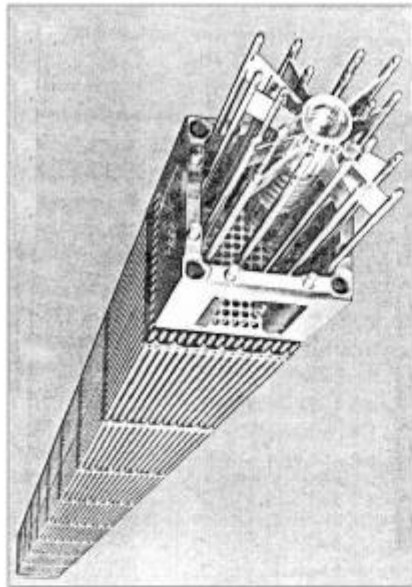


FIGURA 9 - Componentes de um Elemento Combustível



Fuel Assembly
Pressurized Water Reactor
Kraftwerk Union

Fuel Assembly with RCC-Assembly
Pressurized Water Reactor
Kraftwerk Union

FIGURA 10 - Elemento Combustível

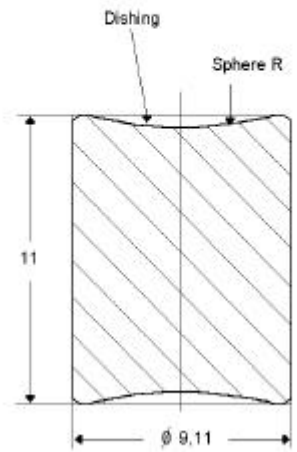
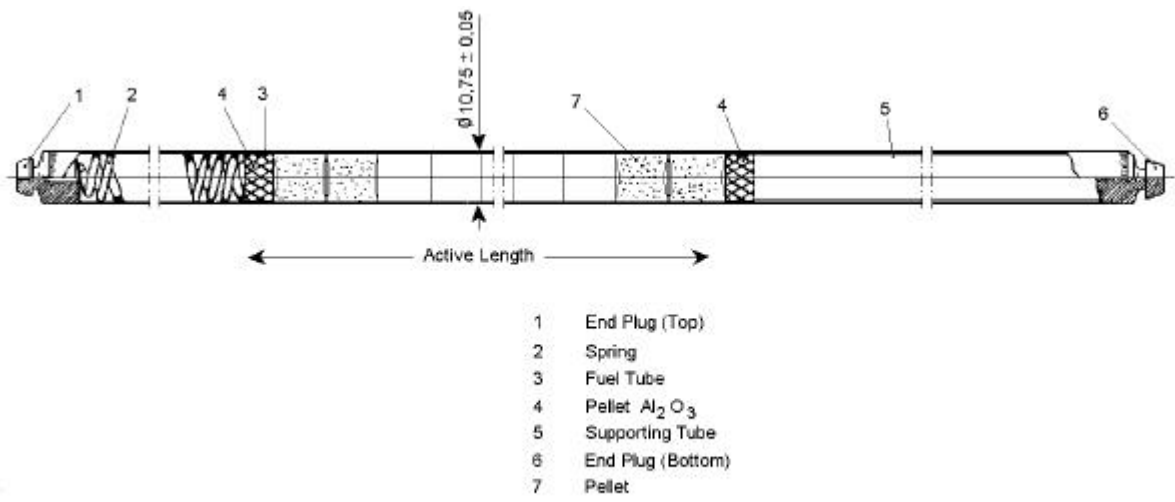
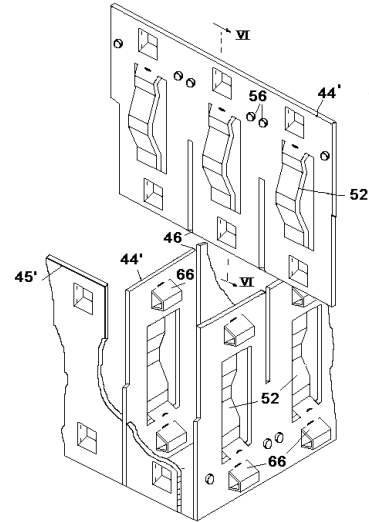
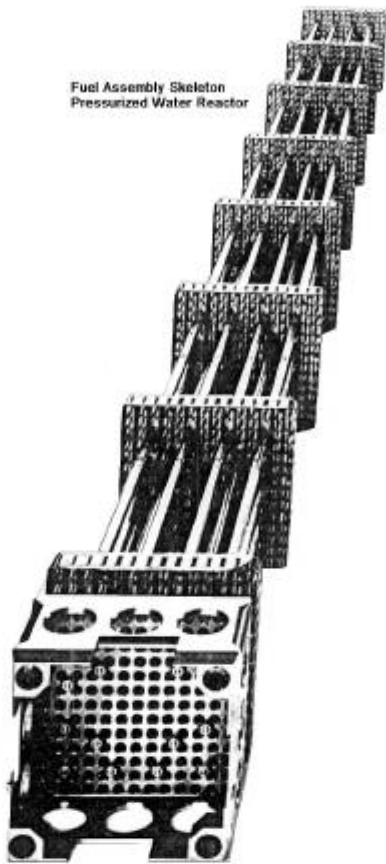
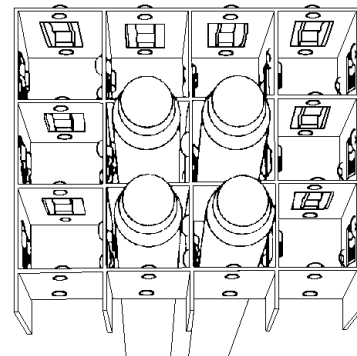


FIGURA 11 - Vareta Combustível

Fuel Assembly Skeleton
Pressurized Water Reactor



Grade Espaçadora



Fixação da Vareta
na Grade Espaçadora

FIGURA 12 - Componentes do Elemento Combustível

TABELA 3.3 - Características do Elemento Combustível de Angra II(KWU)

| | | | |
|---|---|---|--|
| <p>CORE DESIGN</p> <p>Thermal power of the reactor core Percentage power generated in fuel rods Number of fuel assemblies in the core Number of active fuel rods Equivalent core diameter (20°C) Active core length (20°C) (length of cold UO₂-column) Total uranium weighth in first core H₂O/UO₂ volume ratio (20°C)</p> | <p>3,765 MW 97.4 % 193 45548 3.605 mm 3,900 mm 103,062 Kg U 2.06</p> | <p>Filler gas composition Filler gas pressure Fuel rod length</p> | <p>96 % He + 4 % Ar 22.5 bar 4,407 mm</p> |
| <p>THERMAL-HYDRAULIC CORE DESIGN</p> <p>COOLANT DATA</p> <p>Total coolant flow rate Coolant flow rate in core Total flow corss-section in all fuel assemblies (cold) Mean coolant flow velocity Mean mass flow per unit area Reactor pressure vessel inlet coolant temperature Mean temperature rise in reactor pressure vessel Nominal system pressure Maximal thermal overpower Hot channel outlet temperature, max. (for p_a = 158 bar and 1,12 x 1979 MW)</p> | <p>18,800 kg/s 17,672 kg/s 5.597 m² 4.472 m/s 3,158 kg/m²s 291.3°C 34.8°C 158 bar 12 % 346.3°C</p> | <p>FUEL</p> <p>Form</p> <p>Pellet length Pellet diameter Mean density of the uranium pellet Volumetric dishing fraction</p> | <p>cyl. pellets with dishing on both ends 11 mm 9.11 mm 10.35 g/cm³ 2.2 %</p> |
| <p>FUEL ROD DATA</p> <p>Fuel rod heat transfer area, total (hot) Mean heat flux density Mean power per cm of active fuel rod length Mean power per liter of reactor core Mean power per kg uranium</p> | <p>6,040.6 m² 61.1 W/cm² 207.9 W/cm 93,0 kW/l 36,6 kW/kg</p> | <p>CONTROL ROD GUIDE THIMBLE</p> <p>Material Outside diameter Wall thickness</p> | <p>X10CrNiTi 18 9 13.72 mm 0.47 mm</p> |
| <p>FUEL ASSEMBLY</p> <p>Rod array Number of fuel rods per assembly Number of guide thimbles Cross-section Fuel rod pitch Fuel Assembly length Number of spacers per fuel assembly Weigth of uranium per fuel assembly Total weigth of assembly</p> | <p>16 x 16 - 20 236 20 229,6 x 229,6 mm 14,3 mm 4,835 mm 9 approx. 534 kg approx. 832 kg</p> | <p>SPACER GRID</p> <p>Material Heigth Sheet (Plate) thickness</p> | <p>Inconel 718 38 mm 0.42 mm</p> |
| <p>FUEL ROD</p> <p>Clad material Clad outside diameter Clad wall thickness</p> | <p>Zircaloy-4 10.75 mm 0.725 mm</p> | <p>ISOLATION PELLETT</p> <p>Material Heigth Diameter</p> | <p>Al₂O₃ 8 mm 9.15 mm</p> |
| <p>FUEL ROD SPRING</p> <p>Material</p> | <p>X7CrNiAl 17 7 or X7CrNiAl 15 7</p> | <p>END PIECES</p> <p>Material Heigth: upper end piece lower end piece Diameter of coolant holes</p> | <p>X10CrNiTi 18 9 210 mm 182 mm 10.5 mm</p> |
| <p>CONTROL ASSEMBLY</p> <p>Number of full length control assemblies (black) Total length without drive rod Section (middle of outer row of rods) Spider material Number of control rods per control assembly</p> | <p>61 approx. 4,625 mm 157.3 x 157.3 mm X10CrNiNb 18 9 20</p> | | |

| | |
|---------------------------------|-------------------|
| Length of control rods | approx. 4,550 mm |
| Clad tube materials | X10CrNiMoTi 18 10 |
| Outer diameter of control rod | 10.2 mm |
| Wall thickness of the clad tube | 0.62 mm |
| Absorber material | Ag15In5Cd |
| Diameter of absorber rod | 8.9 mm |
| Length of absorber rod | 3,530 mm |
| Plug material | X10CrNiMoTi 18 10 |
| Plug diameter | 10.2 mm |

4 ELEMENTOS DE CONTROLE

Os materiais absorvedores são utilizados para controlar o reator, homogeneizar 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 em termos de modificar a reatividade do núcleo através da inserção e retirada do material absorvedor de forma a mudar os níveis de fluxo de nêutrons (potência) de acordo com o necessário e desejado. Serve também para modificar distribuição de potência no núcleo do reator e para compensar o excesso de reatividade do núcleo (materiais físséis) 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 de forma homogênea no refrigerante/moderador.

A função de segurança diz respeito a 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) e 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 físsil. Ao longo da irradiação, com a queima do material físsil, o material absorvedor deve ser também queimado (ou seja há uma transmutação do nuclídeo ao absorvedor de nêutron), de forma que haja uma compensação de reatividade positiva e negativa. 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 ou podem estar diluídos no próprio material combustível.

Os materiais absorvedores mais utilizados são Boro, Cádmi, Háfni, Índio, Prata, Terras Raras. As propriedades nucleares dos nuclídeos desses absorvedores estão anotados na **Tabela 4.1**.

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.

TABELA 4.1 - Propriedades nucleares de Absorvedores

| MATERIAL | ABUNDÂNCIA ISOTÓPICA (%) | SEÇÃO DE CHOQUE DE ABSORÇÃO TÉRMICA s_a (barns) | SEÇÃO DE CHOQUE MACROSCÓPICA DE ABSORÇÃO TÉRMICA S_a (cm ⁻¹) | PRINCIPAIS RESSONÂNCIAS | | | | |
|--------------------------------|--------------------------|---|--|---------------------------|--|-------|-------|-------|
| | | | | ENERGIA DOS NEUTRONS (eV) | SEÇÃO DE CHOQUE DE ABSORÇÃO EPITÉRMICA s_a (barns) | | | |
| Boro (natural) | 20 | 759 | 97.23 | | | | | |
| Boro 10 | | 3810 | | | | | | |
| Cádmi (natural) | 12.3 | 2450 | 113.60 | 0.18 | 7200 | | | |
| Cádmi 113 | | 20000 | | | | | | |
| Prata (natural) | 51.3 | 63 | 3.69 | 16.6 | 630 | | | |
| Prata 107 | | 31 | | | | | | |
| Prata 109 | | 48.7 | | | | 87 | 5.1 | 12500 |
| Índio | 4.2 | 194 | 7.44 | | | | | |
| Índio 113 | | 58 | | | | | | |
| Índio 115 | | 95.8 | | | | 197 | 1.46 | 30000 |
| Samário | 13.8 | 5800 | 163.0 | 0.096 | 16000 | | | |
| Samário 149 | | 26.6 | | | | | | |
| Samário 152 | | | | | | 8.2 | 15000 | |
| Sm ₂ O ₃ | | 11200 | | | | 143.0 | | |
| Háfni | 18.4 | 105 | 47.3 | 2.38 | 6000 | | | |
| Háfni 177 | | 380 | | | | | | |
| Háfni 178 | | 27.1 | | | | 75 | 7.80 | 10000 |
| Háfni 179 | | 13.8 | | | | 65 | 5.69 | 1100 |
| Háfni 180 | | 35.4 | | | | 14 | 74.0 | 130 |
| Európio | 47.8 | 4300 | 89.0 | 0.46 | 11000 | | | |
| Európio 151 | | 7700 | | | | | | |
| Európio 153 | | 52.2 | | | | 450 | 2.46 | 3000 |
| Eu ₂ O ₃ | | | | | | | | |
| Erbio | 14.7 | 460 | 5125 | 2.6 | 1400 | | | |
| Gadolíni | | 46000 | | | | 1401 | | |
| Gadolíni 155 | | 61000 | | | | | | |
| Gadolíni 157 | 15.7 | 240000 | | 17.0 | 1000 | | | |

i. Háfnio

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 com o Zircônio. É utilizado Hf metálico ou em ligas Hf-In-Ag, Hf-Ag como material de elementos de controle/segurança. Como pode ser visto na **Tabela 4.1**, o Háfnio tem 4 isótopos cada um dos quais possui alta seção de choque de absorção/térmica e epitérmica. A captura de nêutrons pelos isótopos menores leva a 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. As vantagens e desvantagens do Hf e suas ligas como elemento de controle/segurança são:

- Vantagens:
 - * bom desempenho nos reatores navais americanos;
 - * boa resistência a corrosão podendo-se eliminar a necessidade de revestimentos metálicos;
 - * boa estabilidade a irradiação com pouca degradação de propriedades até uma fluência de nêutrons de 2×10^{22} n/cm² (E>1 MeV);
 - * boa conformação mecânica usando técnicas normais;
 - * probabilidade de longa vida no reator (efetividade de absorção);
 - * ausência de produtos de transmutação gasosos
- Desvantagens:
 - * alto custo;
 - * estrutura anisotrópica que pode resultar em variações dimensionais induzidas pela irradiação;
 - * poucos dados publicados em literatura sobre seu desempenho em reatores.

