



**CURSO DE INTRODUÇÃO AO ESTUDO
DOS
CICLOS DE COMBUSTÍVEL**

JOSÉ RIBEIRO DA COSTA

INFORMAÇÃO IEA N.º 21
Março — 1972

INSTITUTO DE ENERGIA ATÔMICA
Caixa Postal 11049 (Pinheiros)
CIDADE UNIVERSITÁRIA "ARMANDO DE SALLES OLIVEIRA"
SAO PAULO — BRASIL

*SERGIO
ALBERT*

CURSO DE

INTRODUÇÃO AO ESTUDO

DOS

"CICLOS DE COMBUSTÍVEL"

JOSÉ RIBEIRO DA COSTA

Divisão de Engenharia Nuclear
Instituto de Energia Atômica
São Paulo - Brasil

Informação Nº 21
Marco - 1972

Instituto de Energia Atômica

Conselho Superior

Eng.º Roberto N. Jafet – Presidente
Prof.Dr.Emilio Mattar – Vice-Presidente
Prof. Dr.José Augusto Martins
Dr.Affonso Celso Pastore
Prof.Dr.Milton Campos
Eng.º Helcio Modesto da Costa

Superintendente

Rômulo Ribeiro Pieroni

INTRODUÇÃO AO ESTUDO DOS CICLOS DE COMBUSTIVEL

I - INTRODUÇÃO

PARTE I

II - OS ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS - (I) - Tipos e Geometria

| | pág. |
|---|------|
| 1. Preliminares | 4 |
| 2. Os Reatores do Tipo "GCR" | 5 |
| a) - O Elemento Combustível | 5 |
| b) - O "Core" do GCR | 6 |
| 3. Os Reatores do Tipo "AGR" | 7 |
| a) - O Elemento Combustível | 7 |
| b) - O "Core" do AGR | 8 |
| 4. Os reatores do Tipo "PWR" | 9 |
| a) - O Elemento Combustível | 9 |
| b) - O "Core" do PWR | 10 |
| 5. Os Reatores a Água Pesada (HWR) | 11 |
| 5.1 - A Concepção Canadense do HWR | 11 |
| a) - O Elemento Combustível | 11 |
| b) - O "Core" do HWR Canadense | 12 |
| 5.2 - A Concepção Britânica do HWR | 13 |
| a) - O Elemento Combustível | 13 |
| b) - O "Core" do HWR Britânico | 14 |
| 6. Os Reatores a Alta Temperatura | 14 |
| 6.1 - Introdução | 14 |
| 6.2 - O Elemento Combustível do HTGR | 15 |
| a) - O Elemento Combustível Tipo "Pebble Bed" | 15 |

| | |
|--|----|
| b) - O Elemento Combustível Tipo "Prismático" | 16 |
| b.1) - O Elemento Combustível do HTGR—DRAGON | 16 |
| b.2) - O Elemento Combustível do HTGR—PEACH BOTTOM | 19 |
| b.3) - O Elemento Combustível do HTGR—FORT ST. VRAIN | 20 |
| 6.3 - O "Core do HTGR Tipo "Pebble Bed" | 21 |
| 6.4 - O "Core" do HGTR Tipo "Prismático". | 22 |
| 7 Os Reatores do Tipo "Fast Breeder" | 24 |
| 7.1 O "Liquid Metal Fast Breeder Reactor" - LMFBR | 24 |
| a) O Elemento Combustível | 24 |
| b) O "Core" do LMFBR | 25 |
| 7.2 O "Gas Cooled Fast-Breeder Reactor" - GCFR | 26 |
| a) - O Elemento Combustível | 26 |
| b) - O "Core" do GCFR | 27 |
| 8 Resumo Geral | 28 |

III - OS ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS—(II)—Materiais Combustíveis - "Cladding"

| | |
|--|----|
| 1. Introdução | 35 |
| 2. Os Materiais Combustíveis | 35 |
| a) - O Urânio e Suas Ligas | 35 |
| b) - Dispersão do Urânio em Metais | 37 |
| c) - Os Combustíveis Cerâmicos - Os Óxidos e os Carbetos | 37 |
| d) - A Mistura UO_2 - PuO_2 | 39 |
| e) - O Tório e Seus Óxidos | 39 |
| 3. O Encamisamento ou "Cladding" - Materiais | 40 |
| a) - Preliminares | 40 |
| b) - O Aço Inoxidável | 41 |
| c) - O Zircônio - As Ligas de Zircônio | 43 |
| d) - As Ligas Ricas em Níquel | 44 |
| e) - As Ligas de Magnésio - O "Magnox" | 46 |
| 4. O Emprego de Aletas ou Rugosidades | 46 |
| 5. O Combustível em Partículas | 51 |

| | |
|--|------------|
| | III |
| 5.1 - Introdução | 51 |
| 5.2 - O Combustível em Forma de Partículas | 51 |
| 5.3 - As "Coated Particles" | 52 |
| a) - Partículas com Duas Camadas Envolventes | 53 |
| b) - Partículas com Três Camadas Envolventes | 54 |
| c) - Partículas com Mais de Três Camadas Envolventes | 55 |
| 5.4 - Análise Geral das Partículas | 56 |
| 5.5 - Dimensões das Partículas | 57 |

IV - OS ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS--(III)-- O Processamento do Urânio

| | |
|---|-----------|
| 1. A Preparação e Processamento do Urânio | 59 |
| a) - Obtenção do "Yellow Cake" | 59 |
| b) - Obtenção do Hexafluoreto de Urânio | 59 |
| c) - O Enriquecimento | 59 |
| d) - Obtenção do "Material Físsil" | 60 |
| e) - Fabricação do Elemento Combustível | 60 |
| 2. A Utilização do Elemento Combustível no Reator | 62 |
| a) - A "Queima" ou "Burnup" do Combustível | 62 |
| b) - O "Decay Cooling" (Resfriamento do "Spent Fuel") | 64 |
| 3. O Reprocessamento do Elemento Combustível | 64 |

P A R T E I I

V - OS CICLOS DE COMBUSTÍVEL--(I)--Características Gerais

| | |
|--|-----------|
| 1. Introdução | 68 |
| 2. Os Ciclos de Combustíveis Nucleares | 69 |
| a) - Generalidades | 69 |
| b) - Os Ciclos do "Urânio" e do Tório" | 69 |
| 3. Características Físicas dos Ciclos do Urânio e do Tório | 73 |
| a) - Preliminares | 73 |
| b) - Propriedades Nucleares dos Isótopos Físseis e Fértéis | 73 |

IV

| | |
|--|----|
| I - Propriedades no Espectro Térmico | 73 |
| II - Propriedades no Espectro Rápido | 76 |
| c) - Necessidades Mínimas em "Massa Crítica" | 78 |

VI - OS CICLOS DE COMBUSTÍVEL--(II)--O Caso dos Conversores Avançados

| | |
|--|-----|
| 1. Generalidades | 79 |
| 2. A Razão de Conversão (CR) | 79 |
| 3. O Inventário de Material Físsil | 81 |
| 4. Tempo de Irradiação ou de Exposição | 83 |
| 5. A Eficiência Térmica | 84 |
| 6. O Caso Particular do Conversor Avançado HTGR | 84 |
| a) - Introdução | 84 |
| b) - A Razão Carbono/Tório (C/Th) | 86 |
| c) - O Tempo de Permanência do Combustível no "Core" (FRT) | 87 |
| d) - A Razão de Conversão (CR) | 88 |
| e) - A Densidade de Potência (PD) | 88 |
| f) - O "Age Peaking Factor" (APF) | 89 |
| g) - A Frequência do Recarregamento (RF) | 90 |
| 7. Exame do Comportamento de Diversos Parâmetros | 90 |
| 8. O Baixo Enriquecimento (Ciclo do Urânio) nos HTGR's | 100 |
| a) - Considerações Gerais | 100 |
| b) - Análise dos Resultados | 112 |

VII - OS CICLOS DE COMBUSTÍVEL--(III)--Custos Unitários Gerais

| | |
|---|-----|
| 1. Introdução | 114 |
| 2. Os Ciclos de Combustível | 114 |
| a) - O Ciclo Geral do Combustível Nuclear | 114 |
| b) - Os Ciclos de Combustível Referidos a Tipos de Reatores | 119 |
| I - Ciclo do PWR | 119 |
| II - Ciclo do HTGR | 120 |
| III - Ciclo do MSBR | 122 |
| IV - Ciclo do Fast Breeder | 123 |

| | |
|--|-----|
| 3. Os Custos Unitários | 124 |
| a) - O Custo do "Yellow Cake" | 124 |
| b) - Custos da Conversão ou Fluoretação | 124 |
| c) - Custo do Enriquecimento | 125 |
| d) - Custos de Fabricação | 126 |
| e) - Reprocessamento - Custos | 128 |
| f) - Transporte | 129 |
| 4. Os Materiais Usáveis em Reciclagem | 130 |
| a) - Preliminares | 130 |
| b) - O Urânio Residual | 130 |
| c) - O Plutônio Produzido | 131 |
| d) - O Valor do U-233 Produzido | 132 |
| d.1 - O Processamento do U-233 | 132 |
| d.2 - O Valor do U-233 | 134 |
| d.3 - O "Valor Indiferença" do U-233 nos HTGR's | 134 |
| 5. As Necessidades Típicas de um HTGR-1100 (GGA) | 136 |
| 6. A Composição Geral do Custo do Ciclo de Combustível | 138 |

VIII- OS CUSTOS DA ENERGIA NUCLEAR—(I)—Considerações Gerais

| | |
|---|-----|
| 1. Preliminares | 143 |
| 2. Os Fatores de Composição de Custos | 144 |
| 3. Os Custos de Instalação (Capital Costs) | 145 |
| a) - Os Custos Diretos | 145 |
| b) - Os Custos Indiretos | 145 |
| 4. Os Custos de Produção | 146 |
| a) - Cargas Fixas | 147 |
| b) - Custo do Ciclo de Combustível | 148 |
| c) - Operação e Manutenção | 148 |
| 5. Alguns Conceitos Básicos | 148 |
| a) - O "Fator de Operação" (Plant Loading Factor) | 149 |
| b) - O Fator de Carga (Plant Load Factor) | 149 |
| c) - O Fator de Disponibilidade (Plant Availability Factor) | 150 |
| 6. Custos da Produção de Energia Elétrica de Base Nuclear | 150 |

| | |
|---|-----|
| 7. O Método de E. Mason Aplicado à Análise do HGTR-330 MW (e) | 152 |
| a) - Valores Iniciais | 152 |
| b) - Cálculo pela 1a. Hipótese | 153 |
| c) - Cálculo pela 2a. Hipótese | 154 |
| d) - Análise dos Fatores Determinantes de Custo | 155 |

IX - OS CUSTOS DA ENERGIA NUCLEAR—(II)—Análise Comparativa Sumária

| | |
|---|-----|
| 1. Introdução | 156 |
| 2. Os Tipos Mais Importantes de Reatores Nucleares | 156 |
| 3. Os Custos Unitários de “Produção” e de “Construção” | 157 |
| a) - O “GCR” - Gas Cooled Reactor | 158 |
| b) - O “AGR” - Advanced Gas-Cooled Reactor | 158 |
| c) - Os Reatores do Tipo “HWR” - Heavy Water Reactor | 158 |
| d) - Os Reatores do Tipo “LWR” - Light Water Reactor | 159 |
| e) - Os Conversores Avançados e os “Fast Breeders” | 161 |
| 4. Análise Econômica Comparativa, Sumária | 164 |
| a) - Preliminares | 164 |
| b) - O “PWR” e os Conceitos Avançados de Reatores Nucleares | 164 |
| 5. O Caso Particular do Confronto PWR x HGTR | 165 |

| | |
|-----------------------|------------|
| X - CONCLUSÕES | 170 |
|-----------------------|------------|

CURSO DE INTRODUÇÃO AO ESTUDO DOS CICLOS DE COMBUSTÍVEL

I - INTRODUÇÃO

Dentro do quadro geral de evolução de qualquer economia, as fontes energéticas representam um dos elementos fundamentais para o desenvolvimento econômico, constituindo-se mesmo em um dos padrões de aferição do estágio de desenvolvimento já atingido por qualquer país, comparativamente com aqueles de economia superdesenvolvida, ou seja, as denominadas superpotências. Essas fontes energéticas, desde as mais rudimentares até as mais complexas, tem merecido uma série de estudos e considerações técnico-econômicas, objetivando-se a um mais eficiente aproveitamento, não só com relação aos problemas tecnológicos a elas inerentes como, principalmente, à economicidade da produção de energia.

Como decorrência do imenso desenvolvimento tecnológico mundial, característica do século que atravessamos, novas fontes energéticas vem sendo solicitadas, pelo aumento sempre crescente da demanda em energia elétrica e a exaustão das fontes energéticas primárias ou de mais fácil aproveitamento como, por exemplo, as fontes energéticas hidráulicas.

A mais recente fonte energética posta a serviço do homem — a energia nuclear — já venceu a fase preliminar da experimentação, passando do estágio de simples fonte promissora para a fase realista da competitividade econômica com as demais fontes de geração elétrica. Realmente, a aceitação mundial na última década da viabilidade, confiabilidade e — em determinados casos — da competitividade dos reatores nucleares de potência como fonte primária de geração de energia, tem mudado alguns conceitos errôneos que existiam até bem pouco tempo, sobre a necessidade ou não da utilização dessa nova fonte energética, mormente nos países considerados “em desenvolvimento”. Essa atitude de expectativa, que existia até poucos anos atrás, aliada a discussões acadêmicas sobre “tipos de reatores mais apropriados” ou sobre “combustíveis mais adequados”, já está hoje em dia superada, até mesmo por questões sócio-econômicas, políticas e técnico-econômicas, de muito maior relevância que aquelas.

Hoje em dia, a questão mais importante concernente à geração elétrica de base nuclear é o preparo do campo tecnológico nacional, procurando-se assimilar o “know how” nuclear no menor prazo de tempo possível — e ele não é fácil de ser assimilado — a fim de se preparar o país e a indústria nacional para a demanda energética de base nuclear que se aproxima rapidamente, se possível não-dependente, ou com a menor dependência possível, de recursos materiais e de tecnologia de outros países, o que não será nada fácil.

O problema fundamental para o estabelecimento das bases de uma adequada política nuclear está correlacionado com as disponibilidades em combustível nuclear, isto é, o Urânio e, em determinadas circunstâncias, com a disponibilidade de materiais férteis. Na realidade, esse é o problema crítico, característico mesmo da energia nuclear, e nada simples de ser solucionado, diferentemente do que ocorre com o combustível utilizado nas centrais elétricas térmicas convencionais.

A influência das condições econômicas dos países em desenvolvimento – e mesmo de alguns países já bem industrializados – pode exercer um efeito marcante sobre dois pontos técnico-econômicos que caracterizam uma central nuclear:

- a. o sistema ou tipos de reatores mais aconselháveis;
- b. conseqüentemente, o “ciclo de combustível” que mais se adapte às suas características.

Esses dois pontos característicos se interconectam de certa forma, uma vez que envolvem eles considerações sobre materiais físséis (Urânio - 235, Plutônio - 239) ou férteis (Tório - 232, Urânio - 238), graus de enriquecimento, reprocessamento de combustível, razões de conversão, etc., exigindo o estudo dos parâmetros em jogo, a forma e como eles afetam ou são afetados pela seleção do combustível nuclear, pela escolha do ciclo de combustível adequado e as condições econômicas relacionadas com o custo desse ciclo de combustível.

O tema é bastante complexo e o presente Curso não pretende ser mais do que uma simples “Introdução ao Estudo dos Ciclos de Combustível”; nele se procurará partir do geral para o particular, tentando-se definir parâmetros ou características ainda não bem definidos, uma vez que o estudo dos ciclos de combustível ainda se encontra na sua infância.

Seguindo essa filosofia de exposição, iniciaremos o estudo considerando na Parte I os “Elementos Combustíveis” - simples ou conjuntos - mais empregados nos reatores nucleares, sua geometria e disposição no interior do “Core”. A seguir, será analisado o “combustível” propriamente dito, suas particularidades e limitações, materiais de encamisamento (cladding), parâmetros técnicos e econômicos. Na Parte II, far-se-á o estudo dos Ciclos de Combustível, tipos e performances, considerações econômicas, custos, concluindo-se o trabalho com uma análise resumida da composição de custos de energia nuclear e comparatividade de custos entre os conceitos de reatores mais marcantes atualmente.

PARTE I

OS ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS

II - OS ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS - I - Tipos e Geometria

1. Preliminares

O estudo dos elementos combustíveis dos reatores nucleares será melhor feito considerando-se os diversos tipos ou sistemas de reatores realmente comprovados ou em vias de comprovação. Assim será feita uma análise sumária dos **tipos de reatores** - e de seus elementos combustíveis - constantes da Tabela I:

Tabela I
Reatores Nucleares - Tipos e Linhas

| TIPOS OU LINHAS DE REATORES | | | ESPECTRO |
|-----------------------------|---|--|----------|
| GCR | Gas-Cooled Reactor | | Térmico |
| AGR | Advanced Gas-Cooled Reactor | | Térmico |
| PWR | Pressurized Water Reactor (Light Water) | | Térmico |
| HWR | CANDU | Heavy Water Reactor (Canadian · D ₂ O - Natural Uranium) | Térmico |
| | SGHWR | Heavy Water Reactor (Steam Generating Heavy Water) | |
| HTGR | PEBBLE BED | High Temperature Gas-Cooled Reactor | Térmico |
| | PRISMATIC | High Temperature Gas-Cooled Reactor | |
| FBR | LMFBR | Liquid Metal Fast Breeder Reactor | Rápido |
| | GCFR | Gas Cooled Fast-Breeder Reactor | |

2. Os Reatores do Tipo "GCR"

a) - O Elemento Combustível

Os reatores do tipo "GCR" (Gas Cooled Reactor) são reatores que usam o Urânio natural (metálico) como combustível, moderados a grafita e usando como refrigerante o gás carbônico. Essa linha de reatores, totalmente comprovada, se desenvolveu na Grã-Bretanha e na França e pode ser considerada como praticamente desenvolvida, embora seu "Custo Global" (Capital Cost) não tenha atingido a valores econômicos que assegurem a sua competitividade, principalmente para reatores de porte médio ou pequeno. As suas duas maiores vantagens são (1):

1. ciclo de combustível simples e de baixo custo;
2. alta taxa de produção de plutônio (600 kg/1.000MWe/ano).

O Elemento combustível desses reatores é constituído de uma barra cilíndrica de Urânio natural (metálico), em geral com um diâmetro da ordem de 1 pol. (2,54 cm), e um comprimento aproximado de 100 cm por elemento, encamisada a "Magnox" (liga de Magnésio e Alumínio), conforme é mostrado na Fig. 1 (2):

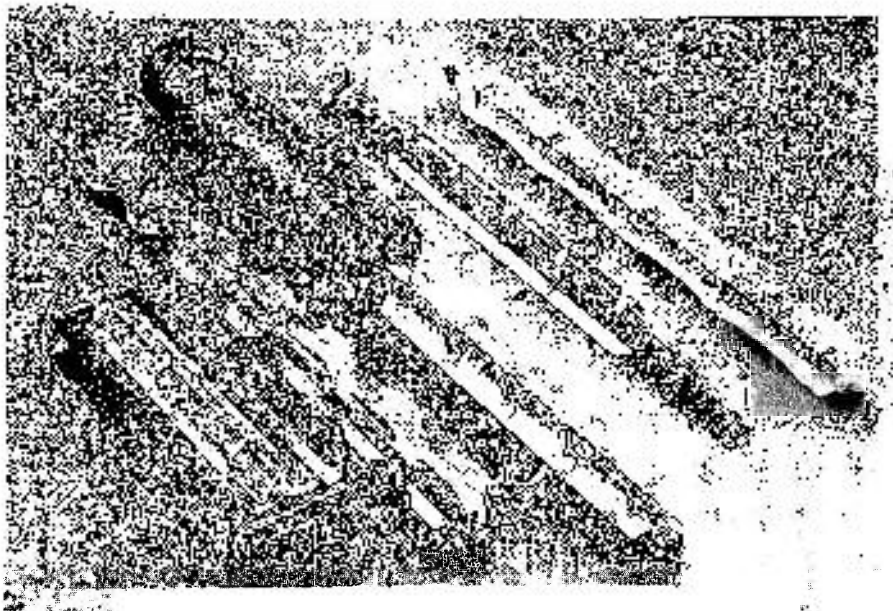


Fig. 1 - Elementos Combustíveis para o GCR

Esses elementos combustíveis são posicionados em "canais" abertos nos próprios blocos de grafita, que constitui o moderador, em geral com 6 a 8 elementos em cada canal, empilhados um em cima do outro, como se fosse uma barra única. O gás refrigerante se escoia por entre as paredes do canal e a superfície externa do elemento combustível. Esta superfície, como se vê da figura 1, apresenta uma série de "aletas" de formato helicoidal e outras, maiores, (aletas polizontais), de direção vertical, que servem não só para provocar o movimento turbilhonar do gás como para aumentar a superfície de transferência de calor.

Uma concepção francesa, mais avançada, de combustível para o GCR é usada no Reator Bugey-1 (antigo EDF-5, ou seja, o 5º reator dessa linha projetado e construído na França); é denominada "combustível anular"; uma vez que o material combustível é de formato anular e o gás se escoou pela parte externa e pela superfície interna, havendo em ambas as superfícies aletas, como se vê pela Fig. 2 (3):

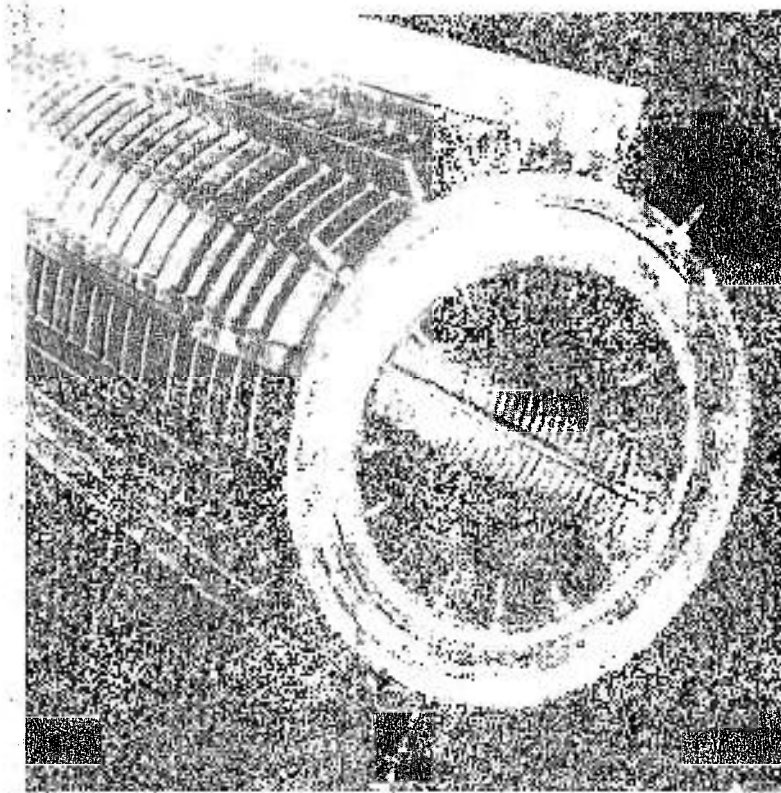


Fig. 2 - Combustível Anular do GCR Francês

Esse tipo de combustível aumenta o rendimento do ciclo térmico mas encarece o custo de fabricação do elemento combustível, sem permitir atingir-se a temperaturas de saída mais elevadas para o refrigerante, uma vez que há outras limitações a obedecer (o U-metálico não suporta altas temperaturas).

b) - O "Core do GCR"

O "Core" do GCR é formado por blocos de grafita, empilhados e arrumados de tal forma a constituir um corpo aproximadamente cilíndrico; cada bloco contém um furo central, cilíndrico, que constitui o "canal", e algumas aberturas de menor diâmetro, onde se posicionam as barras de controle. Nas faces dos blocos há "ranhuras" onde são colocadas "cavilhas" para solidarização dos blocos, formando colunas juxtapostas, cuja reunião forma o "Core". Há, ainda uma estrutura em aço, na periferia deste, que serve de cintamento. O aspecto é o mostrado na Fig. 3, com o detalhe do empilhamento da Fig. 4 (4) (5):