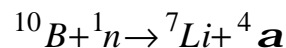
ii. Liga de Ag-In-Cd

Ao fazer uma liga contendo Cádmio, que tem uma alta seção de choque de absorção térmica, com Índio e Prata que tem 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 mecânicas 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, mas devido às características de corrosão apresentadas optou-se por sempre encapsular a liga com material metálico (aço inox) eliminando assim o contato direto com a água. As vantagens e desvantagens desta liga são:

- Vantagens:
 - * bom desempenho em muitos reatores comerciais (PWR, BWR, etc.);
 - * baixa taxa de inchamento e boa integridade estrutural em função da irradiação;
 - * boa conformação mecânica e capacidade provada de fabricação;
 - * compatibilidade com revestimentos de aço inox e ligas de níquel;
 - * baixa susceptibilidade de interação mecânica com o revestimento;
 - * ausência de produtos de transmutação gasosos.
- Desvantagens:
 - * alto custo da Prata e Índio;
 - * efetividade de absorção não muito alta, que requer em certos reatores uma maior movimentação dos Elementos de Controle ou maior número destes;
 - * baixa resistência à corrosão em água o que pode levar, caso haja uma perfuração no revestimento metálico, à contaminação do refrigerante com núclídeos, formados na transmutação, emissores de radiação gama de alta energia;
 - * alto custo de estocagem e reprocessamento devido aos núclídeos de longa vida média, emissores de radiação gama de alta energia que são formados na transmutação após absorção dos nêutrons.

iii. *Ligas e dispersões de Boro*

A alta seção de choque de absorção térmica do B-10 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:



A partícula α produzida se torna um átomo de Hélio. Podem ser utilizadas 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, 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 serem quebradiças e são praticamente impossíveis de fabricar por métodos normais. As dispersões podem conter até 3% em Boro (átomo %). Para se obter a efetividade necessária do elemento de controle é utilizado o B-10 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 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 este fato, este tipo de material não foi aplicado em reatores comerciais.

iv. *Carbeto de Boro (B_4C)*

Carbeto de Boro (B_4C) enriquecido ou não em B-10 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 $^{10}B(n, \alpha)$ induz, como no caso de dispersões de Boro, alto inchamento e deteriorização do material.

B_4C compactado em varetas (tubos de aço inox) tem sido utilizado em reatores BWR. O inchamento devido a produção de Hélio é minimizado por:

- migração do Hélio para espaços vazios existentes na vareta;
- 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 uma forma semelhante à partilha combustível, ou seja, gera calor, expande termicamente, racha e reloca fragmentos, produz elementos de transmutação sólido (Li) e gasoso (Hélio), incha e libera gás. De um modo geral as vantagens e desvantagens de B_4C em pó compactado ou em pastilhas sinterizadas são:

- Vantagens:

- * maior efetividade no início de vida no reator do que Ag-In-Cd e Hf;
- * alto ponto de fusão;
- * compatibilidade com revestimento metálico;
- * baixo custo;
- * alto sucesso operacional para exposições médias.

- Desvantagens:

- * os produtos de transmutação causam uma alta taxa de inchamento (maiores do que Ag-In-Cd e Hf);
- * gradientes térmicos e mudanças de volume causam trincas e relocação semelhantes aos combustíveis cerâmicos;
- * liberação de gás Hélio como produto da transmutação;
- * baixa resistência à corrosão com água;
- * aumento do diâmetro (devido ao inchamento) pode resultar em tensões e deformações no revestimento que levam à sua ruptura com conseqüente perda de B_4C .

v. *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 tem sido usadas como material absorvedor em veneno queimável em reatores de potência comerciais. As pastilhas consistem de uma matriz contínua de Al_2O_3 contendo partículas de B_4C . Densidade de 70 a 95% tem sido usadas em LWR (*Light Water Reactor*). 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 é conseguida ajustando a quantidade de pó de

B₄C misturada ao Al₂O₃. As vantagens e desvantagens desse tipo de veneno queimável são:

- Vantagens:
 - * demonstrou desempenho satisfatório em reatores LWR;
 - * baixa liberação de Hélio (< 10%) da reação ¹⁰B (n, α);
 - * estabilidade química a altas temperaturas (> 1300°C);
 - * boa compatibilidade com revestimento de zircaloy;
 - * nenhum limite sobre maiores concentrações de B₄C foi evidenciada.
- Desvantagens:
 - * uma relativamente alta taxa de inchamento (1 a 1.5% em diâmetro no primeiro ciclo de operação em LWR comercial);
 - * a alta taxa de inchamento acoplada com a alta dureza e rigidez de Al₂O₃-B₄C pode levar a uma alta probabilidade de falhas de varetas por interação pastilha-revestimento;
 - * rápida perda do B₄C na eventualidade de falha do revestimento.

vi. *Silicato de Boro*

O uso de Silicato de Boro (forma vítrea) como material absorvedor em veneno queimável, é utilizado há bastante tempo em reatores LWR. (Obs. :o veneno queimável de Angra I é Silicato de Boro em forma de pastilhas anulares). As vantagens e desvantagens do Silicato de Boro podem ser resumidas em:

- Vantagens:
 - * baixo custo e disponibilidade do material;
 - * facilidade de fabricação a baixo custo;
 - * boa homogeneidade do Boro;
 - * baixo inchamento até ~ 4 x 10²¹ n/cm² às temperaturas de operação do reator;
 - * baixa susceptibilidade de haver interação mecânica entre a pastilha e o revestimento.
- Desvantagens:
 - * alta liberação de Hélio;
 - * baixa rigidez leva a problemas de sustentação da coluna da pastilha;
 - * inchamento muito sensível às temperaturas de operação que podem atingir os LWR;
 - * baixa resistência à corrosão ao refrigerante.

vii. *UO₂ - Gd₂O₃*

Um veneno queimável homogêneo é definido como aquele em que o material absorvedor é homogeneamente misturado com o material combustível. Tem sido

utilizado 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 . As vantagens e desvantagens desse veneno homogêneo são:

- Vantagens:
 - * menor efetividade (neutrônica) ao final do ciclo de irradiação (ou seja, faz o papel realmente de veneno queimável);
 - * baixo custo de fabricação;
 - * baixo custo de reprocessamento de rejeitos;
 - * melhora a flexibilidade de projeto de recargas de reatores;
 - * diminui o custo de recargas dos reatores.

- Desvantagens:
 - * o controle dos picos de potência nos reatores LWR requer análise detalhada;
 - * incertezas na previsão da queima do Gadolínio leva a incertezas das margens de desligamento, tempo de queima de um ciclo, e nos fatores de pico de potência do núcleo do reator;
 - * experiência limitada com altas concentrações de Gadolínio para altas queimas no reator.

viii. Ácido Bórico

Além do uso de Boro em elementos de controle, Boro tem sido usado em reatores PWR, para controle da reatividade, dissolvendo ácido bórico na água de refrigeração/moderação. Quando o reator utiliza esta forma, os elementos de controle (componentes mecânicos) tem uma efetividade (valor de reatividade) suficiente para mudanças de potência do reator (zero a 100%) com o refrigerante na temperatura de operação ($\sim 270^\circ\text{C}$). Ao início do ciclo de operação do reator (início de vida) é adicionado ácido bórico à água, de tal forma que o reator fique crítico com praticamente todos os elementos de controle (além dos de segurança) retirados do núcleo. Ao longo da irradiação, a concentração de Boro vai sendo diminuída (através de um sistema de controle Químico e Volumétrico da água do circuito primário do reator) de forma a compensar reatividade devido a queima do Urânio. Se é feito o desligamento do reator e resfriado o refrigerante para condições ambientes ($\sim 30^\circ\text{C}$) é necessário aumentar a concentração de Boro para compensar a reatividade positiva introduzida pela diminuição de temperatura de 270 a 30°C . Este esquema de controle de reatividade por diluição de Ácido Bórico no refrigerante é denominado na literatura como controle químico de reatividade (*chemical shim control*). OBS: Angra I opera desta forma.

Foi visto neste item os principais materiais absorvedores e funções exercidas no núcleo do reator. A forma dos componentes em que estes materiais se apresentam são as mais diversas e dependem do detalhamento do núcleo e tipo do reator, do tipo de Elementos Combustíveis e da forma que se apresenta o material absorvedor (liga,

pastilha, pó, etc.). São encontrados vários tipos de detalhamento, mas as formas básicas são:

- placas absorvedoras que contém o material absorvedor na forma de pó compactado, liga metálica ou dispersões em revestimento metálico;
- varetas absorvedoras que contém o material absorvedor na forma de pó compactado, liga metálica ou pastilhas sinterizadas com revestimento metálico.

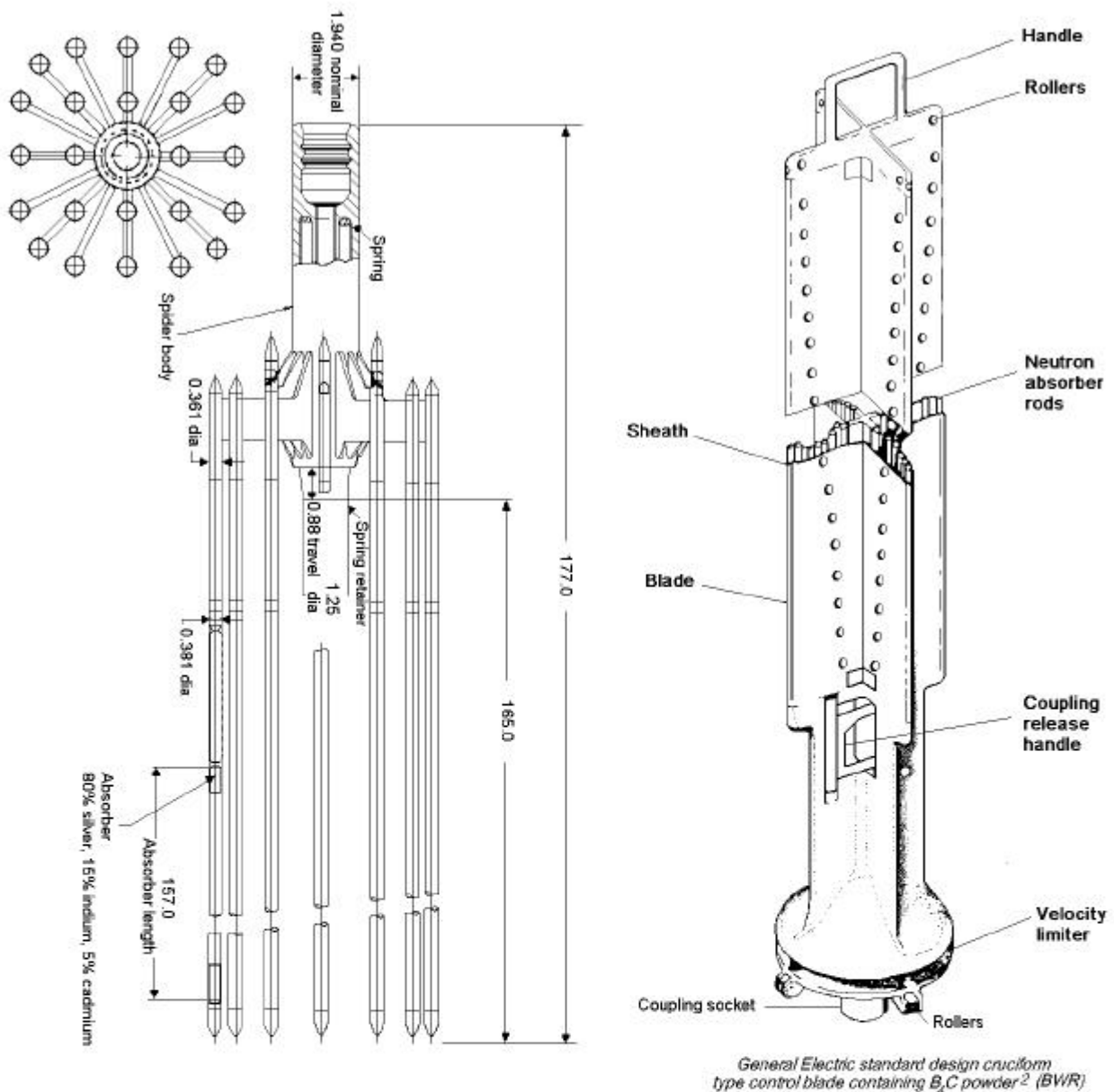
Os Elementos de Controle/Segurança são constituídos de conjuntos de placas ou varetas que se movimentam no núcleo dentro de um E.C. ou em posições definidas entre Elementos Combustíveis.