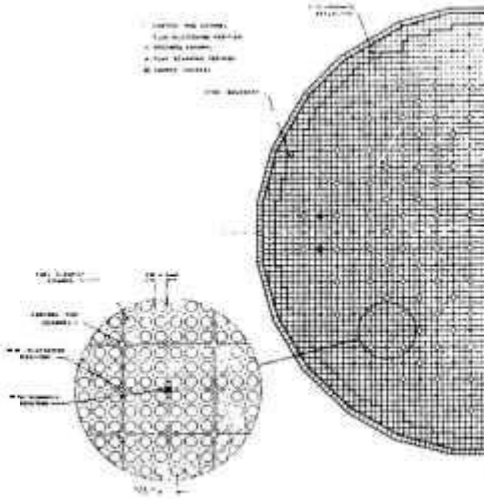


Fig. 3 - Detalhe do "Core" do GCR, visto de cima

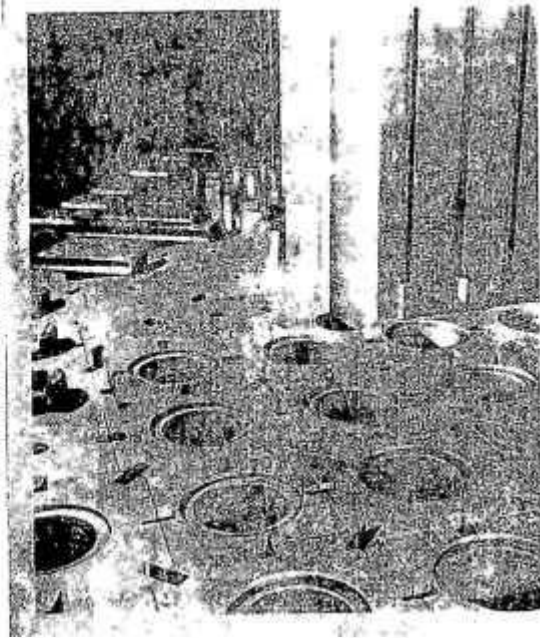


Fig. 4 - Detalhe da Montagem do "Core" do GCR

3. Os Reatores do Tipo "AGR"

a) - O Elemento Combustível

Os reatores do tipo "AGR" (Advanced Gas-Cooled Reactor), como o próprio nome está indicando, representam uma versão mais avançada dos GCR's, na qual a tecnologia do reator propriamente dito quase nada mudou, mas a tecnologia do combustível modificou substancialmente. O AGR usa, pois, como moderador a grafita e como refrigerante o gás carbônico atingindo, porém, a temperaturas de saída bem mais elevadas (da ordem de 675°C). Tem como característica principal um baixo custo de ciclo de combustível (da ordem de 1,6 mills/kh na faixa de 600 a 1.200 MWe de potência) mas um "Custo Global" (Capital Cost) elevado para baixas potências; pode produzir Plutônio na faixa de 200 kg/1.000 MWe/ano (6).

O AGR utiliza como "Elemento Combustível" um conjunto de varetas finas (pins) em aço inoxidável, de diâmetro aproximado de 1 cm, tendo cada vareta um comprimento de 100 cm, aproximadamente; no seu interior são colocadas as pastilhas ou "pellets" de óxido de Urânio (UO_2) enriquecido (em média, 2,5% de U-235) com uma espessura da ordem de 0,5 cm. Essas pastilhas ou "pellets" são empilhadas umas sobre as outras, no interior das varetas. Um "Conjunto de Elemento Combustível", possui 19 (Windscale) ou 36 varetas (Hinkley Point-B), solidarizadas por uma estrutura cilíndrica de aço inoxidável, com espaçadores que as mantêm na posição vertical, dando maior rigidez ao conjunto e não permitindo o contato direto entre as varetas. Veja-se Fig. 5:

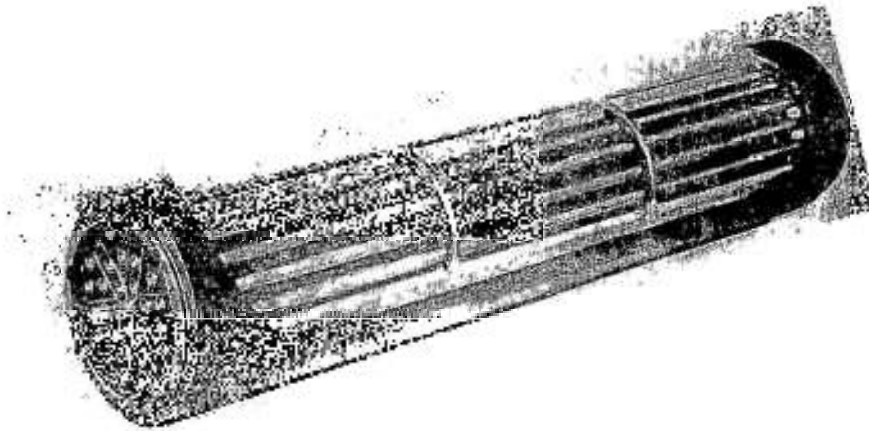


Fig. 5 - Elemento Combustível do AGR

O "cladding", como se disse, é em aço inoxidável para poder suportar as temperaturas relativamente elevadas do AGR, possuindo um corrugamento externo transversal, em forma de minúsculos anéis, com a finalidade dupla de aumentar a superfície de transferência de calor e propiciar um melhor turbilhonamento do gás refrigerante.

b) - O "Core" do AGR

O "Core" do AGR tem, aproximadamente, a mesma disposição que os dos GCR's, com pequenas modificações na forma dos blocos em grafita que, no caso do reator "Hinkley Point-B", são de 2 formatos:

- 1 os blocos principais, onde se situam os canais, são prismas de 16 lados;
2. os blocos intersticiais, alguns deles com perfurações centrais para a passagem das barras de controle.

O arranjo do "Core" está mostrado esquematicamente na Fig. 6 (7)

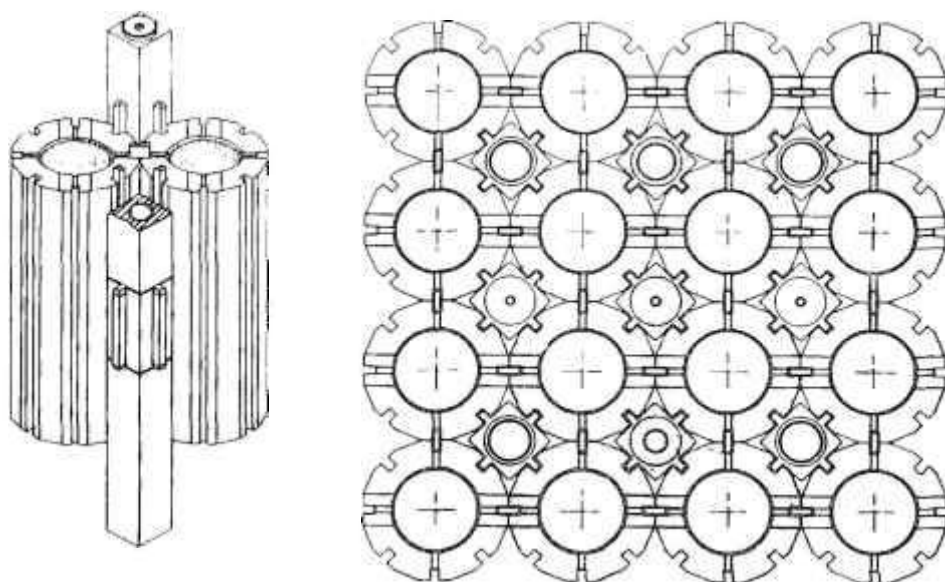


Fig. 6 - Esquema do "Core" do AGR (Hinkley Point-B)

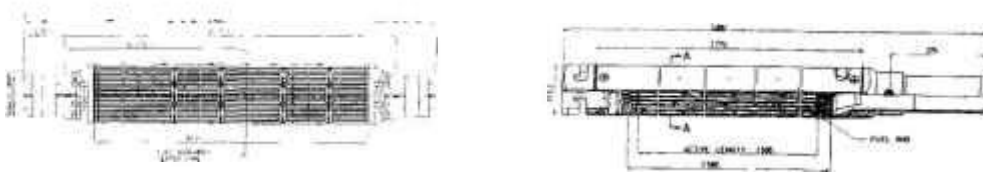
4. Os Reatores do Tipo "PWR"

a) - O Elemento Combustível

Os Reatores do tipo PWR (Pressurized Water Reactor) são hoje em dia, possivelmente, os mais adotados mundialmente; constituem eles, juntamente com os do tipo BWR (Boiling Water Reactor) os denominados LWR (Light Water Reactors).

O PWR é um reator moderado a água leve, usando como refrigerante o mesmo material, pressurizado. É um reator compacto, de grande economicidade, mesmo para pequena ou média potência (50 - 150 MWe). Apresenta, no entanto, um custo de ciclo de combustível relativamente alto e seu consumo de material físsil requer a mineração de grandes quantidades de Urânio. O ciclo de combustível do PWR apresenta um custo que representa cerca de 35% do custo total da energia produzida (8), com uma produção de Plutônio da ordem de 300 kg/1.000 MWe/ano.

O elemento Combustível do PWR é formado por um conjunto de varetas (pins) ou placas (slabs) que são confeccionadas em Zircaloy, constituindo o "cladding", tendo no seu interior (varetas) pastilhas de óxido de Urânio (UO_2) enriquecido a 2,0 - 3,0%; essas varetas apresentam um diâmetro entre 0,8 a 1,5 cm e são reunidas por uma estrutura em Zircaloy, geralmente em forma quadrada, com espaçadores do mesmo material, para dar maior rigidez e manter afastadas as varetas umas das outras, formando o conjunto o "Elemento Combustível" propriamente dito. A Figura 7 mostra dois tipos de "Elemento Combustível" do PWR: o do Reator Yankee Atomic (USA) e o do Voronezh (URSS), este último de geometria hexagonal (9):



(a)

(b)

Elemento Combustível do “Yankee Atomic”

Elemento Combustível do “Voronezh”

Fig. 7 - Elementos Combustíveis Típicos do PWR

O PWR apresenta, normalmente, barras de controle de geometria “cruziforme”, conforme se pode ver pela Figura 9. Na Fig. 8 está mostrado, em perspectiva, o aspecto do elemento combustível típico (assembly) do PWR (10):

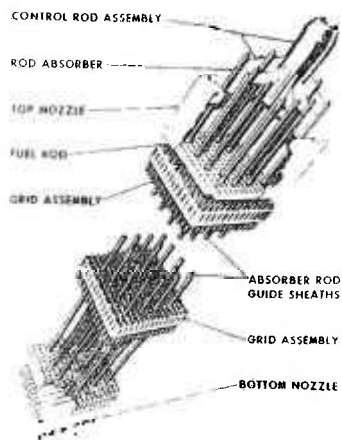
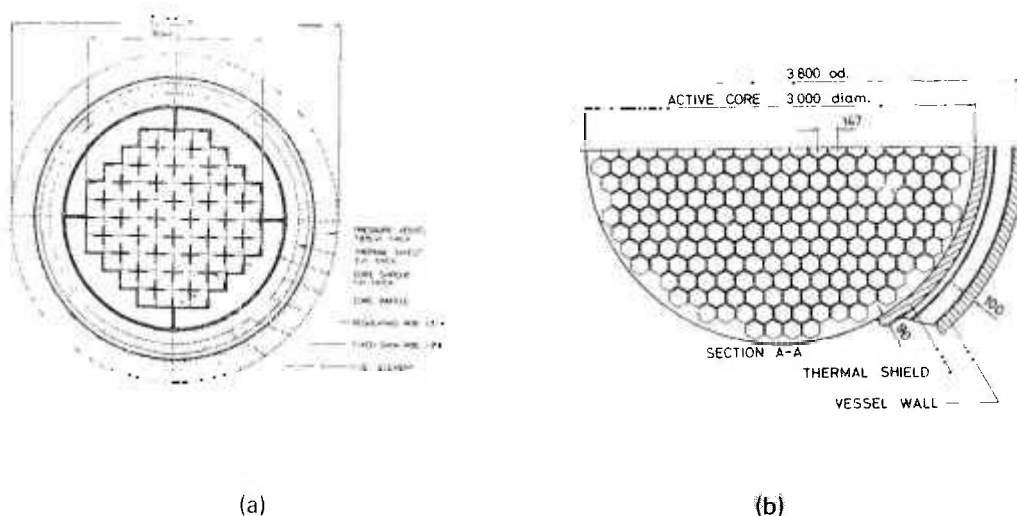


Fig. 8 - Perspectiva do Elemento Combustível do PWR

b) - O “Core” do PWR

O PWR apresenta um “Core” bastante compacto; é ele constituído, regra geral, por uma estrutura (em Zircaloy), onde se posicionam os conjuntos de elemento combustível. Essa estrutura, juntamente com os elementos combustíveis, está localizada no interior de um vaso de pressão em aço, mergulhada em água pressurizada (entre 100 e 150 atmosferas), que serve (a água) como moderador e como veículo transportador do calor produzido pelas fissões no “Core”, desde este até os Trocadores de Calor. Na Figura 9 estão mostrados, esquematicamente, os “Cores” dos reatores “Yankee Atomic” (USA) e “Voronezh (URSS) (11):



Esquema do "Core" do Yankee Atomic

Esquema do "Core" do Voronezh

Fig. 9 - Disposição do "Core" do PWR

5. Os Reatores a Água Pesada (HWR)

5.1 - A Concepção Canadense do HWR

a) - O Elemento Combustível

O protótipo comercial do HWR (Heavy Water Reactor) Canadense é o Reator de "Douglas Point" (CANDU), situado em Douglás Point, Ontario, Canadá.

O CANDU (CANadian-D₂O-Natural Uranium) é um reator moderado e refrigerado a água pesada ou Deutério (D₂O) a tubos de pressão, usando o Urânio natural como combustível, em forma de óxido (UO₂). Apresenta um gradiente de temperatura pequeno, com uma temperatura de saída do refrigerante da ordem de 290-295°C, mas com grande compacidade (alta densidade de potência por litro de "core" ativo), podendo atingir burnups da ordem de 10.000 MWd/t, um custo de ciclo de combustível relativamente baixo e exigindo menor quantidade de Urânio minerado para a sua alimentação (cerca de 38% menos do que um PWR de mesmo porte) (12).

O "Elemento Combustível" para este tipo de reator é constituído de varetas finas, feitas de Zircaloy (~ 1,5 cm de diâmetro), contendo no seu interior pastilhas (pellets) de Urânio natural em forma de óxido (UO₂), reunidas em um conjunto (assembly), com 19 varetas, no caso do Douglas Point (200 MW e) e 28 varetas, no caso do "Pickering" (480 MWe), conforme está mostrado na Fig. 10:

5.2 - A Concepção Inglesa do HWR

a) - O Elemento Combustível

O reator a água pesada de concepção britânica é o denominado "SGHWR - Steam Generating Heavy Water Reactor", reator tendo como moderador a água pesada, como refrigerante a água leve, ou comum, a ciclo direto, utilizando como combustível Urânio ligeiramente enriquecido. É um tipo de reator bastante flexível, podendo ser construído economicamente para pequeno e médio portes.

O "Elemento Combustível" empregado neste reator é algo similar ao usado nos HWR's canadenses. É ele constituído de varetas (pins) de Zircaloy tendo no seu interior pastilhas de Urânio em forma de óxido (UO_2) enriquecido, com um enriquecimento médio (ciclo de equilíbrio) da ordem de 2,4%. O diâmetro das varetas é de 1,45 cm e são reunidas em um feixe (cluster), formando um conjunto de 36 varetas, com espaçadores ao longo de seu comprimento (igual ao comprimento do canal) num total de 3,60 m. A Fig. 12 mostra o "Elemento Combustível" (conjunto) usado no SGHWR de Winfrith (100 MWe) (13):

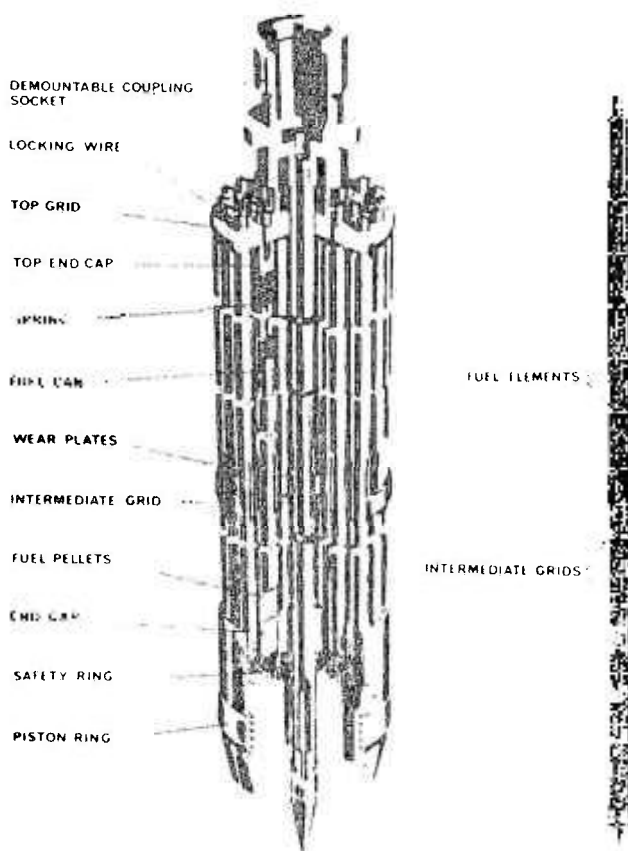


Fig. 12 - Elemento Combustível do SGHWR

b) - O "Core" do SGHWR Britânico

O "Core do SGHWR é análogo ao do HWR-Candu. É constituído de um cilindro de eixo horizontal (calandra) confeccionado em liga de alumínio, atravessado de base a base por tubos feitos de Zircaloy (tubos de pressão), onde se posicionam os "Elementos Combustíveis" já assinalados, através do qual circula o refrigerante (água leve), entre as paredes do tubo e a superfície do elemento combustível. O vapor é produzido diretamente no "Core", em ciclo direto:

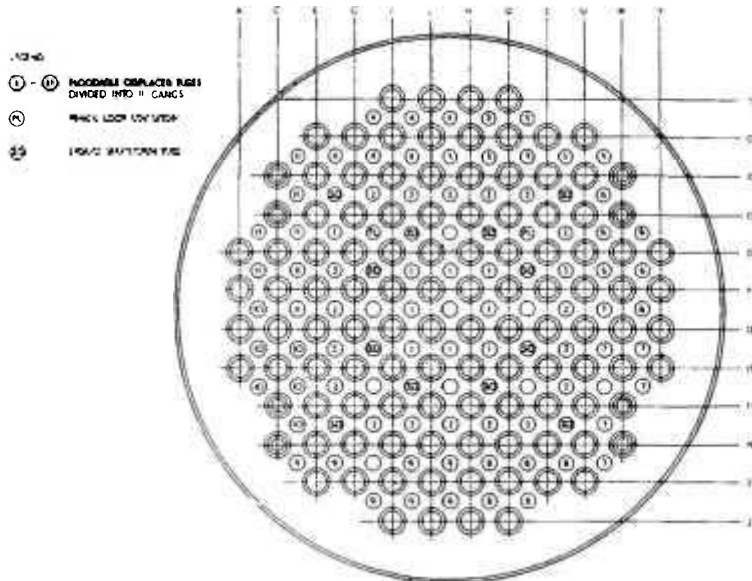


Fig. 13 - "Core" (calandra) do SGHWR

6. Os Reatores a Alta Temperatura (HTGR)

6.1 - Introdução

Os reatores a alta temperatura, os HTGR (High Temperature Gas-Cooled Reactor) são reatores conversores avançados, uma vez que, além do material físsil, no caso o U-235, usam elementos de material fértil, de Tório-232, para a produção de Urânio-233, que poderá ser usado nos ciclos subsequentes, com pequenas quantidades adicionais de U-235, ou ser guardado para uso em outros reatores do mesmo tipo.

A concepção do HTGR está basicamente, ligada à tecnologia dos reatores que utilizam gases (CO_2 e He) como refrigerante; com efeito, seguindo a cadeia de desenvolvimento desses reatores, iniciada pelo GCR (1a. geração) e seguida pelo AGR (2a. geração), surgiram os HTGR (3a. geração), o qual deverá ser seguido mais tarde pelo reator rápido a gás GCFR (4a. geração).

Na passagem do GCR para o AGR, a mudança se verificou quase que exclusivamente na tecnologia do combustível:

no **GCR**: barras cilíndricas, de urânio natural, metálico, encamisadas a “Magnox” (liga de Magnésio e Alumínio);

no **AGR**: conjunto (assembly) de barras cilíndricas (pins) finas, de aço inoxidável, contendo no seu interior pastilhas (pellets) de Urânio ligeiramente enriquecido, em forma de óxido (UO_2) (cêrca de 2,5% no ciclo de equilíbrio).

Relativamente à Engenharia de Projeto, praticamente nada modificou, na passagem do GCR para o AGR; pequenas modificações, ditadas mais por evolução do conceito dos reatores a gás, uso de grafita praticamente isotrópica e melhor blindagem térmica, em face da temperatura relativamente alta ($675\text{ }^{\circ}\text{C}$) do refrigerante na saída.

No caso do HTGR, evolução natural do GCR e do AGR, algumas modificações ocorreram na Engenharia de Projeto, obviamente, conservando-se, porem, sua filosofia geral. O combustível é que sofreu modificações radicais: supressão do “cladding” metálico, incorporação do moderador ao combustível e multipartição deste em pequeníssimas partículas (coated particles).

Também por uma série de razões técnicas, o refrigerante usado no HTGR não é o Co_2 , mas o Hélio.

6.2 - O Elemento Combustível do HTGR

O elemento fundamental constituinte do combustível do HTGR é denominada “coated particle”, que chamaremos, por razões de simplicidade, de “partículas”, que se constituem de uma pequeníssima massa de U - 235, em forma esférica, capeada ou encapsulada por camadas de material cerâmico: o Carbono Pirofítico (Pyrolytic Carbon). Estas partículas, cujos diâmetros variam entre 150 microns (alto enriquecimento) e 900 microns ou mais (baixo enriquecimento), pela sua importância para o nosso estudo serão estudadas com detalhe mais adiante.

O Elemento Combustível do HTGR adota duas filosofias distintas, que são:

- a) - Elemento Combustível Tipo “Pebble Bed”
- b) - Elemento Combustível Tipo “Prismático”.

a) - O Elemento Combustível Tipo “Pebble Bed”

O Elemento Combustível do Tipo “Pebble Bed” é a filosofia de projeto de HTGR seguida pela Alemanha, e cujo protótipo é o Reator “AVR”, instalado em Jülich, Alemanha.

O Elemento Combustível desse tipo se constitui de esferas ôcas, com 6 cm de diâmetro externo e 5 cm de diâmetro interno, confeccionadas em grafita, com uma abertura e um “plug” de fechamento do mesmo material. No interior dessa esfera é colocada uma “matrix” de grafita em pó, em cuja massa ficam dispersas as partículas de combustível (coated particles), conforme mostrado na Fig. 14 (14):

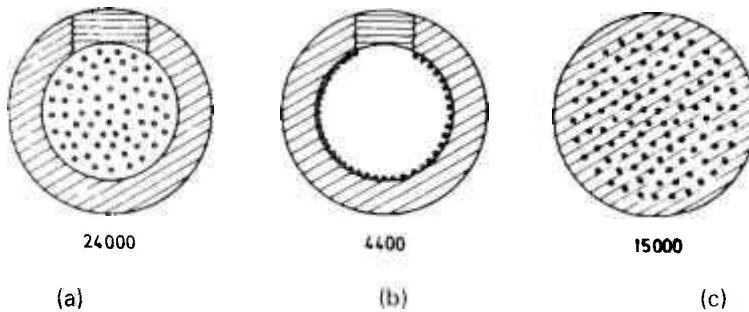


Fig. 14 - "Pebble Bed Fuel Element" Alemão

O primeiro tipo (a) de elemento combustível foi inicialmente usado, na primeira carga do AVR; o segundo tipo foi somente utilizado na segunda carga. Atualmente (desde 1969), vem sendo usado o tipo (c), denominado "Pressed sphere fuel element". Os números que se situam abaixo de cada tipo indicam o número médio de partículas contidas em cada um desses tipos de elemento combustível.

Como se pode verificar, houve duas inovações:

1. de (a) para (b): inexistência de partículas na zona central da esfera, ou seja, na zona de sua maior temperatura; isso equivale, em um corte transversal, a um elemento combustível, de formato anular;
2. de (b) para (c): eliminação da esfera inicial, em grafita. O combustível é confeccionado por prensagem e tratamento a quente da mistura de pó de grafita ("matrix"), materiais ligantes e as partículas.

O comportamento desse tipo de combustível tem sido excelente; entretanto, por diversas razões, entre as quais a maior facilidade em assinar acordos internacionais para a exploração do THTR (HTGR Alemão), é pensamento, nos futuros projetos, adotar-se elementos combustíveis de formato prismático.

b) - O Elemento Combustível Tipo "Prismático"

O Elemento Combustível Prismático é o tipo mais empregado hoje em dia nos projetos de HTGR; é a filosofia de projeto de elemento combustível dos HTGR's ingleses e americanos.

b.1) - O Elemento Combustível do HTR (Dragon, etc.) da Grã-Bretanha

O elemento combustível do HTR-DRAGON é constituído de uma prisma em grafita (sleeve) possuindo no seu interior 7 elementos unitários (pins) ou "varetas". Essas varetas são constituídas de duas barras cilíndricas, concêntricas, em grafita, que formam uma "região anular" para o combustível; esta região é constituída de uma "matrix" em grafita em pó, contendo as partículas de combustível já mencionadas. O Conjunto está mostrado na Fig. 15.