Em reatores MTR, por exemplo, o Elemento de Controle/Segurança se constitui de um conjunto de placas que penetram dentro de E.C. especiais ocupando as placas absorvedoras posições não preenchidas por placas combustíveis. O E.C. especial possui guias para o movimento seguro do Elemento de Controle.

Em alguns reatores BWR, o Elemento de Controle/Segurança é constituído de um grupo de varetas absorvedoras num arranjo cruciforme que penetra entre E.C. (**Figura 13**).

Nos reatores PWR eram utilizados, inicialmente, Elementos de Controle cruciformes (como em BWR) mas atualmente são constituídos de um conjunto de varetas absorvedoras com arranjo definido no espaçamento das varetas do E.C. (**Figura 17**), unidas por uma peça central denominada aranha (**Figuras 13, 9 e 10**). As varetas absorvedoras são guiadas pelos tubos guias existentes no E.C. Na aranha existem, normalmente, molas para amortecer o impacto do elemento de Controle/Segurança sobre o E.C. quando de um desligamento rápido do reator. A **Figura 13** apresenta uma tabela com características de Elementos de Controle de reatores comerciais PWR.

Os Venenos Queimáveis são conjuntos de placas ou varetas que ocupam posição fixa no núcleo. Estas podem ocupar posições de varetas ou placas combustíveis dentro do reticulado do E.C. ou podem, como no caso do PWR, serem colocadas dentro dos tubos guias do E.C.



Summary of typical mechanical design, materials parameters, and design criteria for full and part length AgInCd containing PWR CAs

| Design or material parameter | Babcock & Wilcox | | Westinghouse | Kraftwerk Union | Combustion Engineering |
|-------------------------------|---------------------------|----------------------------|---------------|----------------------------------|------------------------|
| | Full length | Part length | | | |
| Number of clusters | 61 | 8 | 53 | 61 | 91 |
| Number of rods per cluster | 16 | 16 | 24 | 20 | 5 |
| Total number of rods | 976 | 128 | 1272 | 1220 | 455 |
| Cladding alloy type | 304 stainless cold worked | 304 stainless, cold worked | 304 stainless | Stabilized stainless cold worked | Inconel 625 |
| Outer diameter: cm | 1.12 | 1.12 | 0.97 | 1.02 | 2.072 |
| Inner diameter: cm | 1.01 | 1.01 | 0.87 | 0.89 | 1.895 |
| Wall: cm | 0.053 | 0.053 | 0.047 | 0.062 | 0.089 |
| AgInCd | | | | | |
| Diameter: cm | 1.00 | 0.95 | 0.866 | 0.89 | 1.864 |
| Length: cm | 340 | 91.4 | 360 | 372 | 31.75 |
| Absorber-clad gap: mm | 0.15 | 0.58 | 0.08 | 0.11 | 0.23 |
| B ₄ C pellet | | | | | |
| Density: %theoretical density | | | | | 73 nominal |
| Diameter: cm | | | | | 1.872 |
| Length: cm | | | | | 5.08 |
| Stack length: cm | | | | | 344 |

FIGURA 13 - Elemento de Controle

5 ANÁLISE DE PROJETO DE ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS

Verificou-se nos capítulos anteriores a importância da seleção dos materiais para combustíveis e absorvedores, e a necessidade de detalhamento mecânico adequado para atendimento dos requisitos funcionais. Neste item é discutido, de forma resumida, como proceder para demonstrar por análise o projeto de E.C. e Elementos de Controle/Segurança/Veneno Queimável. Será tomado como base o projeto de um E.C. de reator PWR (com varetas contendo pastilhas sinterizadas de UO_2 e revestimento metálico), mas, por semelhança de raciocínio, pode ser estendido para análise de qualquer E.C. ou Elemento de Controle/Segurança/Veneno Queimável de qualquer tipo de reator. Optou-se também, neste item, por uma informação geral sobre o problema não sendo feita uma análise específica sobre cada fenômeno envolvido ou problemas específicos. Isto pode ser obtido de maneira extensa na bibliografia anotada no item 7.

O E.C. deverá atender aos requisitos de projeto neutrônico e termo-hidráulico, e terá sobre si a responsabilidade de manter uma 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 E.C.;
- b) seja estabelecido um procedimento no qual é exigido selecionar os eventos específicos em cada uma das condições operacionais de projeto;
- c) seja estabelecida uma lista de parâmetros os quais são sabidos afetarem a capacidade do E.C. em atender um ou mais requisitos funcionais;
- d) seja estabelecido um procedimento no qual é exigido:
 - * definir quais as considerações que afetam a capacidade do E.C. de preencher cada um dos requisitos funcionais sob cada evento postulado;
 - * estabelecer limites apropriados para cada uma dessas considerações, os quais sendo ultrapassados serão interpretados como falha do E.C.

A **Figura 14** apresenta uma matriz em que estão relacionados, para um reator PWR, algumas condições de projeto possíveis e os requisitos funcionais necessários ao E.C. (apresentadas no item 3.2). É estabelecido que para cada condição de projeto seja verificado quais os requisitos funcionais necessários ao E.C. (preencher a matriz) e que seja demonstrado seu atendimento.

Os parâmetros de projeto utilizados na análise do E.C. devem ser identificados e justificados. Estes parâmetros estão normalmente na forma de propriedades materiais, características dimensionais ou fenômenos físicos necessários à caracterização do E.C. Estes parâmetros devem ser gerados através de métodos adequados de engenharia. A lista abaixo mostra alguns desses parâmetros:

- 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) pastilha combustível
 - * *aspectos físicos*: dimensões, geometria, densidade, rugosidade superficial, etc.;

* *composição química;*

| REQUISITOS FUNCIONAIS | CONDIÇÕES DE PROJETO | | | | | | | | | | |
|---|-------------------------------|---|--|------------------------------------|------------------------|---|--|--|--|--|---|
| | 1. Manter geometria aceitável | 2. Permitir fluxo de refrigerante e transferência de calor aceitáveis | 3. Manter barreira de separação do combustível e produtos de fissão com a água | 4. Permitir expansões diferenciais | 5. Ter suporte próprio | 6. Resistir às forças de escoamento do fluido | 7. Permitir a inserção de barras de controle | 8. Permitir o posicionamento da instrumentação, etc. | 9. Acomodar efeitos químicos, térmicos, mecânicos e irradiação dos materiais | 10. Permitir manuseio, transporte, carregamento, etc | 11. Elementos combustíveis compatíveis entre si |
| I - CONDIÇÃO I - Operação Normal e Transitórios Operacionais | | | | | | | | | | | |
| 1. Operação em estado estacionário/desligamento | | | | | | | | | | | |
| 2. Manobras operacionais | | | | | | | | | | | |
| 3. Operação com desvios permissíveis | | | | | | | | | | | |
| 4. Testes pré-operacionais | | | | | | | | | | | |
| 5. Outros eventos | | | | | | | | | | | |
| II - CONDIÇÃO II - Eventos de Frequência Moderada | | | | | | | | | | | |
| 1. Perda parcial do escoamento do fluido | | | | | | | | | | | |
| 2. Perda da água de alimentação normal | | | | | | | | | | | |
| 3. Transiente de rejeição de carga de projeto | | | | | | | | | | | |
| 4. Perda da água de alimentação | | | | | | | | | | | |
| 5. Outros eventos | | | | | | | | | | | |
| III - CONDIÇÃO III - Eventos Infreqüentes | | | | | | | | | | | |
| 1. Perda do refrigerante por pequenas rupturas | | | | | | | | | | | |
| 2. Quebra da tubulação do secundário | | | | | | | | | | | |
| 3. Retirada inadvertente de barra de controle | | | | | | | | | | | |
| 4. Outros eventos | | | | | | | | | | | |
| IV - CONDIÇÃO IV - Faltas | | | | | | | | | | | |

| | | | | | | | | | | | |
|-------------------|--|--|--|--|--|--|--|--|--|--|--|
| <i>Limitantes</i> | | | | | | | | | | | |
| 1. LOCA | | | | | | | | | | | |
| 2. Outros eventos | | | | | | | | | | | |

FIGURA 14 - Matriz Condições de Projeto X Requisitos Funcionais

- * *propriedades dos materiais:*
 - térmicas - coeficiente de condutividade térmica, coeficiente de expansão térmica, calor específico, temperatura de mudança de fase, temperatura de fusão, etc.
 - mecânicas - módulo de Young, coeficiente de Poison, etc.
 - cerâmicas - tamanho e distribuição de grãos, tamanho e distribuição de poros.
- * *modelos ou teorias ou correlações ou mecanismos:*
 - rachaduras da pastilha, liberação de gases de fissão, *creep*, inchamento e densificação devido à irradiação, condutividade térmica incluindo fatores de porosidade, expansão térmica, fusão.

c) vareta combustível

- * *aspectos físicos:* comprimento, diâmetro, espessura do revestimento, ovalidade, comprimento da coluna de pastilha, rugosidade superficial do revestimento, volume de vazios e *plenum*, pressão interna e composição do gás de enchimento, inclusão de outros componentes (pastilha, isolante, mola, tubo), etc.;
- * *composição química:* designação do material de cada componente;
- * *propriedades dos materiais do revestimento e outros componentes:*
 - térmicas - coeficiente de condutividade térmica, coeficiente de expansão térmica, calor específico, temperatura de mudanças de fase, temperatura de fusão;
 - mecânicas - módulo de Young, limite de escoamento, limite de ruptura, ductilidade, dureza, coeficiente de Poison, etc.;
 - metalúrgicas - tamanho de grão, fatores de anisotropia, coeficientes de textura, orientação de hidretos;
 - químicas - taxa de corrosão, taxa de absorção de hidrogênio, etc.
- * *modelos ou teorias ou correlações ou mecanismos:* volume de vazios para acomodar gases de fissão, *creep*, colapso por *creep*, desempenho térmico, coeficiente de transferência de calor água/revestimento expansão térmica, condutância da folga pastilha/revestimento, incluindo composição dos gases e condutividade térmica dos gases, flambagem, crescimento com irradiação, incluindo correlações de anisotropia, relaxação de tensões, fadiga, interação pastilha-revestimento, falha por corrosão sob tensão, taxa de hidratação, formação de folga entre pastilhas combustíveis, deformações plásticas, energia armazenada, variação do *plenum*, atrito entre pastilhas e revestimento, etc.

d) elemento combustível

- * *aspectos físicos:* características dimensionais, modo de fixação radial e axial, dimensões do canal de refrigeração entre varetas, dimensões e modo de posicionamento das grades espaçadoras, etc.;
- * *composição química:* designação do material de cada componente estrutural do E.C.;
- * *propriedades dos materiais:*

térmicas - coeficiente de condutividade térmica, coeficiente de expansão térmica, transformações de fase, calor específico, etc.;

mecânicas - limite de ruptura, coeficiente de Poisson, módulo de Young, limite de escoamento, ductilidade, resistência a fadiga, etc.

metalúrgicas - tamanho de grão, fatores de anisotropia, coeficiente de textura, etc.

químicas - taxa de corrosão, taxa de absorção de hidrogênio, etc.

* *modelos ou teorias ou correlações ou mecanismos*: desgaste, vibração, relaxação de tensão, deformações permanentes, crescimento e mudança de propriedades induzidos pela irradiação, forças de fixação das varetas e do E.C., etc.

OBS.: Na maioria das propriedades mecânicas/físicas/químicas/geométricas devem ser levados em conta o efeito da temperatura de operação do reator e o histórico de irradiação e seus efeitos sobre estas propriedades.