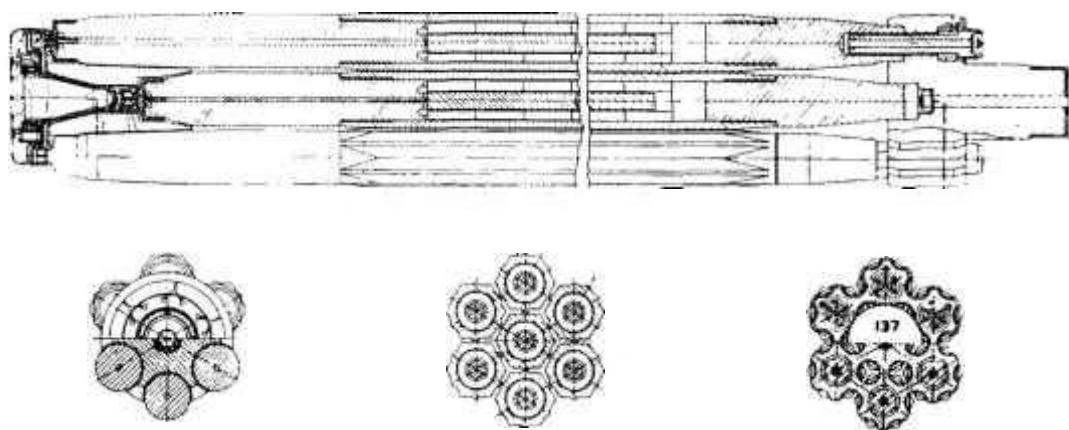


Fig. 15 - Elemento Combustível do DRAGON

O refrigerante aqui se escoia através de canais formados por ressaltos existentes nas faces (hexagonais) desses "pins" ou "varetas", conforme pode ser visto no detalhe mostrado na mesma Figura 15 (Three Foil Channel).

Para os projetos avançados de HTR (650 MW e) o elemento combustível foi modificado, passando a ser um prisma de grafita (hexagonal) com cêrca de 100 cm de altura e 40 cm de face a face (duplo apôtema) contendo no seu interior 18 furos onde são posicionadas outras tantas varetas ou pins, conforme mostrado na Fig. 16 (15).

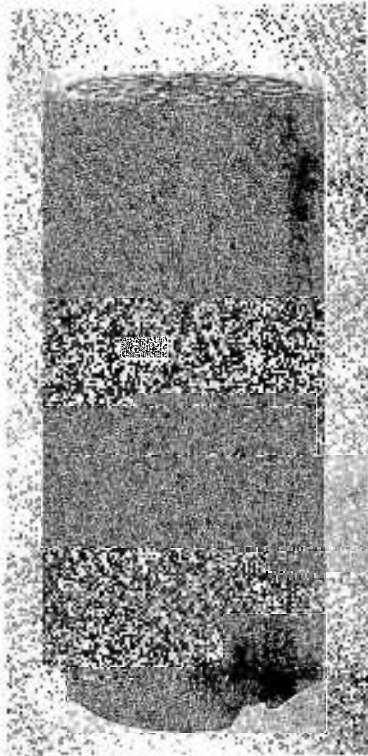


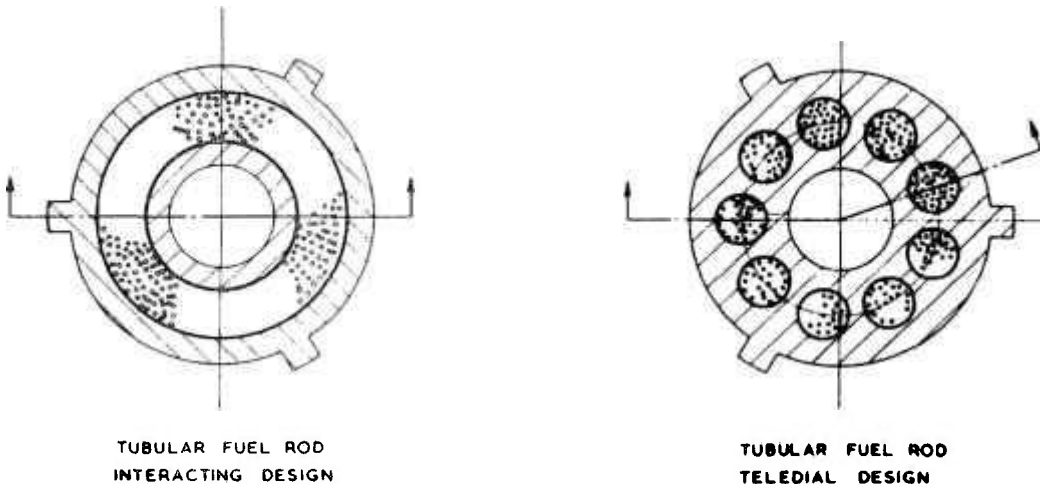
Fig. 16 - HTR (650) Fuel Element

O "pin" ou "vareta" a ser empregado nos projetos comerciais do HTR poderá ser de dois tipos principais (16):

- I - "Interacting Design", ou
- II - "Teledial Design".

São estes os dois tipos de maior otimização, segundo os estudos feitos pelo "Dragon Project Group" em Winfrith, Inglaterra. O primeiro deles se constitui de dois aneis cilíndricos concêntricos, formando uma região anular para o combustível, com a parte central vasada. O "Teledial Design" é um cilindro de eixo vasado, em grafita, contendo 9 canais onde se

posiciona a "matrix" em grafita em pó e as partículas de combustível disseminadas no seu meio, conforme se mostra na Fig. 17 (17):



TUBULAR FUEL ROD
INTERACTING DESIGN

TUBULAR FUEL ROD
TELEDIAL DESIGN

Fig. 17 - "Fuel Element" para o HTR-650 MW

b.2) - O Elemento Combustível do HTGR - PEACH BOTTOM (USA)

O elemento combustível do "Reator de PEACH BOTTOM", nos Estados Unidos segue uma filosofia quase idêntica a da adotada para o elemento combustível do "Reator DRAGON" da Inglaterra. Apresenta ele uma "manga" (sleeve) em grafita, que envolve a região de combustível (região anular, com uma "matrix" em grafita em pó e partículas) e, na direção axial, coincidindo com o eixo, uma vareta em grafita, formando, entre esta vareta e a manga, uma região anular para a região do combustível, conforme mostrado na Fig. 18;

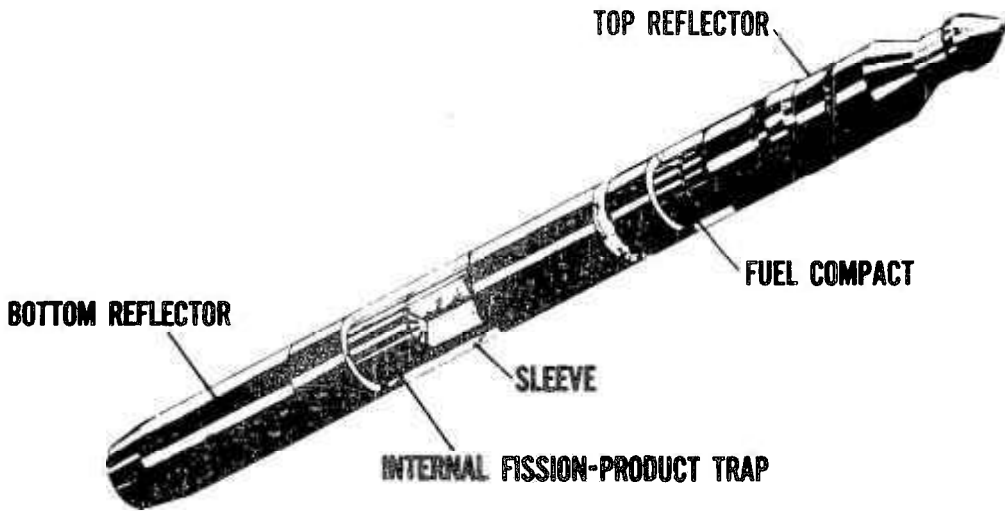
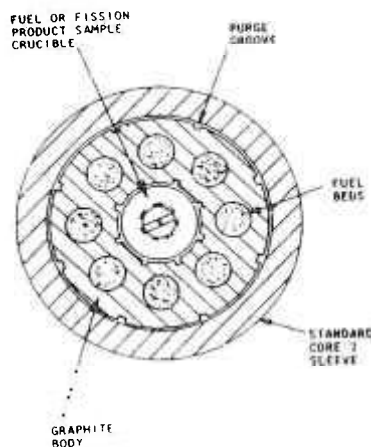


Fig. 18 - "PEACH BOTTOM Fuel Element"



Esquemáticamente, um corte feito transversalmente apresentará o aspecto mostrado na Fig. 19 ao lado. As suas diversas regiões apresentam as dimensões assinaladas na Tabela II, abaixo:

Fig. 19 - Corte Transversal

Tabela II

Dimensões Gerais do "PEACH BOTTOM Fuel Element"

| Região ou Seção Material | Dimensões | |
|---|------------------------|-------------|
| | Símbolo | Medida (cm) |
| Manga (Sleeve) Grafita | Raio Externo (R_1) | 9 |
| | Raio Interno (R_2) | 7 |
| Espinha Central Grafita | Raio (r) | 4,45 |
| Anel de Combustível "Matrix" em Grafita + UC_2 | $(R_2 - r)$ | 2,55 |

b.3) - O Elemento Combustível do HTGR - FORT ST. VRAIN (USA)

Este é o Elemento Combustível típico a ser usado nos projetos de HTGR de desenho americano; será primeiramente empregado no Reator de FORT ST. VRAIN, ora em final de construção em Platteville, próximo de Denver, Colorado, para a produção de 330 MW (e). Esse mesmo tipo de combustível está previsto para os reatores do tipo HTGR de maior porte (1100 MW e 770 MW elétricos) (18). Apresenta ele o aspecto mostrado na Fig. 20:

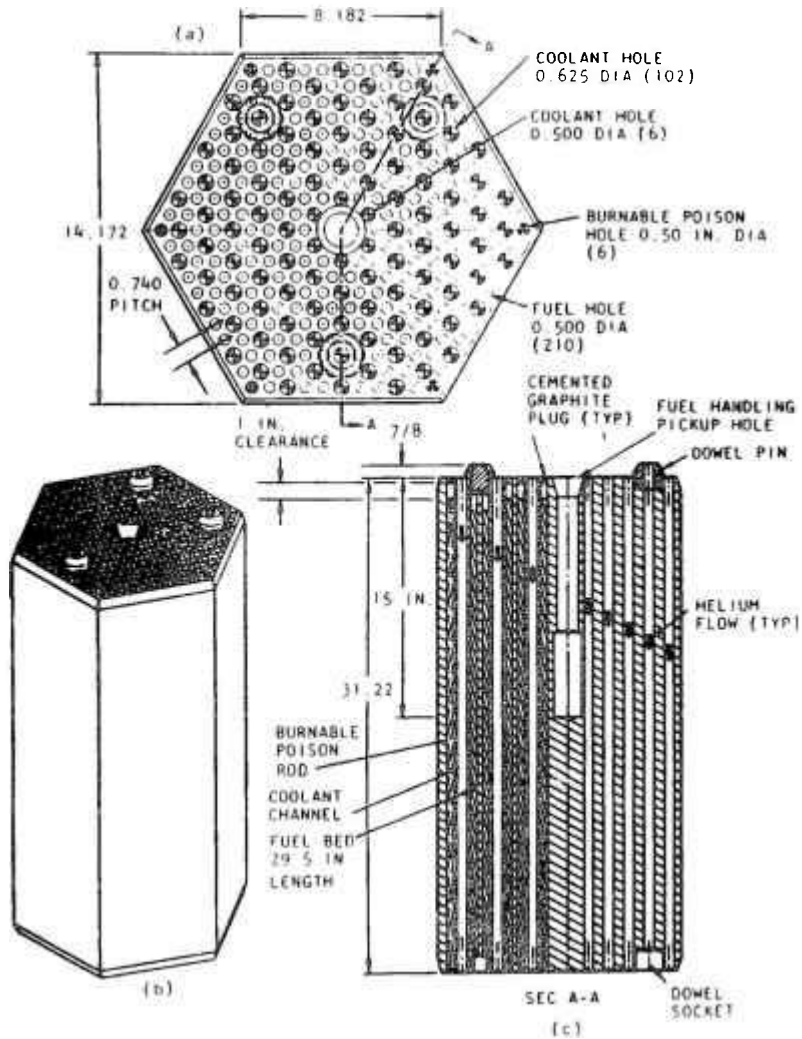


Fig. 20 - Elemento Combustível do "FORT ST. VRAIN"

6.3 - O "Core" do HTGR Tipo "Pebble Bed"

O HTGR do tipo denominado "Pebble Bed", é um reator em que o elemento combustível é constituído de esferas (6 cm de diâmetro); essas esferas são colocadas no interior do "Core", no caso um cilindro em aço, terminado em cone invertido. A circulação do gás refrigerante se processando "de baixo para cima" e passando através dessas esferas, provoca nelas o fenômeno da levitação, fazendo com que a distribuição dessas esferas - o elemento combustível - no "Core" apresente uma forma probabilística, que deve ser levada em consideração no cálculo neutrônico. O aspecto esquemático desse "Core" está mostrado na Fig. 21 (19):

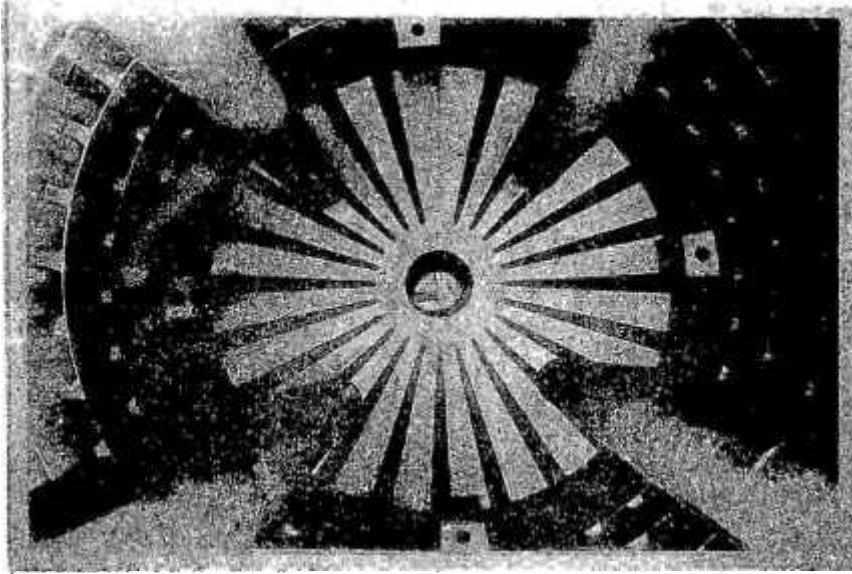


Fig. 21 - O "Core" do HTGR-Pebble Bed

6.4 - O "Core" do HTGR Tipo "Prismático"

O HTGR com elementos combustíveis prismáticos evoluiu consideravelmente em sua disposição interna; há uma filosofia inicial, praticamente ainda seguida na Grã-Bretanha (Projeto DRAGON), e que foi adotada anteriormente nos Estados Unidos (Projeto PEACH BOTTOM), e a mais moderna, que está sendo adotada no Reator de Fort St. Vrain e que será adotada nos reatores HTGR versão americana.

Os combustíveis desses diversos conceitos já foram analisados anteriormente; aqui, daremos somente uma amostra de como se compõem os "Cores" desses reatores.

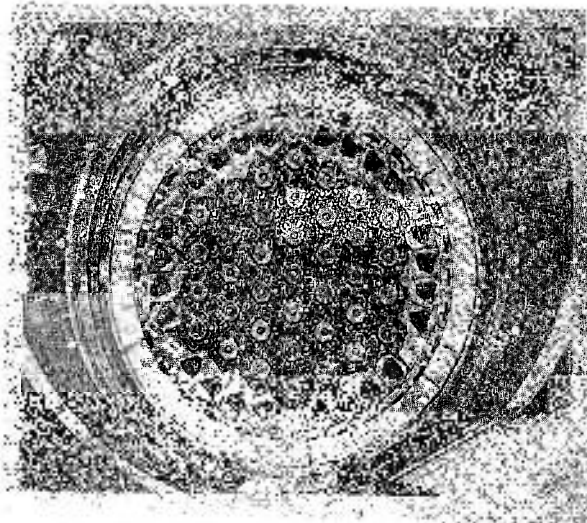


Fig. 22 - O "Core" do "Reator DRAGON" (Grã-Bretanha)

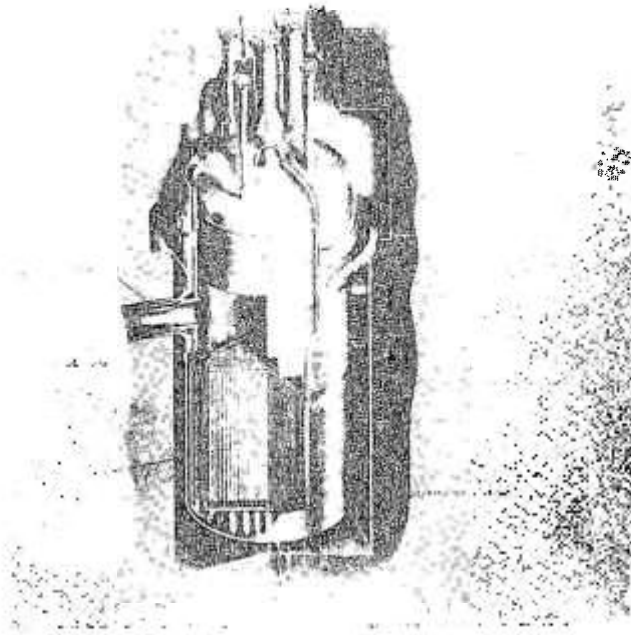


Fig. 23 - O "Core" do "Reator PEACH BOTTOM" (USA)

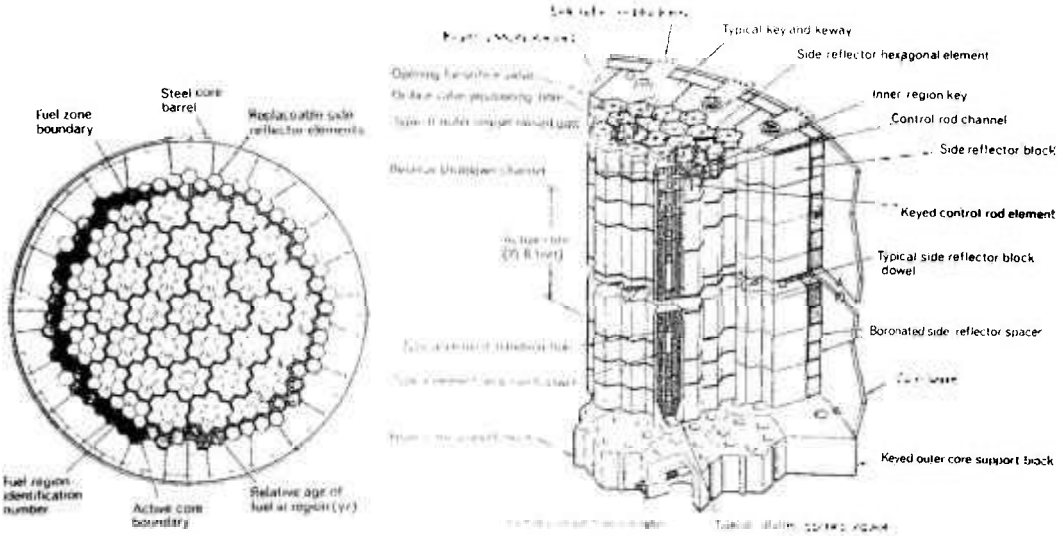


Fig. 24 - O "Core" do "Reator Fort St. Vrain" (USA)

7 - Os Reatores do Tipo "Fast-Breeder"

Os "Reatores Rápidos", os denominados "Fast-Breeders", são reatores superconversores, isto é, aqueles em que a "razão de conversão" é maior de que a unidade ($CR > 1$), produzindo, pois, material físsil em maior quantidade do que consomem por meio da transmutação do elemento fértil de sua cobertura (ou blanket) - o U-238, em Plutônio.

O desenvolvimento desse tipo de reatores ainda não atingiu a um estágio de comercialização, o qual provavelmente será atingido na próxima década de 80. Inicialmente, era só estudado o conceito LMFBR (Liquid Metal Fast Breeder Reactor), a sódio líquido; posteriormente, surgiram os conceitos SCFBR (Steam Cooled Fast Breeder Reactor) e GCFR (Gas Cooled Fast Breeder Reactor). Hoje em dia, só o LMFBR e o GCFR vem merecendo as atenções gerais, com grande predominância de concentração de esforços no desenvolvimento do LMFBR.

Os elementos combustíveis desses dois conceitos - LMFBR e GCFR - se assemelham bastante, conforme iremos ver.

7.1 - O Liquid Metal Fast Breeder Reactor - LMFBR

a - O Elemento Combustível

O LMFBR versão americana está sendo desenvolvido, sob os auspícios da USAEC, pela Atomic International em colaboração com a General Electric e a Westinghouse, com cerca de 40 "Public Utilities" que exploram o comércio de energia elétrica dos EE. UU. que lhe dão algum suporte financeiro.

O Elemento Combustível a ser utilizado pelo LMFBR será constituído de um conjunto de varetas ou "pins" (217 em cada conjunto) de aço inoxidável, em uma estrutura do mesmo material, contendo no seu interior, na sua parte central - a região do combustível propriamente dita - "pellets" de uma mistura de U - PuO₂. Nas suas regiões superior e inferior (região do "blanket") usarão "pellets" de "UO₂ Depleted". Na Fig. 25 é mostrado o esquema do Elemento Combustível, por onde se poderá ver e comparar a região do "Core" ativo em relação ao comprimento total da vareta (20):

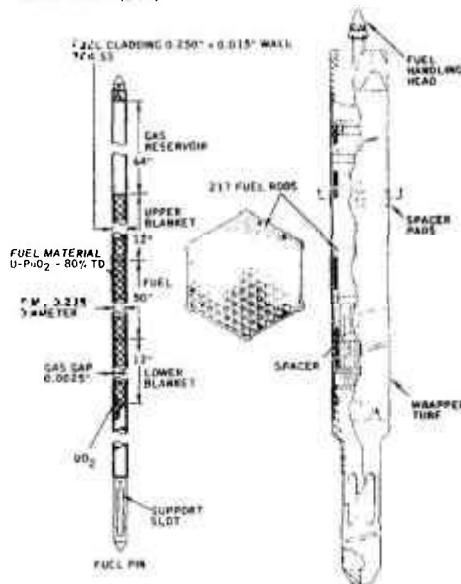


Fig. 25 - Elemento Combustível (Assembly) do LMFBR (USA)

b) - O "Core" do LMFBR

O LMFBR deverá usar um vaso de pressão em aço inoxidável, contendo no seu interior o "Core", o conjunto apresentado na Fig. 26 (21):

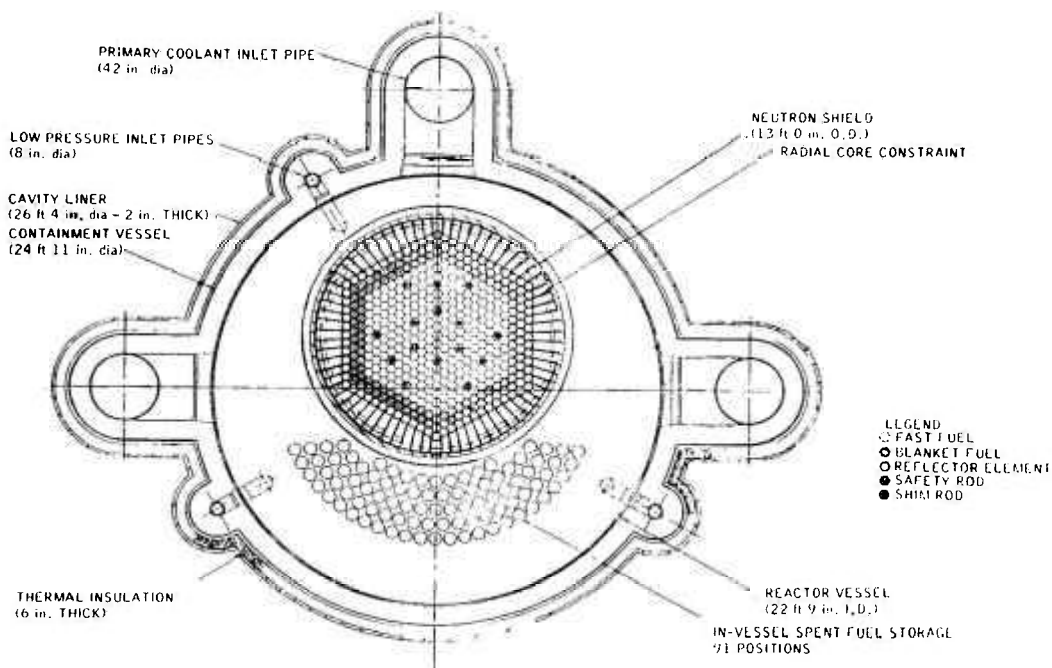


Fig. 26 - O "Core" do LMFBR (Atomics International)

7.2 - O "Gas Cooled Fast-Breeder Reactor" - GCFR

a) - O Elemento Combustível

O GCFR é outro dos promissores conceitos de "Fast-Breeder" que vem sendo desenvolvido nos Estados Unidos, pela Gulf General Atomic (GGA), com algum suporte financeiro da USAEC e de cerca de 46 "Public Utilities" americanas.