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. Estes limites são aplicados com a finalidade de garantir que exista uma suficientemente baixa probabilidade de falha relacionada ao requisito funcional. Por exemplo, no caso da vareta combustível, 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 (para operação normal - condição I, II) para a vareta são:

- temperatura central da pastilha < 2500°C
- pressão interna da vareta < pressão (de operação) do refrigerante
- tensão equivalente máxima no revestimento < tensão de escoamento ou tensão limite de corrosão sob tensão
- deformação equivalente máxima < 1%

No caso de condição IV, para a vareta são importantes os seguintes limites:

- temperatura máxima do revestimento < 1200°C
- máxima oxidação do revestimento < 17% da espessura
- máxima quantidade gerada de hidrogênio < 1% se todo o revestimento reagisse com água ou vapor
- mudanças na geometria devem manter possível a refrigeração do núcleo

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 e pode ser selecionada dentre um ou mais dos seguintes itens:

- análise probabilística na qual as variâncias estatísticas de parâmetros independentes são combinadas estatisticamente;

- análise de sensibilidade na qual o valor da variância do parâmetro dependente resultante é previsto como uma função de tolerância de variáveis independentes;
- análise de caso mais desfavorável no qual cada variável independente é deliberadamente variada de modo a produzir os mais adversos valores na previsão das variáveis dependentes;
- análises combinadas na qual certas variáveis independentes são “casos desfavoráveis” e outras são estatisticamente determinadas ou nominalmente escolhidas e ponderadas para sensibilidade no valor do parâmetro dependente previsto;
- referência de resultados experimentais ou comportamento operacional que claramente demonstra a adequacidade do projeto em preencher um requisito funcional específico para uma determinada condição.

É estabelecido que para cada condição de projeto seja verificado quais os requisitos funcionais necessários ao E.C. 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 reproduzem o que se deseja analisar. Na metodologia de cálculo devem ser considerados parâmetros (propriedades materiais, reações químicas, efeitos de irradiação, modos de falha, etc.) envolvidos com o E.C., e para demonstração devem ser fixados valores limites e margens convenientes que delimitem a fronteira de aceitação para considerações que afetem a capacidade do E.C. em preencher um determinado requisito. A **Figura 15** 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 dos componentes. Unindo estes 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 preestabelecidos, condições de contorno existentes e limites preestabelecidos, pode gerar resultados específicos de projeto.

Tendo como base principal as idéias resumidas até aqui, é apresentada, como exemplo, uma metodologia de base analítico-numérica que possibilita a análise de E.C. de reatores PWR comerciais. Esta metodologia busca sempre uma automatização utilizando programas computacionais. Esta análise pode ser dividida em dois grupos básicos: o primeiro que analisa uma vareta combustível e pastilha combustível; o segundo que analisa o E.C. como um todo e seus componentes estruturais. Na análise da vareta são de interesse os vários parâmetros e fenômenos envolvidos tanto com a pastilha quanto com o revestimento durante irradiação. Na análise do E.C. ou seus componentes são de interesse os aspectos estruturais. As **Figuras 16, 17 e 18** esquematizam esta metodologia. A **Figura 16** apresenta de uma maneira geral a divisão efetuada entre a análise de desempenho da vareta e a estrutural do E.C. e componentes. Há, também, uma divisão de estudo sob condições normais de operação, devido ao grau de complexidade dos fenômenos envolvidos em cada um dos casos. Essas análises recebem dados de entrada das várias áreas de atuação em projeto de reatores (neutrônica/termo-hidráulica)

e estão interligadas entre si, pois uma depende do resultado da outra para poder ser realizada. É discutido a seguir, de forma resumida, cada um dos itens separadamente.

i. Análise de Desempenho de Vareta Combustível

A **Figura 17** esquematiza a análise de desempenho de vareta combustível. Entende-se como desempenho a forma como se comportam parâmetros mecânicos e térmicos tanto da pastilha combustível como do revestimento metálico e os dois integrados na vareta durante irradiação. A análise é dividida em condições de estado estacionário e condições de acidentes.

Denomina-se de estudo em condições de estado estacionário à simulação de vareta para condições constantes de potência e transferência de calor. Pode-se simular, desta forma, patamares de potência e variações (rampas e ciclos) de potência com taxas de variação muito pequenas.

Nessa análise determinam-se parâmetros para longos períodos de irradiação. Os códigos empregados para estes estudos são determinísticos, ou seja, tentam simular de uma maneira ampla os fenômenos envolvidos na operação de vareta combustível dentro do reator. A interligação entre os vários parâmetros torna a simulação complexa, existindo a necessidade de ajuste de modelos e parâmetros com dados experimentais.

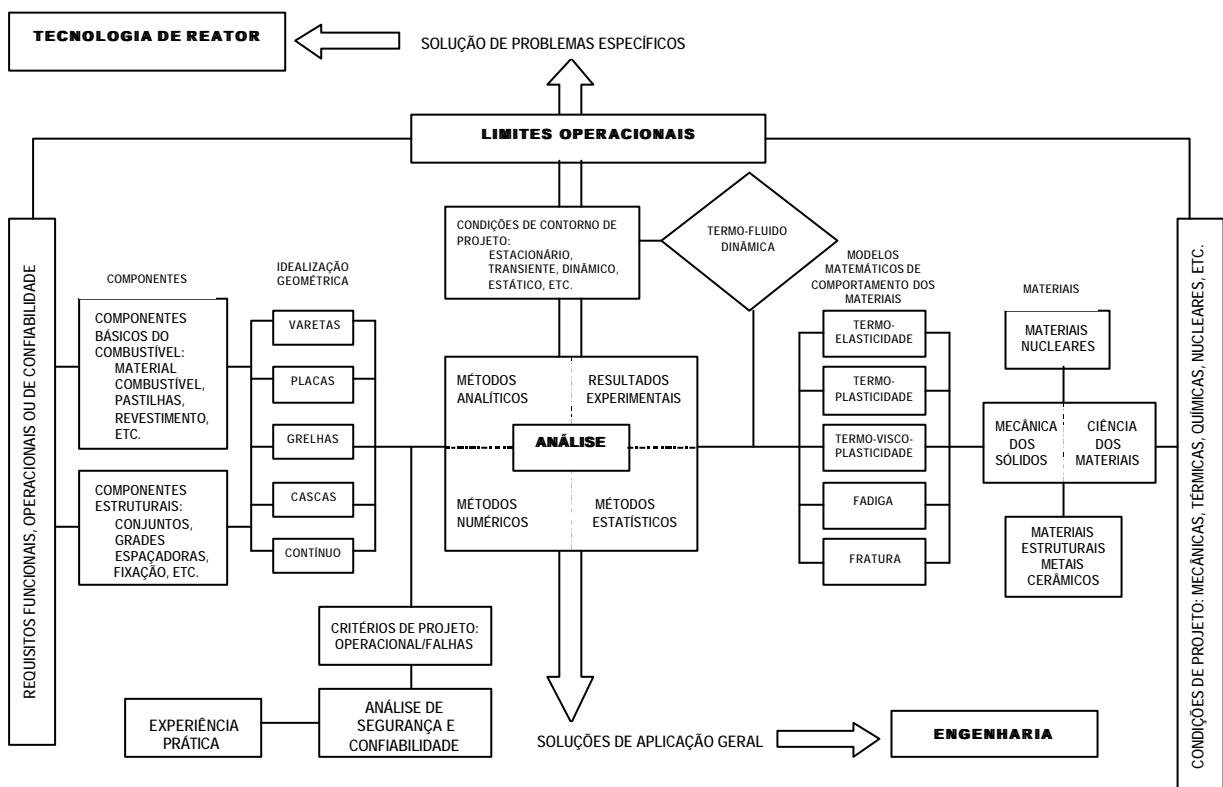


FIGURA 15 – Esquema de Interligação de Condições de Projeto e Requisitos Funcionais para Análises de E.C.

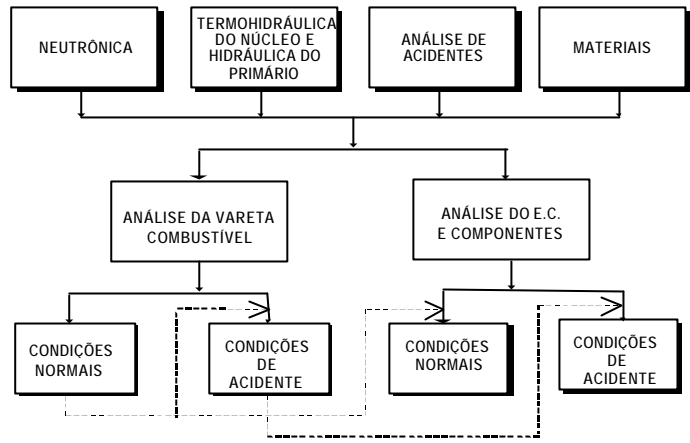


FIGURA 16 – Esquema de Análise de E.C.