O Elemento Combustível do GCFR (assembly), do ponto de vista de comportamento e de conformação geométrica, apresenta similitude com o do LMFBR, razão por que as experiências sobre "combustíveis para fast breeders" são feitas visando aos dois conceitos. Apresenta ele o seguinte aspecto (22):

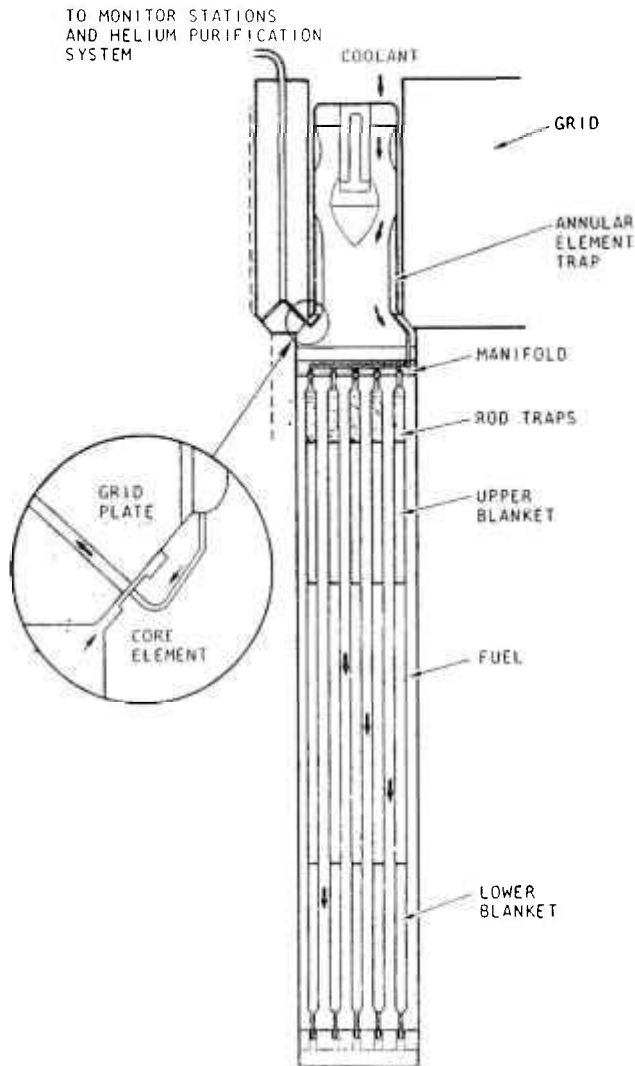


Fig. 27 - O Elemento Combustível (Assembly) do GCFR

Em vista superior - ou em corte, o aspecto do "Conjunto" ou "Assembly" e o seguinte:

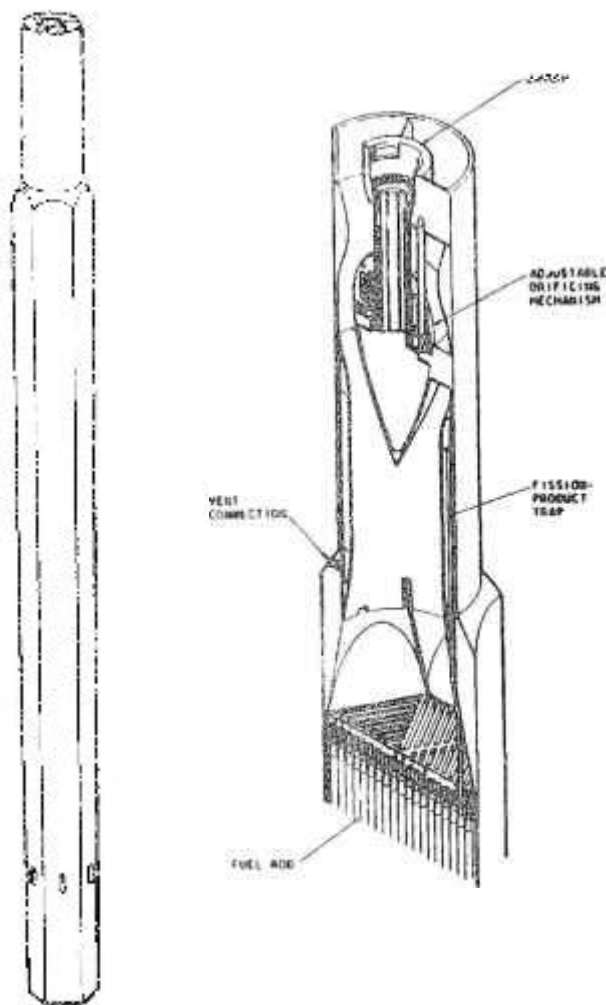


Fig 28 - Detalhe (corte) do "Fuel Element" do GCFR

Do que foi visto, o "conjunto de elemento combustível do GCFR" consta de uma estrutura hexagonal, com cêrca de 16,5 cm de duplo apôtema, em aço inoxidável, contendo cada elemento "standard" 271 varetas ou "pins" do mesmo material e tendo no seu interior "pellets" de uma mistura de U - PUO_2 . Há também regiões de "blanket" em cada uma das extremidades das varetas.

b) - O "Core" do GCFR

O GCFR, em vista de ser refrigerado a gás (Hélio) deverá ter um vaso de pressão que suportará grandes esforços (cêrca de 80 kg/cm^2 ; esse Vaso de Pressão será um concreto protendido e o "Core" que será nele alojado apresentará o seguinte aspecto (23):

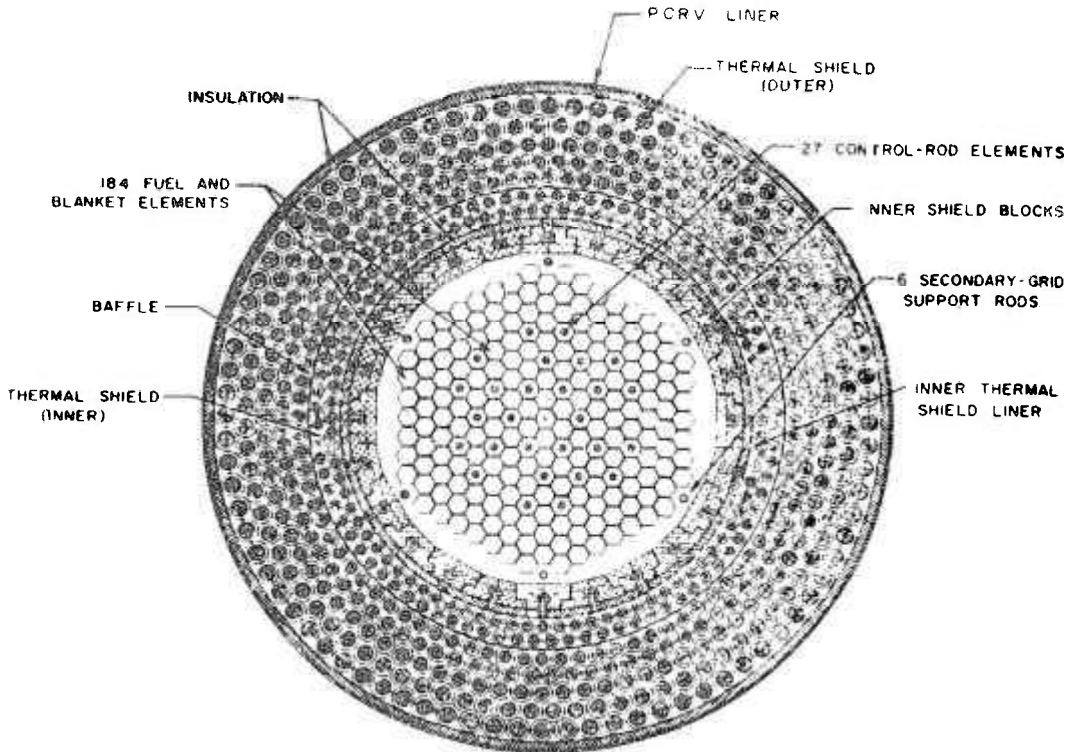


Fig. 2.2 Horizontal section through reactor cavity

Fig. 29 - O "Core" do GCFR

8. Resumo Geral

Neste Capítulo procuramos descrever os diversos tipos de elementos combustíveis usados nos mais variados tipos de reatores de potência. Não fizemos um estudo completo - e nem é esse o nosso objetivo. Entretanto, do que foi analisado, é possível fazer-se uma idéia geral do que seja "combustíveis nucleares", suas finalidades e aplicações, preparando-nos para o estudo da Parte II, que é o tema principal do presente Curso. Estudo dos Ciclos de Combustível.

Como complemento final ao que até aqui foi analisado, nas Tabelas III, IV, V, VI, VII e VIII a seguir apresentadas são focalizados alguns parâmetros importantes dos mais importantes tipos de reatores nucleares de potência.

Tabela III

ALGUMAS CARACTERÍSTICAS GERAIS DOS "GCR"

| CARACTERÍSTICAS | BRADWELL | HINKLEY POINT | OLDBURY |
|-----------------------------|--------------------|--------------------|--------------------|
| POTÊNCIA, MW (e) | 150 | 250 | 300 |
| PRESSÃO, kg/cm ² | 10 | 13 | 26 |
| COMBUSTÍVEL | | | |
| Forma | | | |
| Material | Barras Cilíndricas | Barras Cilíndricas | Barras Cilíndricas |
| Enriquecimento | U-Natural Metálico | U-Natural Metálico | U-Natural Metálico |
| Cladding | — | — | — |
| TEMPERATURA | | | |
| Entrada | 180 | 177 | 245 |
| Saída | 390 | 371 | 412 |
| BURNUP, MWd/t | 3.000 | 3.100 | 4.000 |
| BARRAS DE CONTROLE | Boro-S.Steel | Aço-Boro | Aço-Boro |
| VASO DE PRESSÃO | Aço | Aço | Conc. Protendido |

Tabela IV
 CARACTERÍSTICAS GERAIS DOS "AGR"

| CARACTERÍSTICA | WINDSCALE (*) | HINKLEY POINT-B | DUNGENESS-B |
|-----------------------------|--|--|--|
| POTÊNCIA, MW (e) | 28 | 625 | 600 |
| PRESSÃO, kg/cm ² | 20 | 40 | 40 |
| COMBUSTÍVEL | "pellets" UO ₂ 2,5 Stainless Steel | "pellets" UO ₂ 1,4-2,1 Stainless Steel | "pellets" UO ₂ 1,4-2,4 Stainless Steel |
| TEMPERATURA, °C | | | |
| Entrada | 250-325 | 310 | 320 |
| Saída | 500-575 | 665 | 675 |
| BARRAS DE CONTROLE | Acco-Boro, 4% Stainless Steel | | |
| BURNUP, MWd/t | 6.000/10.000 | 18.000 | 18.000 |
| VASO DE PRESSÃO | Aço | Conc. Protendido | Conc. Protendido |

(*) - Protótipo dos reatores do tipo "AGR".