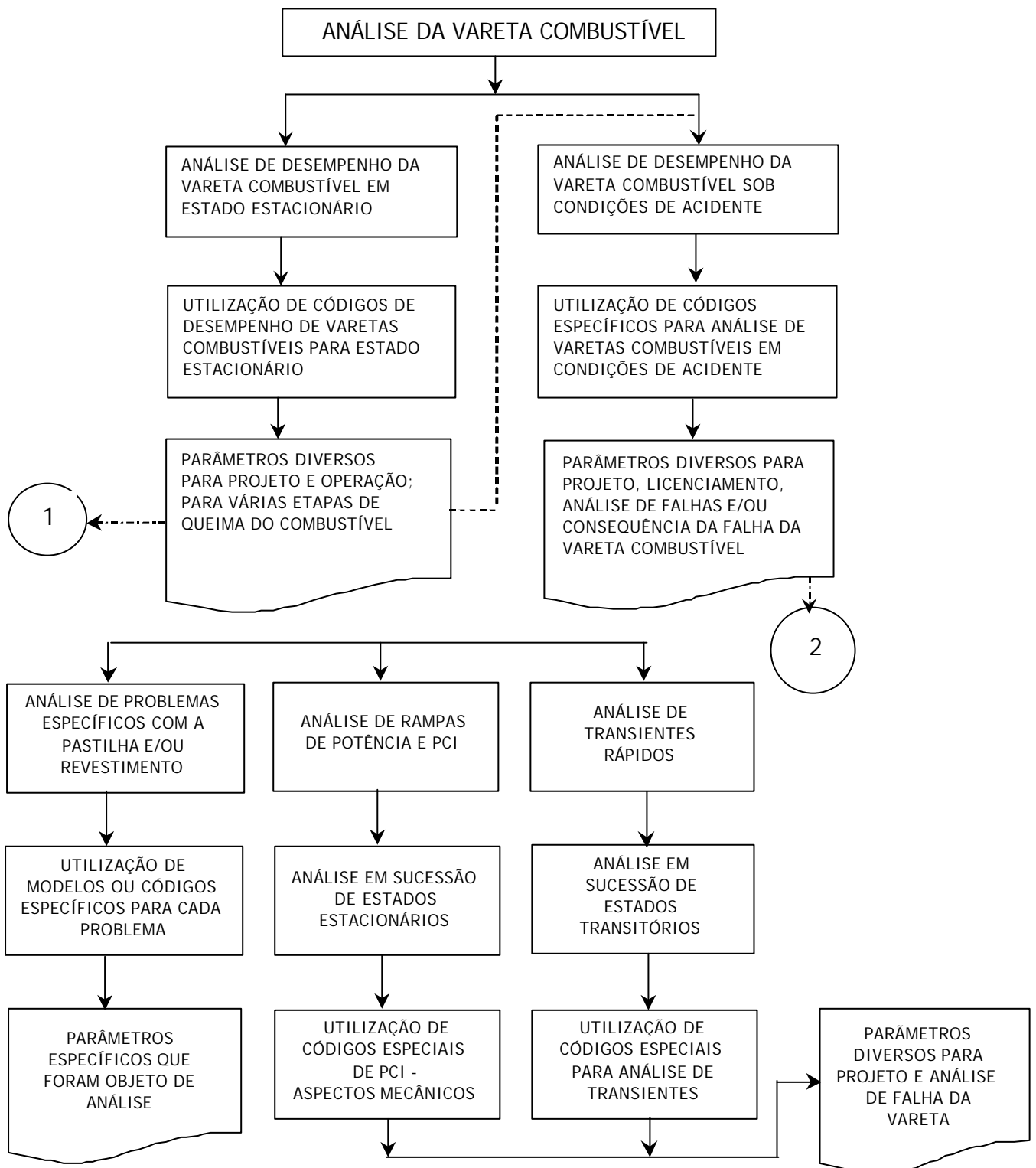


FIGURA 17 – Esquema de Análise de Vareta Combustível

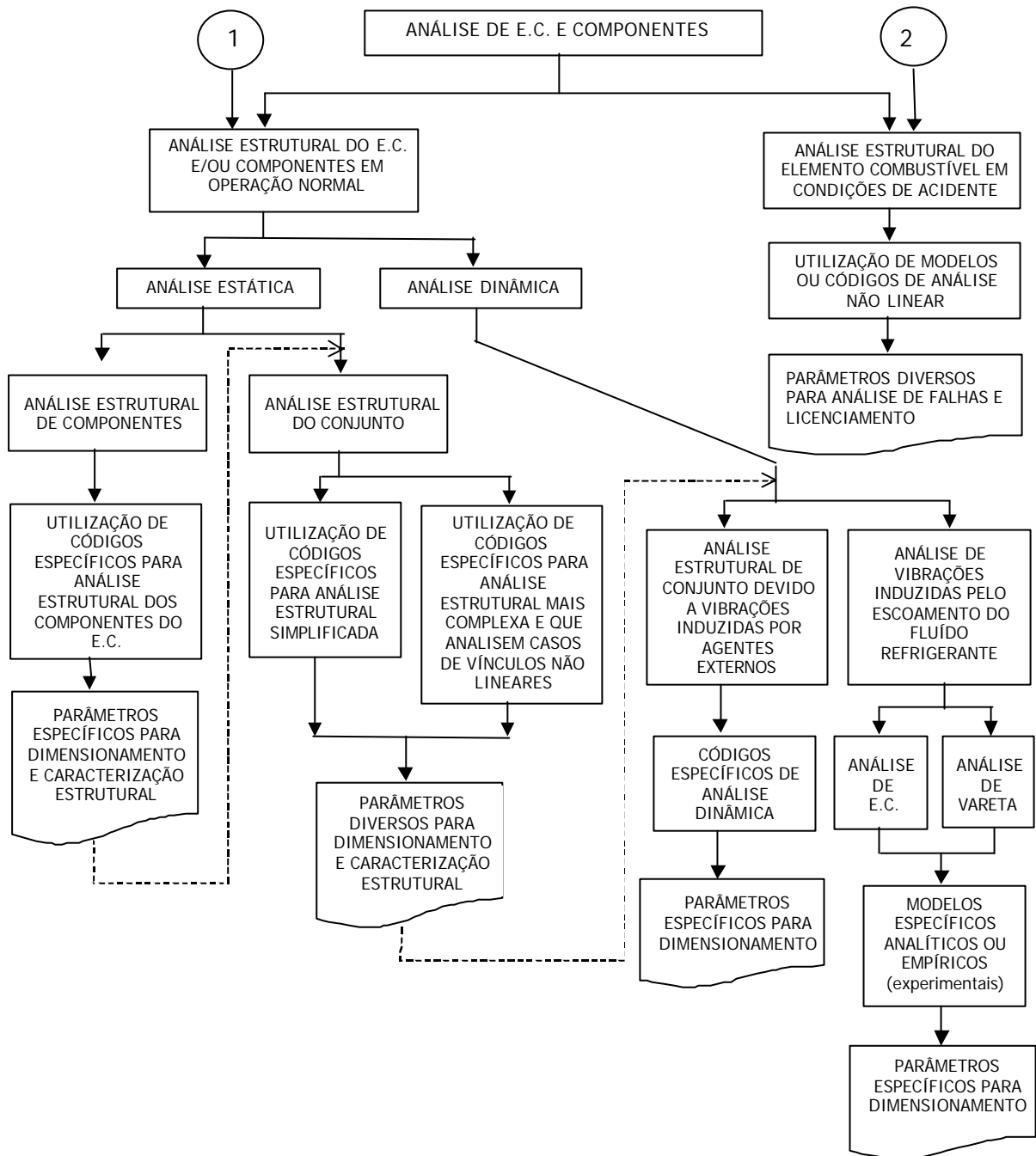


FIGURA 18 – Esquema de Análise Estrutural de E.C.

A **Figura 19** mostra a interligação entre parâmetros na vareta combustível para a determinação do coeficiente de transferência de calor entre pastilha e revestimento. Nota-se a dificuldade de se simular deterministicamente uma vareta e da necessidade de interações sucessivas para convergência nos cálculos desenvolvidos pelos programas computacionais. A **Tabela 5.1** mostra uma comparação dos parâmetros e modelos que são levados em conta por alguns programas computacionais de desempenho de vareta

combustível de diferentes origens. As **Figuras 20** e **21**, mostram a interligação desses parâmetros.

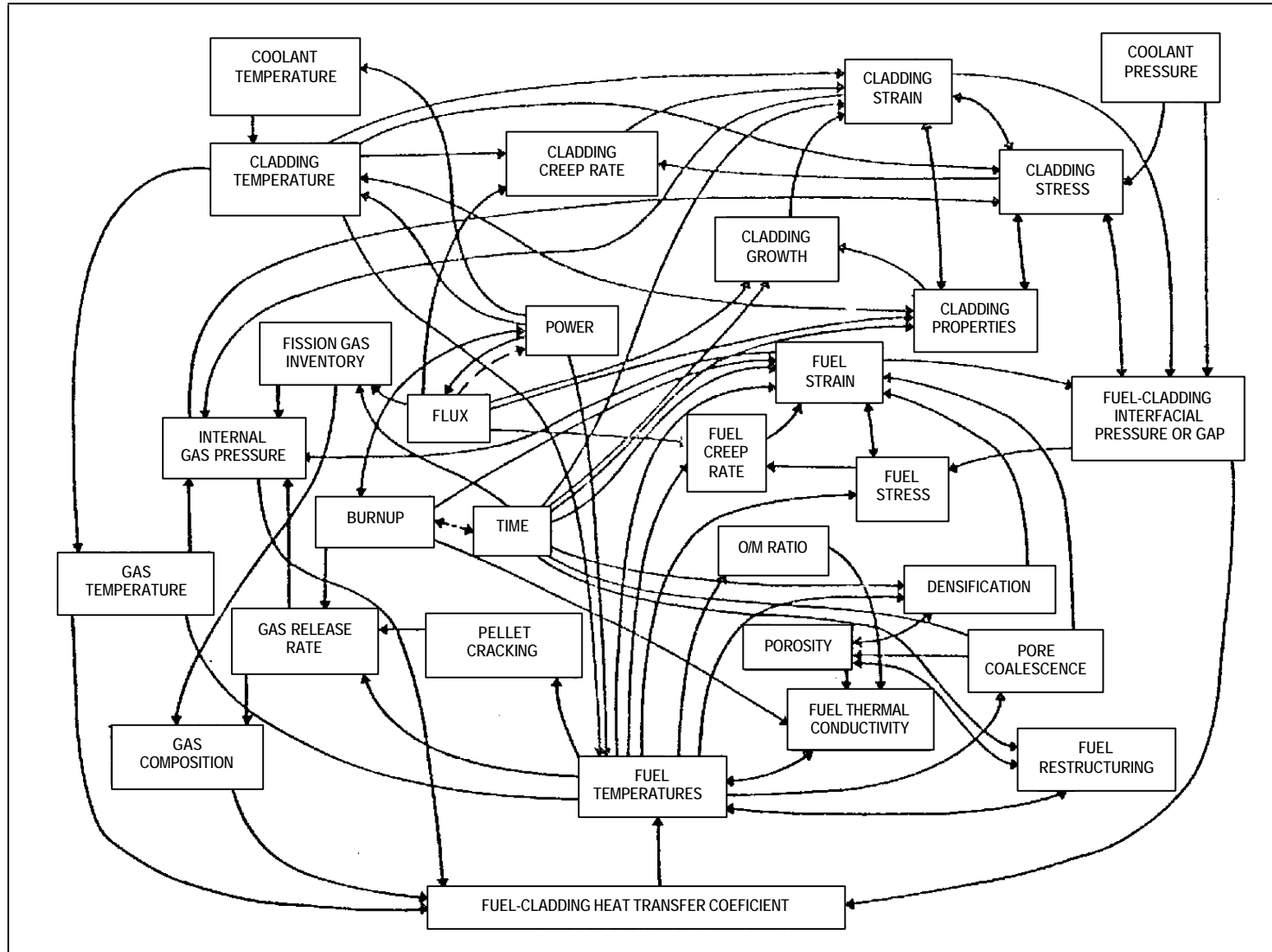


FIGURA 19 – Typical Fuel Pin Parameters that Influence Fuel-Cladding Heat Transfer Coefficient

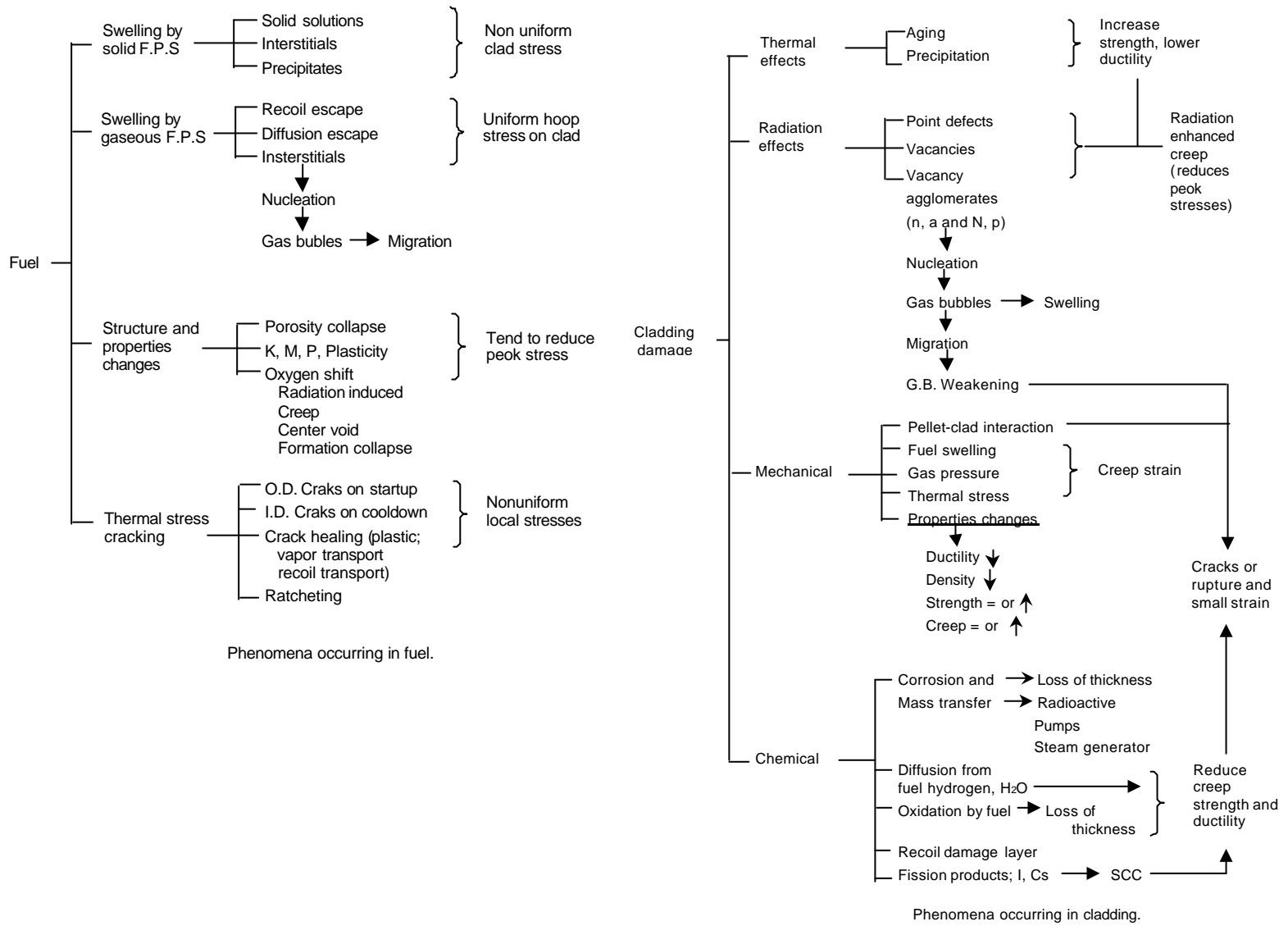


Fig. 20 – Phenomena occurring in cladding and fuel.
Source: Zebroski and Levensson, Ann. Rev..of Energy 1, 101 (1976).

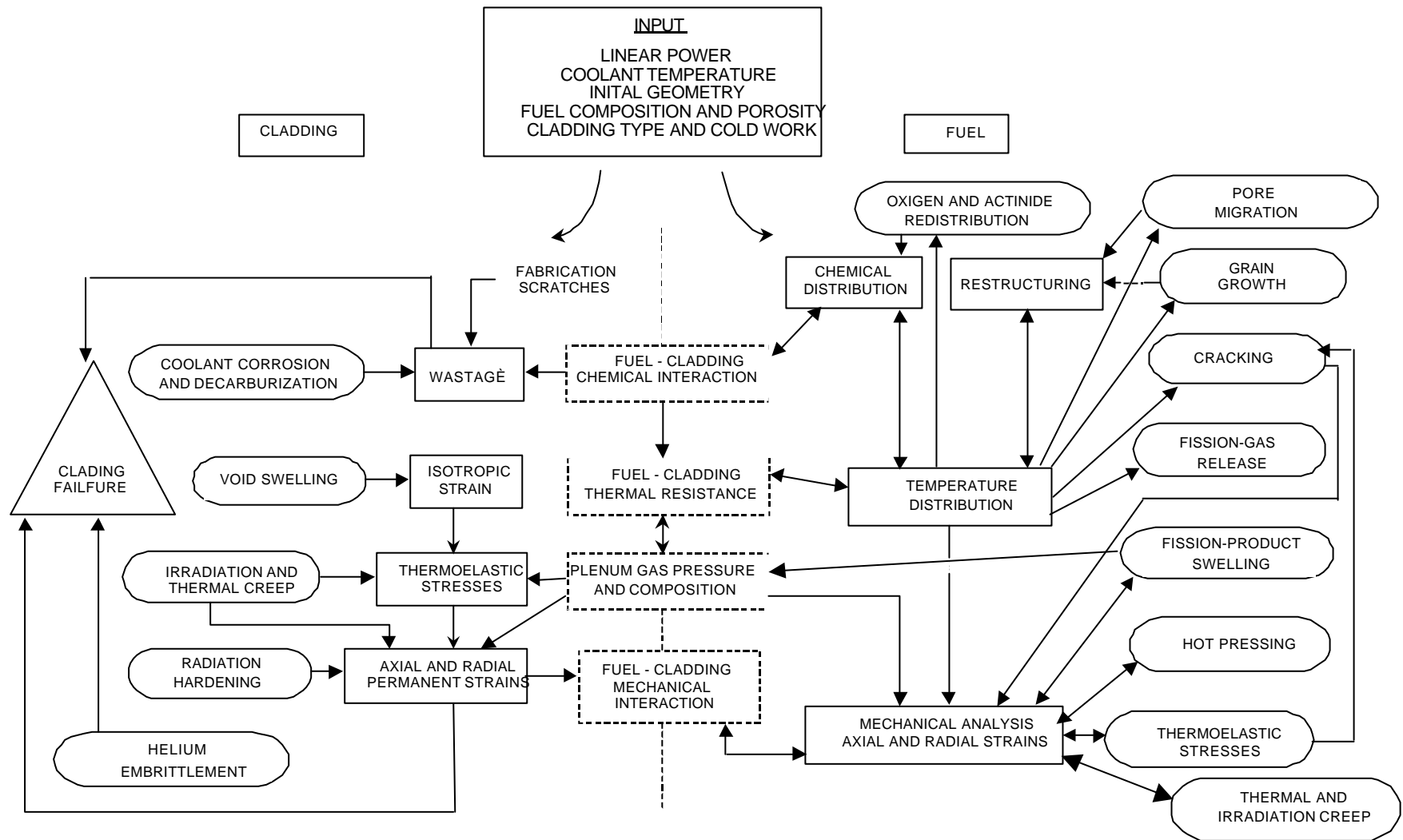


FIGURE 21 – Interrelation of Mechanical Metallurgical and Chemical Processes in Fuel-Element Irradiation Behavior

TABELA 5.1 - Review of Fuel Rod Codes [15] (as of Dec.1976)

| CODE | | BREDA | SATURN-1 | SATURN-3 | URANUS | IAMBUS | COMETHE | FRUMP | BEHAVE | CYGRO | DEFORM | FNODEL | LIFE III | SIEX |
|--|--|---------------|---------------|---------------|---------------|-------------|------------|--------------|--------------|--------------|-------------|----------------|-------------|-----------------|
| ORIGIN | | GfK Karlsruhe | GfK Karlsruhe | GfK Karlsruhe | IRT Darmstadt | IA Bensberg | BN Bussels | AERE Harwell | GE Sunnyvale | WARD Madison | ANL Argonne | ORNL Oak Ridge | ANL Argonne | HEDL Hanford |
| GENERAL CHARACTERISTICS | Applicable to pin cross section to total pin | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x |
| | Applicable to steady-state conditions to ramps and power cycling to transient conditions | o | x | x | x | x | x | x | x | x | o | x | x | x |
| | Pin Type - LWR pins - FBR oxide pins - FBR carbide pins | o | x | x | x | x | x | x | x | x | o | x | o | o |
| | Axial symmetry | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x |
| | Stress-strain Configuration | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | |
| | Axial coupling | o | o | x | x | x | | | | | o | x | o | o |
| | Radial modeling zones in fuel | 3 | 3 | 1 | 20 | x | 50 | x | | 1 | | 2 | | 3 |
| | Radial mesh points Axial zones in fuel | x 10 | 50 x | 30 20 | 200 30 | x x | | | x | | x | | | x 21 |
| MATHEMATICAL METHODS | Numerical iteration | o | x | o | o | x | | o | o | o | o | o | x | 0 ₁₎ |
| | Analytical iteration | x | o | x | x | o | | x | o | o | x | o | o | 0 |
| | Finite differences | o | o | o | o | o | | o | o | o | o | x | o | 0 |
| | Finite elements | o | o | o | o | o | | o | x | x | o | o | o | 0 |
| FUEL MECHANICS TAKEN INTO ACCOUNT | Thermal expansion | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x |
| | Creep | o | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x |
| | Plastic flow | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | o |
| | Hot pressing and sintering | o | o | o | x | x | x | x | o | x | o | o | x | o |
| | Swelling | o | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x |
| | Crack formation and healing | o | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | o |
| MIGRATION AND SEGREGATION OF FUEL COMPONENTS | Pore migration | o | x | x | x | x | x | x | | x | o | x | x | o |
| | Fission-gas release | o | x | x | x | x | x | | x | | x | o | x | |
| | Oxygen redistribution | o | x | o | o | o | | x | | o | o | x | o | o |
| | Pu migration | o | x | o | o | o | | o | | o | o | x | o | o |
| | Fission-product migration | o | o | o | o | o | | o | | o | o | o | o | o |
| | Axial transport | o | o | o | o | o | | o | | o | o | o | o | o |
| FUEL/CLADDING INTERACTION | Radial interaction | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x |
| | Axial interaction, friction | o | o | x | x | x | | | | | x | o | x | o |
| | Fission-gas pressure buildup | x | x | x | x | x | x | | x | | x | o | o | x |
| | Inner corrosion | o | o | o | x | x | | o | | o | o | o | o | o |
| CLADDING MECHANICAL TAKEN INTO ACCOUNT | Thermal expansion | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x |
| | Creep | o | x | x | x | x | x | x | x | x | o | x | x | o |
| | Plastic flow | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | o | o |
| | Swelling | o | x | x | x | x | x | x | x | x | o | x | x | x |
| | Corrosion | x | o | o | x | x | | o | | o | o | o | o | o |
| THERMAL ANALYSIS TAKEN INTO ACCOUNT | Fuel thermal conductivity | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x |
| | Heat transfer in fuel/cladding gap in contact zone | o | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x |
| | Cladding thermal conductivity | o | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x |
| | Cladding/coolant heat transfer | o | o | x | x | | | | | | | | | x |
| EXTERNAL AND EXTERNAL CONTROLLING PARAMETERS FOR THE CALCULATION | Time | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x |
| | Linear power | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x |
| | Temperature | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x |
| | Neutron flux | o | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x |
| | Fuel burn-up | o | x | x | x | x | x | x | x | | o | | | x |
| | Temperature profiles | o | x | x | x | x | x | x | | x | o | x | x | x |
| | Cladding stresses | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | o |
| | Fuel/cladding pressure | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x |
| | Fission-gas pressure | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | o | x | x |
| | Cladding strain - pin diameter | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x |
| | - pin length | o | o | x | x | x | | | x | | | | | o |
| OUTPUT | Fuel/cladding gap width | x | x | x | x | x | x | x | | x | x | x | x | x |
| | Gas composition | o | x | x | x | x | x | | | x | o | | x | x |
| | Fuel structure - structure zones | x | x | x | x | x | x | x | x | x | x | | x | x |
| | - porosity distribution | o | x | x | x | x | x | x | x | o | o | | o | o |
| | - crack distribution | o | x | x | x | x | x | | x | o | o | | o | o |
| | - Pu distribution | o | x | o | o | o | o | o | | o | o | | o | o |
| | - O/Mc distribution | o | x | o | o | o | o | | | o | o | | o | o |
| | - fission-product distrib. | o | o | o | o | o | o | | | o | o | | o | o |
| Failure Criteria / Damage Limits | | x | o | o | o | x | | x | | x | x | | x | o |

Legenda: x = yes
o = no
blank = unk, town
1) analytical nointeraction

As principais sub-rotinas dos programas de desempenho da vareta combustível são as que possuem as características mecânicas, térmicas, físicas, químicas, etc. tanto da pastilha como do revestimento metálico e sua variação com parâmetros tais como temperatura e fluxo de nêutrons (instantâneo e integrado ao longo do tempo). Estas características são fundamentais na simulação de varetas. Retornando à **Figura 15**, verifica-se a importância do conhecimento e caracterização do material empregado para as condições existentes no reator. O programa FRAPCON por exemplo, possui um conjunto de sub-rotinas que englobam uma coletânea de resultados experimentais tanto de UO_2 como de Zircaloy-4 e que caracterizam de maneira ampla estes materiais (MATPRO).

Na simulação de varetas combustíveis com estes códigos de estado estacionário obtém-se como resultado, por exemplo, a distribuição radial e axial de temperaturas na pastilha, folga e revestimento, pressão e composição dos gases internos, deformações e tensões no revestimento, etc. Estes parâmetros servem de base para projeto e acompanhamento de histórico de vareta no reator e também de “condições iniciais” para outras análises a serem efetuadas com a vareta.

Os códigos utilizados na análise inicial, geralmente tem simplificações tanto geométricas como dos fenômenos envolvidos. Quando se deseja uma análise específica pode-se formular analiticamente o problema ou mesmo utilizar códigos específicos. Como exemplo tem-se a verificação da forma de expansão da pastilha combustível para determinação do *dishing*.

O códigos de desempenho do combustível não vêem a pastilha combustível de forma tridimensional. Para verificar esta forma do *dishing*, pode ser simulada inicialmente a vareta com um código de desempenho para estado estacionário, e obtida a distribuição radial de temperatura na pastilha, e com esta distribuição de temperatura é simulada uma pastilha de forma tridimensional em programa de análise estrutural (Método de Elemento Finito), obtendo-se as deformações térmicas em todo seu volume. Outro exemplo típico de análise específica é a simulação de modelos determinísticos de liberação de gases de fissão numa pastilha sinterizada de UO_2 .

Quando se deseja analisar transientes rápidos de potência, os códigos de análise estacionária não são válidos, pois agora, as equações de transferência de calor devem ser resolvidas na sua forma completa, levando-se em conta a variável tempo. Para este caso são utilizados códigos específicos os quais, normalmente, necessitam como dados de entrada as variáveis geradas pelos códigos de análise estacionária. Com códigos de análise transiente pode-se prever resultados, principalmente, de distribuição de temperatura, para tempos da ordem de segundos durante e após o transiente.

Quando se deseja analisar rampas de potência em que os tempos envolvidos são da ordem de minutos ou horas, o cálculo em sucessão de estados estacionários torna-se possível. Nas análises de rampas ou ciclos de potência, normalmente, o objetivo principal é analisar a Interação Pastilha-Revestimento (PCI) e a possibilidade de falha do revestimento da vareta. Para esta análise são utilizados códigos em que a interação pastilha-revestimento não é vista de uma forma assimétrica como nos códigos de estado estacionário, mas que possibilitem uma análise localizada de tensões e deformações. Estes códigos, de uma maneira geral, só levam em conta os parâmetros que estão

envolvidos na análise de PCI e necessitam como dados de entrada os parâmetros gerados pela análise estacionária do histórico anterior de operação da vareta no reator.

São obtidos como resposta tensões e deformações no revestimento e pastilha e que servirão de instrumento de análise de falha e decisões de operação do reator, bem como servirão de base para dimensionamento e especificação de materiais empregados no projeto da vareta combustível.

A análise de desempenho da vareta combustível sob condições de acidente envolve problemas não lineares tanto de materiais como também de transferência de calor, pois as temperatura envolvidas são bastante altas. Os códigos que analisam este problema são bastante complexos e tem grande parte de seus modelos em bases experimentais. Resultados de distribuição de temperaturas nas varetas, pressão interna e deformações do revestimento são alguns dos parâmetros de resposta desses códigos e que servirão de base para licenciamento e análise de falhas.

ii. Análise Estrutural do E.C. e Componentes

O elemento combustível é uma “peça mecânica” com vários componentes acoplados entre si. A **Figura 9** mostra um elemento típico PWR com seus componentes. É necessário, então, estipular uma seqüência de cálculo que permita analisar estruturalmente cada componente em si e também o conjunto estrutural que eles formam. É dividido aqui, como no caso da vareta combustível, em dois estudos principais: o primeiro para condições normais de operação e o segundo para condições de acidentes onde as temperaturas envolvidas são altas. A **Figura 18** esquematiza esta seqüência.

Na análise em operação normal vários carregamentos atuarão sobre o E.C., tais como gradientes térmicos, cargas provenientes do escoamento do fluído refrigerante e também cargas provenientes do meio externo ao reator, tanto de ação continuada (vibração de equipamentos, por exemplo), como de ação transitória (terremoto, por exemplo). É dividido, então, o estudo em duas partes: uma de análise estática e outra de análise dinâmica.

Na análise estática o E.C. é caracterizado com todas as suas peculiaridades estruturais. É dividido o estudo em uma análise de conjunto.

Na análise estrutural de componentes, são estudados os bocais, as grades espaçadoras e isoladamente o tubo guia e a vareta combustível. Para análise dos bocais são utilizados códigos em elemento finito. É caracterizada a rigidez do componente e que servirá como parâmetro de entrada no estudo do conjunto E.C. e, quando forem determinados todos os esforços que atuam no componente, este modelo em elemento finito servirá para verificação do seu dimensionamento. Nas grades espaçadoras é feito um estudo das molas de fixação das varetas combustíveis. Esta análise pode ser feita analiticamente ou utilizando códigos de elemento finito. O estudo dos tubos guias e varetas combustíveis leva em conta principalmente seu comportamento à flambagem.

Na análise estrutural de conjunto deverá ser verificado o E.C. como uma única estrutura. Para esta análise podem ser utilizados modelos simplificados do E.C. (como

por exemplo, uma análise axial onde as varetas combustíveis e tubos guias são reduzidos a duas varetas equivalentes e resolvida esta estrutura com programas estruturais), ou pode ser utilizado um modelo que leve em conta toda a geometria do E.C. como todas as peculiaridades dos vínculos existentes entre os tubos guias e varetas combustíveis com as grades espaçadoras e os bocais de extremidade. Este último modelo foi desenvolvido na Divisão de Engenharia do Núcleo do RT, tendo sido elaborado um programa computacional. Como resultado desta análise é feita a caracterização estrutural do E.C., sendo verificada a variação da rigidez (longitudinal, transversal e de torção) com a variação do número de grades espaçadoras, o tipo de fixação da extremidade dos bocais nos internos do reator, e também com os diferentes tipos de vínculos entre varetas combustíveis as grades espaçadoras. Esta análise serve também para o cálculo dos esforços nos vários componentes sob carregamento estático, bem como caracteriza o E.C. para as análises dinâmicas.

O estudo dinâmico está dividido em duas partes: uma que analisa o E.C. como um todo solicitado por cargas de origem externa ao reator; outro que analisa não só o E.C. como um todo mas, também, uma vareta combustível, ou tubo guia, de forma isolada sendo que o carregamento é proveniente do escoamento do fluido refrigerante. Esta divisão é feita devido à natureza dos carregamentos e a diferente resposta do E.C. para cada um deles.

Para análise estrutural do conjunto sob vibrações induzidas por agentes externos ao núcleo poderão ser utilizados códigos de estrutura que analisam problemas dinâmicos. A estrutura utilizada aqui será uma estrutura equivalente ao E.C. o qual é caracterizado estruturalmente na análise discutida anteriormente.

Na análise de vibrações induzidas pelo escoamento do fluido refrigerante, entra um componente de ensaios experimentais, ou seja, a análise não será baseada apenas em uma busca de modelos teóricos ou aplicação direta de códigos, mas será apoiada também em resultados de ensaios controlados em laboratórios. Aqui deve ser analisado não só o E.C. como um todo mas, principalmente, a vareta combustível com suas características de vínculo às grades espaçadoras.

Para a análise do E.C. sob condições de acidente, devem ser utilizados programas específicos que analisem não-linearidades estruturais pois, além das altas temperaturas e reações metal-água que ocorrem nestas condições e a complexidade dos carregamentos atuantes, normalmente é feita a superposição desses efeitos com carregamentos externos (ex. LOCA + terremoto).

6 QUALIFICAÇÃO DE E.C.

Verificou-se na **Figura 15** a interligação de condições de projeto e requisitos funcionais para uma análise e demonstração dos componentes de um reator nuclear. Uma dessas análises é feita com base experimental. Isto é fundamental quando se trata de E.C. 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. Pode-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 estes tipos de análise. A justificativa destes testes pode ser vista de seguinte forma:

a) do ponto de vista do projetista e fabricante

- verificar a conveniência dos materiais utilizados e conhecer as características destes nas condições de temperatura e irradiação, levantando dados sobre propriedades físicas, químicas, mecânicas e metalúrgicas.
- verificar a conveniência dos processos utilizados na fabricação e as especificações de projeto.
- analisar parâmetros de desempenho dos combustíveis (materiais, componentes, conjuntos) para comprovação de projeto e comparação com modelos teóricos adotados ou obtenção de formulação empírica para estes.
- 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 combustíveis (materiais, componentes, conjuntos) utilizados nos reatores.
- desenvolvimento (aperfeiçoamento) dos combustíveis utilizados nos reatores.
- maior definição dos limites de operação para minimizar falhas de combustíveis.
- melhor conhecimento entre os valores de parâmetros de operação definidos por projeto e aqueles medidos após a operação.

c) do ponto de vista 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.

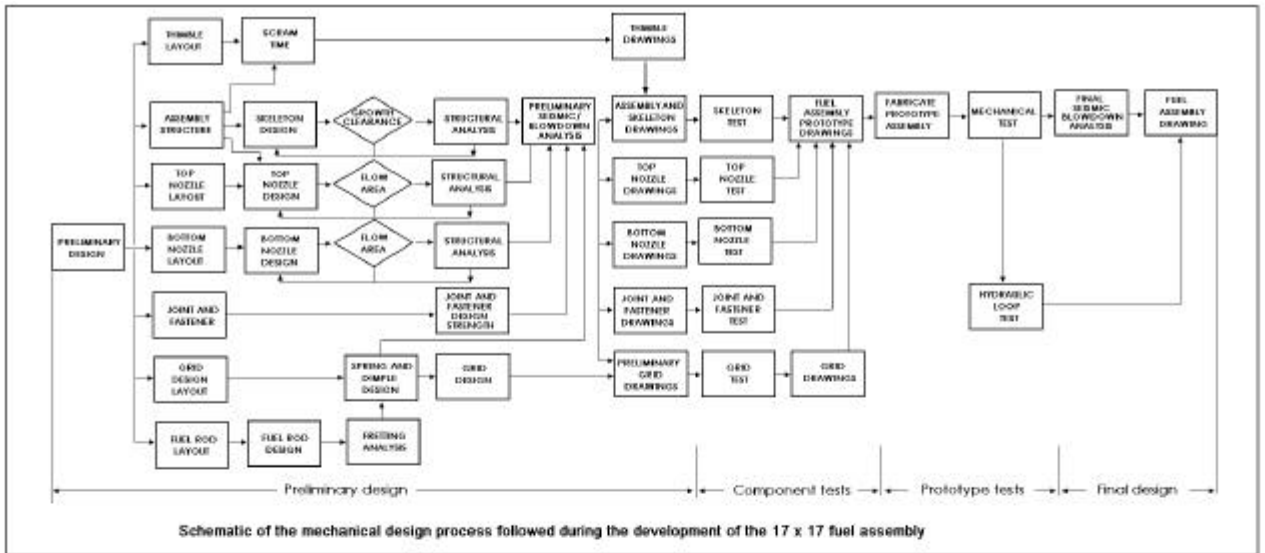
Como exemplo da análise pré-irradiação, a **Figura 22** mostra o esquema de projeto e os testes executados em componentes e conjuntos pela Westinghouse para desenvolver o E.C. com configuração 17 x 17 de suas centrais nucleares comerciais PWR. Verifica-se a conceituação do projeto em forma preliminar com uma metodologia própria de análise. Neste nível devem ser conhecidas as características de materiais, requisitos funcionais e programas de fabricação para atender ao pré-dimensionamento

dos componentes. Após executado o detalhamento dos componentes estes são fabricados e testados independentemente.

Nestes testes são verificados os modelos de cálculos empregados, são obtidos dados para análise do conjunto e também verificada a resistência e adequabilidade do componente dentro de parâmetros de projeto. Após este estágio são feitas as modificações necessárias e 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 para solicitações de projeto. Verifica-se que existe uma gama grande de testes que devem ser feitos. Novamente, se for observada a **Figura 15**, 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. É preciso fazer os testes de componentes em conjunto para garantir a sua funcionalidade, bem como estes testes podem servir de base experimental para comprovação da metodologia analítica. Colocando os limites operacionais pode-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 semelhantes a de um PWR (temperatura, vazão e pressão), 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 E.C. protótipos em reatores de potência e é 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 E.C. ao longo da irradiação. Através de programas computacionais específicos de neutrônica e termo-hidráulica 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 uma discretização das temperaturas nas varetas, 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), da 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, acompanhada a irradiação no reator, feitos ensaios não destrutivos em piscinas apropriadas e testes não destrutivos e destrutivos em laboratórios com células quentes (células quentes são locais blindados onde é possível instalar equipamentos e manipular amostras radioativas sem problemas de doses de radiação nos operadores). As **Figuras 23 a 27** exemplificam os tipos de análise pós-irradiação realizadas em E.C. de reatores comerciais e alguns objetivos dessas análises.



| 17 x 17 fuel components tests | | | |
|-------------------------------|------------------------------|---|---|
| Item | Test | Purpose | Specific parameter |
| Top nozzle | Hold-down spring | Input parameters for normal operations and accident analysis | Load-deflection (stiffness) load range joint (bolt) strength |
| | Adapter plate | To verify analytical (finite element) models | Effective stiffness, stress distribution for handling and accident loads |
| Bottom nozzle | Plate | To verify analytical (finite element) model | Effective stiffness, stress distribution for handling and accident loads |
| Joint | Grid-thimble | Fuel assembly lateral stiffness model and used to establish design limits | Static stiffness, ultimate strength at ambient and operating temperature |
| | Thimble rotational stiffness | To determine thimble buckling loads and vibrational characteristics | Thimble to grid fixity factor |
| Grid tests | Dimples | Fretting analysis and fuel assembly seismic analysis model | Static stiffness |
| | Grid spring | Fretting analysis and fuel assembly seismic analysis model | Load-deflection characteristics |
| | Static buckling strength | To establish design limits | Grid static stiffness, internal load stress distribution, elastic buckling load |
| | Dynamic crush strength | Input parameters for seismic analysis, used to establish design limits | Grid dynamic stiffness, impact damping coefficient, crush strength, type of failure |

| 17 x 17 hydraulic loop tests | | |
|---------------------------------|--|--|
| Test | Purpose | Instrument |
| Flow coefficient | Loss coefficients for grids Loss coefficients for nozzles Overall loss coefficients Velocity profile | Pressure transducers Bundle pressure taps |
| | Fuel assembly lift forces | Bottom nozzle strain gauges |
| Flow transient effect | Effect on fuel rod vibrational amplitude Effect on fuel assembly lift forces | Strain gauged fuel rods Strain gauged bottom nozzle |
| Flow induced fuel rod vibration | Vibrational amplitude Vibrational frequency Fuel rod excitation mode Effect of reduced spring forces on fuel rod vibration Effect of grid spring damage on fuel rod vibration Verification of fretting wear rates | Strain gauged fuel rods Deliberately damaged grid cells Pre-set grid spring to simulate various stages of relaxation |
| Control rod effects | Effect of scrams on fuel rod vibrational amplitude Effect of control rod motion on fuel rod vibrational amplitude Scram forces on fuel assembly | Strain gauged fuel rods Strain gauged on bottom nozzle Velocity coils on thimbles Pressure transducers Velocity coils in dashpot |
| Post test inspection | Fretting wear verification Fretting model verification Extent of damage caused by defects Extent of control rod and thimble wear | Visual inspection critical area under magnification |

| 17 x 17 fuel assembly mechanical tests | | |
|--|--|--|
| Test | Purpose | Specific parameter |
| Fuel rod drag | An input assembly parameter for analytical models | Fuel rod frictional characteristics |
| Lateral stiffness and vibration | Verification of analytical model (used in seismic analysis) | Lateral load-deflection characteristics, fundamental frequencies and mode shapes |
| Lateral damping and impact | Input parameters for seismic analysis models | Structural and impact damping values, impact forces |
| Axial stiffness | Verification of analytical model (used in blowdown analysis) | Axial load-deflection characteristics |
| Axial impact | Input parameter for blowdown analysis | Structural and impact damping values, impact forces |

FIGURA 22 - Projeto E.C. 17 x 17 Westinghouse

| | |
|--|---|
| <p>Pellet</p> <ul style="list-style-type: none"> • Chemical Composition • Visual Examination • Outer Diameter • Density • Ceramography <p>Cladding</p> <ul style="list-style-type: none"> • Inner/Outer Diameter • Thickness • Wall Thickness Variation • Metallography • Mechanical Properties • Visual Inspection • Weight | <p>Rod</p> <ul style="list-style-type: none"> • Length • Outer Diameter • Plenum/Fuel Stack Length <p>Assembly</p> <ul style="list-style-type: none"> • Total Length • Rod-to-Rod Gap • Nozzle Height • Rod-Top/-Bottom Nozzle Gap <p>Grid</p> <ul style="list-style-type: none"> • Cell Size • Dimple Perpendicularity • Rod Withdrawal Force |
| <p>Pre-irradiation characterization items for PWR monitoring fuel assemblies</p> | |

FIGURA 23 - Pre-Irradiation Characterization Items (PWR)

| FEEDBACK TO | DESIGN | FABRICATION | OPERATIONAL LIMITATIONS | SAFETY ANALYSIS |
|--|---------------|--------------------|--------------------------------|------------------------|
| FUEL PELLETT | | | | |
| temperature densification | X | | | X |
| FUEL ROD | | | | |
| identification | | X | | |
| integrity | | X | X | |
| leak | | X | X | X |
| length | X | | | |
| bow | X | X | X | X |
| diameter | X | | | |
| corrosion and crud fission and gas release | X | X | X | X |
| SPACER GRID | | | | |
| integrity | X | X | X | |
| spring force | X | | | |
| FUEL ASSEMBLY | | | | |
| identification | | X | X | X |
| integrity | | X | X | X |
| envelope | X | | X | |
| geometry | | X | | X |
| hold-down spring | X | X | | |
| guide-tubes | X | | | X |
| flow obstructions | | | X | X |
| FLOW CHANNEL | | | | |
| identification | | | X | |
| integrity and envelope | | X | X | X |
| CORE | | | | |
| power distribution | X | | X | X |
| burnup distribution | X | | | |
| flow distribution | X | | | X |

FIGURA 24 – Relevance of Fuel and Irradiation Characteristics

| CHARACTERISTIC | IN-CORE MONITORING | POOL-SIDE EXAMINATION | HOT-CELL EXAMINATION |
|------------------------|---------------------------|------------------------------|-----------------------------|
| FUEL PELLET | | | |
| temperature | | | m |
| densification | (i) | γ , EC | γ , m, n, EC |
| FUEL ROD | | | |
| identification | | v | v |
| integrity | | EC, v | EC, v |
| leak | r | (γ), s | FGR, (γ), s |
| length | | d, (EC), γ | d, (EC), γ |
| bow | | (v) | d |
| diameter | | d | d |
| corrosion and crud | | ch, (d), v | ch, d, (EC), EM, m |
| fission gas release | | (γ), (FGR) | (γ), (FGR) |
| SPACER GRID | | | |
| integrity | | v | d, mech, v |
| spring force | | f | mech |
| FUEL ASSEMBLY | | | |
| identification | i, T | v | |
| integrity | | v | |
| envelope | | g | d |
| geometry | | | d |
| hold-down spring | | f | |
| guide-tubes | g | g | |
| flow obstructions | T | v | |
| FLOW CHANNEL | | | |
| identification | | v | |
| integrity and envelope | g | d, v | |
| CORE | | | |
| power distribution | i, T | γ | γ |
| burnup distribution | | γ | ch, γ |
| flow distribution | T | | |

FIGURA 25(a) - Monitoring and Examination Techniques Utilized (or Assessed)

| SYMBOL | TECHNIQUE |
|---------------|---|
| ch | chemical and radiochemical analysis |
| d | dimensional measurements |
| f | extraction force or spring force |
| EC | eddy-current inspection |
| EM | electron microprobe analysis |
| FGR | fission gas release measured by puncturing |
| g | gauging |
| γ | gross gamma-scanning and gamma-spectrometry |
| i | in-core neutronic instrumentation (fission of flux monitors) |
| m | ceramography, metallography & α and β - γ autoradiography |
| mech | mechanical testing |
| n | neutron radiography |
| r | radiochemical analysis of the coolant |
| s | sipping and leak detection |
| SEM | scanning electron microscopy |
| T | thermocouples |

FIGURA 25(b) - Nomenclature of the Monitoring and Examination Techniques

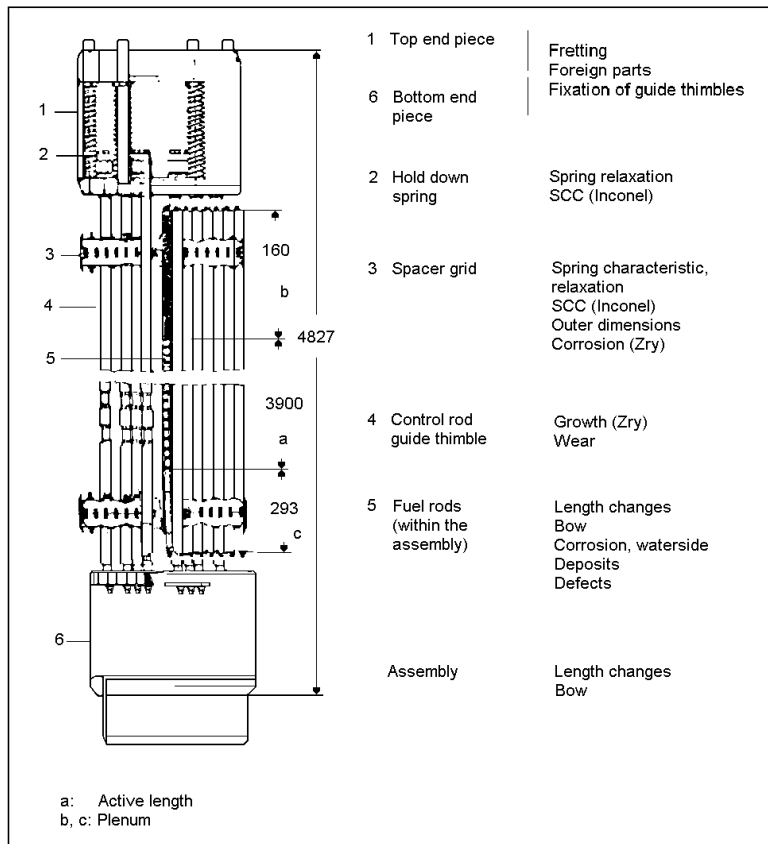


FIGURA 26(a) - Criteria for PWR-Assembly Examination

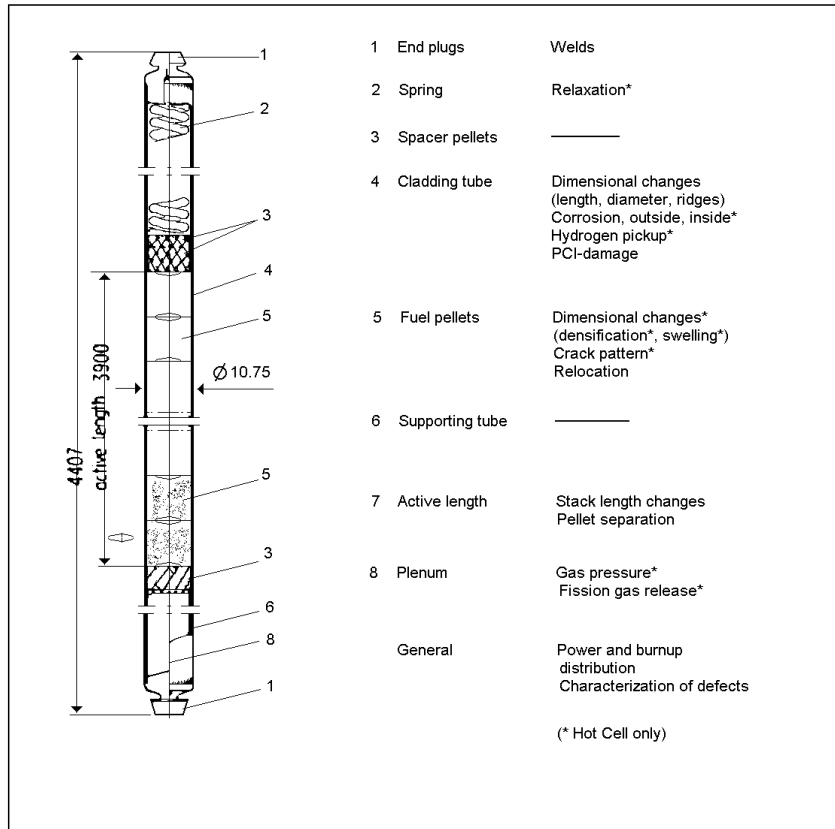


FIGURA 26(b) - Criteria for the Examination of PWR and BWR Fuel Rods

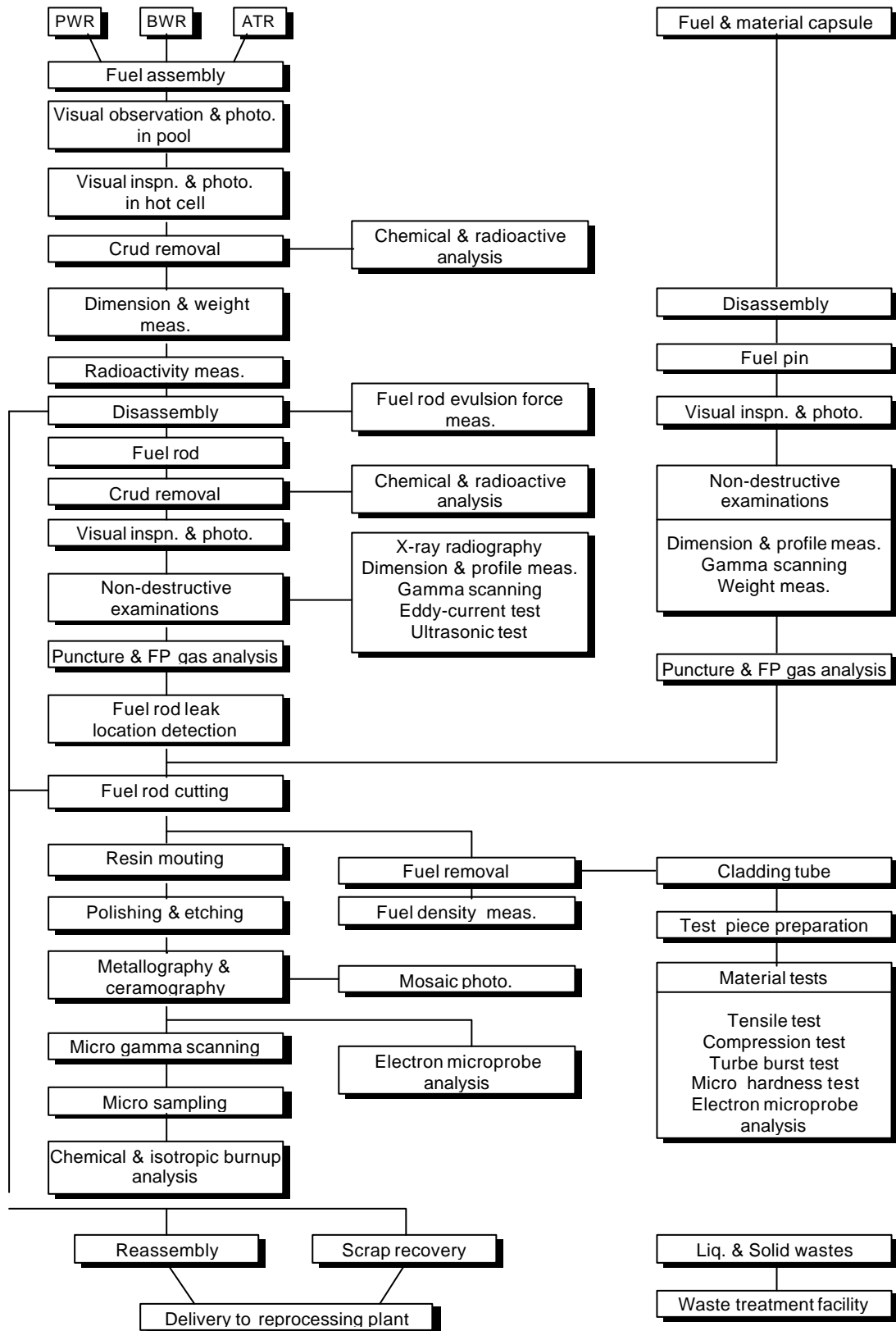


FIGURA 27 - Flow Diagram of PIE for Irradiated Fuel Assembly and Capsule Specimen

7 BIBLIOGRAFIA

1. FROST, Brian R.T. *Nuclear Fuel Elements*. Pergamon Press, 1982.
2. WEISMAN, Joel. *Elements of Nuclear Reactor Design*. Elsevier Science Publishing Company, 1977.
3. MA, Benjamin M. *Nuclear Reactor Materials and Applications*. Van Nostrand Reinhold Company, 1983.
4. KAUFMANN, Albert R. *Nuclear Reactor Fuel Elements*. Interscience Publishers, 1962.
5. ROBERTSON, J.A.L. *Irradiation Effects in Nuclear Fuels*. Gordon and Breach Science Publishers, 1969.
6. IAEA - TECDOC 233. *Research Reactor Core Conversion From the Use of Highly Enriched Uranium to the Use of low Enriched Uranium Fuels - Guidebook*. IAEA, 1980.
7. OLANDER, Donald R. *Fundamental Aspects of Nuclear Reactor Fuel Elements*. Technical Information Center, Energy Research and Development Administration, 1976.
8. EPRI, NP-1974. *Control Rod Materials and Burnable Poisons - An Evaluation of State of the Art and Needs for Technology Development*, July 1980
9. GITTUS, John. *Water Reactor Fuel Element Performance Computer Modelling*. Applied Science Publishers, 1983.