Tabela V

ALGUMAS CARACTERÍSTICAS GERAIS DO "PWR"

| CARACTERÍSTICAS | SHIPPINGPORT-1 | YANKEE | POINT BEACH |
|-----------------------------|-----------------|--|--|
| POTÊNCIA, MW (e) | 60 | 140 | 454 |
| PRESSÃO, kg/cm ² | 140 | 140 | 152 |
| COMBUSTÍVEL | | | |
| Forma | "pellets" | "pellets" | "pellets" |
| Material | UO ₂ | UO ₂ | UO ₂ |
| Enriquecimento, % | 93 | 3,4 | 3,4-2,3 |
| Cladding | Zircaloy-2 | Zircaloy-2 | Zircaloy-2 |
| TEMPERATURA, °C | | | |
| Entrada | 263 | 258 | 289 |
| Saída | 296 | 278 | 318 |
| BURNUP, MWd/t | 6.700 | 7.800 | 14.000 |
| BARRAS DE CONTROLE | Ha | Ag, 80% In, 15% Cd, 5% Zircaloy 2, Clad | Ag, 80% In, 15% Cd, 5% Stainl. Steel Clad |

ALGUMAS CARACTERÍSTICAS GERAIS DOS "HWR"

Tabela VI

| CARACTERÍSTICAS | CANDU (1) | PICKERING (2) | SGHWR (3) |
|------------------|-----------------|-----------------|--------------------|
| POTÊNCIA, MW (e) | 200 | 500 | 100 |
| CALANDRIA | Al-Alloy | Stainless Steel | Al-Alloy |
| TUBOS DE PRESSÃO | | | |
| Material | Zircaloy-2 | Zircaloy-2 | Zircaloy-2 |
| Pressão | 101/94 | 101/94 | 60 |
| COMBUSTÍVEL | | | |
| Forma | "pellets" | "pellets" | "pellets" |
| Material | UO ₂ | UO ₂ | UO ₂ |
| Enriquecimento | Natural | Natural | 1,2-2,2 |
| TEMPERATURA, °C | | | |
| Entrada | 249 | 249 | 275 |
| Saída | 293 | 293 | 281 |
| CONTROLE | Var. Moderador | Var. Moderador | Var. Moderador (*) |

(1) - Protótipo comercial dos reatores a água pesada da linha canadense

(2) - Reator tipo comercial da linha canadense

(3) - Protótipo dos reatores a água pesada da linha inglesa

(*) - É também usada uma baixa concentração de Bo no moderador e injeção de sol. de ácido bórico (shutdown)

Tabela VII

ALGUMAS CARACTERÍSTICAS GERAIS DOS "HTGR"

| CARACTERÍSTICAS | AVR (1) | DRAGON (2) | PEACH BOTTOM (3) | FORT ST. VRAIN |
|----------------------|------------------|------------------|------------------|------------------|
| POTÊNCIA, MW (e) | 15 | | 40 | 330 |
| PRESSÃO | 10 | | 23 | 46 |
| COMBUSTÍVEL | | | | |
| Forma | coated particle | coated particle | coated particle | coated particle |
| Material | UC ₂ | UO ₂ | (U,Th)C | (U,Th)C |
| Enriquecimento,% | 20 | 5-14 | 93 | 93 |
| Cladding (*) | Pyrolytic carbon | Pyrolytic carbon | Pyrolytic carbon | Pyrolytic carbon |
| ELEMENTO COMBUSTÍVEL | | | | |
| Forma (**) | "pebble bed" | Prismática | Prismática | Hexagonal |
| Clad | grafita | grafita | grafita | grafita |
| TEMPERATURA, °C | | | | |
| Entrada | 200 | 350 | 334 | 400 |
| Saída | 845 | 800 | 735 | 775 |
| BURNUP, MWd/t | | | 62.000 | 100.000 |

(1) - Protótipo Alemão do HTGR, tipo "Pebble Bed"

(2) - Protótipo Inglês (Euratom) do HTGR, Prismático

(3) - Protótipo Americano (Comercial) do HTGR

(*) - Nas mais modernas versões, há uma camada de SiC dividindo a camada externa de PyC (TRISO)

(**) - No DRAGON e no PEACH BOTTOM, o elemento combustível é em forma de "Pins", introduzidos em um prisma (DRAGON), aproximadamente hexagonal.

Algumas Características Importantes dos "Fast Breeder Reactor"

Tabela VIII

| PARÂMETROS | LMFBR | GCFR |
|-------------------------|-----------------------------|-----------------------------|
| POTÊNCIA (MWe) | 1.000 | 1.000 |
| PRESSÃO (atm) | 5,5 (Sódio) | 80-100 (Hélio) |
| COMBUSTÍVEL | | |
| Forma | Feixe de Barras Cilíndricas | Feixe de Barras Cilíndricas |
| Cladding | "Stainless Steel" | "Stainless Steel" |
| Material | $PuO_2 + UO_2$ | $PuO_2 + UO_2$ |
| TEMPERATURA (°C) | | |
| Média | 450 | 500 |
| Variação (ΔT) | 170 | 300 |

III - OS ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS - (II) - Materiais Combustíveis - "Cladding"

1. INTRODUÇÃO

Até aqui temos nos ocupado com os diversos tipos de combustíveis, sua geometria e disposição no "Core" dos reatores, segundo os tipos de reatores nucleares de maior evidência ou emprego atualmente, descrevendo e analisando essas formas geométricas. Vamos, agora, realizar uma análise sumária dos materiais empregados na fabricação desses Elementos Combustíveis, quer com relação ao combustível propriamente dito quer com referência à sua estrutura de proteção: o encamisamento ou "cladding".

Os combustíveis de maior emprego até agora tem sido o Urânio e suas ligas, razão por que iniciaremos o estudo por esse material.

2. OS MATERIAIS COMBUSTÍVEIS

a) - O Urânio e Suas Ligas

Os combustíveis nucleares, considerados no sentido lato da expressão, podem ser divididos em duas classes:

- a) - os isótopos físséis: U-235, U-233 e Pu-239
- b) - os isótopos férteis: Th-232 e U-238

O isótopo físsil U-235 é o único disponível na natureza, os demais provindos dos isótopos férteis mediante transmutação nuclear:



O Urânio metálico puro (U-metálico) não representa um dos melhores combustíveis; não só a percentagem do isótopo físsil U-235 é baixa (0,715%) como porque não apresenta, a temperaturas mais ou menos elevadas, boa estabilidade, sofrendo danos por radiação causados, principalmente, pelos produtos de fissão de alta energia. O mecanismo desses danos pode ser considerado segundo quatro categorias:

1. deslocamento dos átomos individuais da malha cristalina normal;
2. deslocamento de átomos adicionais, provocados pelos deslocamentos dos átomos primários;
3. presença dos produtos de fissão como impurezas;
4. formação de cavidades em pontos mecanicamente fracos.

Vários desses fatores estão relacionados com a mudança de fase que se processa no U-metálico por ação da temperatura, como se pode verificar dos dados da Tabela IX:

Tabela IX

Mudanças de Fase do Urânio (Metálico) por Ação da Temperatura

| Fase | Faixa de Temperatura (°C) | Estrutura Cristalina | Observações |
|----------|------------------------------|----------------------|------------------------------|
| α | abaixo de 663°C | ortorrômbico | altamente anisotrópico |
| β | 663 – 764 | tetragonal | ligeiramente anisotrópico |
| γ | 764 – 1133 (*) | cúbico centrado | isotrópico |

(*) - Temperatura de fusão

A maior causa da instabilidade do Urânio é assinalada pela sua anisotropia na fase " α ", a qual leva a uma expansão numa direção (plano 010) e uma contração em outra direção (plano 100); com isso, o Urânio metálico sofre esforços diferentes em diferentes sentidos, acomodações da malha cristalina, quer por efeito da temperatura quer por ação das radiações, com aumento de volume, formação de cavidades, inchamento, etc., tornando-o instável e sujeito a fraturas e deformações.

O método mais aconselhável para melhorar as qualidades do Urânio é desenvolver ligas desse material, adicionando-se suficiente quantidade de outros elementos, de forma que a sua fase " γ ", a mais estável, possa ser "trazida" e mantida mesmo a baixas temperaturas, uma vez que essa fase " γ " tem uma estrutura cristalina cúbica, que não apresenta propriedades anisotrópicas. Nesse particular, as "Ligas Binárias" "Urânio-Molibdeno", "Urânio-Zircônio" e mesmo "Urânio-Cromo" tem sido testadas, sendo a mais promissora delas a liga "Urânio-Molibdeno". A liga denominada "Adjusted Uranium", por exemplo, é outra que tem merecido estudos; sua composição, aproximadamente, é a seguinte, além do Urânio (24):

Tabela X
Composição da Liga "Adjusted Uranium"

| Elemento | ppm |
|----------|-----|
| Fe | 500 |
| Al | 250 |
| C | 600 |
| N | 200 |

Na Tabela XII, a seguir, são cotadas algumas ligas de Urânio e suas propriedades mais importantes (25).

b) - Dispersão do Urânio em Metais

Outra das alternativas que tem merecido estudos é a dispersão do Urânio em uma "matrix" metálica, que pode propiciar uma base estrutural para o combustível. As dispersões mais testadas foram do UO_2 no Alumínio, nas Ligas de Zircônio e nos Aços Inoxidáveis, principalmente tendo em vista o seu uso nos reatores do tipo "HWR" e "PWR" (*).

A dispersão " UO_2 -Aço Inoxidável" sofre processos de mistura, pressão e sinterização, sendo o produto obtido após trabalho a frio ou a quente. As propriedades físicas e mecânicas dessas dispersões são influenciadas por vários parâmetros, entre os quais ressaltam:

- a) - o tamanho das partículas de UO_2
- b) - o tipo e a quantidade de UO_2
- c) - o tipo do aço inoxidável empregado
- d) - a geometria do elemento, com relação à propriedade considerada
- e) - as técnicas de fabricação

Como bibliografia sobre o assunto poderá ser citada a da Referência (26) e a citada acima (25).

c) - Os Combustíveis Cerâmicos - Os Óxidos e os Carbetos

Dentre os combustíveis cerâmicos, o Dióxido de Urânio (UO_2) é talvez o de maior emprego hoje em dia como combustível nuclear, para qualquer tipo de reator.

O Dióxido de Urânio apresenta boa estabilidade em suas dimensões, mesmo quando submetido a um "burnup" relativamente elevado. Acima, no entanto, de um "burnup" crítico ocorrerá uma maior "razão de inchamento", que poderá ser contornada mediante o emprego de UO_2 menos denso ou propiciando uma maior restrição pelo "cladding", vale dizer, aumentando-se a espessura deste. Esse "burnup" crítico, no entanto, é função da temperatura de operação do combustível, como também o é a "razão de inchamento". A variação de dimensões só ocorre após o preenchimento dos poros do UO_2 acomodando esse inchamento; daí porque a diminuição da densidade deste evita em parte esse problema.

A um fluxo de irradiação muito elevado, o UO_2 pode se sublimar, levando à formação de vasos, e à potência elevadas poderá ocorrer a fusão. Embora os dados experimentais existentes não indiquem - pelo menos até agora - que isso seja danoso para a integridade do "Core", por razões de projeto deve esse fato ser sempre evitado, inclusive para se manter uma margem de segurança.

(*) - A dispersão do UO_2 -Zircaloy foi empregada com algum sucesso na recarga do Shippingport - I.

Tabela XII
Thermal Properties of Uranium Alloys

| FUEL | URANIUM | U - 2 wt Zr | U ₃ Si (U - 3.8 wt% Si) | U - 12 wt% Mo | Zr - 14 wt%U |
|---------------------------------------|---|---|---|--|---|
| Fuel Density (g/cm ³) | 19.05 (200°F) 18.87 (400°F) 18.33 (1200°F) | 18.3 (room Temperature) | 15.57 ± 0.02 (room Temperature) | 16.9 (room Temperature) | 7.16 (room Temperature) |
| Crystal Structure | α room temperature - 1220°F - orth. β 1200 - 1238°F, tetr. γ 1400 °F - mp - B.C.C. | Orthorrombic | U + U ₃ Si > 1706°F ε < 1706°F tetr. ε formed by holding cast alloy at 1472°F | B.C.C. | α Zr (hex) ε Zr (hex) |
| Melting Temperature(°F) | 2070 | 2060 | 1805 | 2102 | 3240 |
| Conductivity [Btu/(h FT °F)] | 15.8 (200°F) 17.5 (600°F) 20.25 (1000°F) 22.00 (1400°F) | 12.7 (95°F) 15.6 (572°F) 21.4 (1112°F) 27.8 (1652°F) | 8.66 (77°F) 10.1 (149°F) | 7.97 (room Temperature) | 6.71 (68°F) 7.12 (392°F) 7.52 (572°F) 10.4 (1292°F) |
| Thermal Expansion [in/(in. °F)] | 20.2 x 10 ⁻⁶ for (100) plane 77°F -5.17 x 10 ⁻⁶ for (010) plane to 19.0 x 10 ⁻⁶ for (001) plane 1202°F Volumetric 34.2 x 10 ⁻⁶ | 8.0 x 10 ⁻⁶ (105 - 930°F) | 7.67 ± 0.28 x 10 ⁻⁶ (212 - 752°F) | 7.23 x 10 ⁻⁶ (212 - 752°F) | 3.78 x 10 ⁻⁶ (221 - 626°F) 3.84 x 10 ⁻⁶ (662 - 1022°F) |
| Heat Capacity [Btu/(lb °F)] | 0.0278 (200°F) 0.0410 (1000°F) 0.0464 (1200°F) | 0.0287 (200°F) | | 0.032 - 0.036 (572 - 752°F) | 0.0674 (200°F) |

Os Carbetos de Urânio (principalmente o UC_2) estão passando a merecer maior atenção agora, dado o fato de apresentarem um melhor comportamento, do ponto de vista de danos por radiação e por efeitos da temperatura. Não devem, porém, ser empregados nos reatores tipo "LWR" por reagirem com a água.

d) - A Mistura UO_2 - PuO_2

Com o próximo advento dos reatores tipo "Breeder", a mistura dos Óxidos UO_2 e PuO_2 está passando a merecer agora maiores considerações. O uso dessa mistura nos reatores do tipo LWR parece ser também satisfatória, conduzindo ao estudo da possibilidade da reciclagem nos LWR's do Plutônio neles mesmo produzidos, dando assim oportunidade de um mais rápido emprego do ${}^{239}\text{Pu}$, já estocado nos Estados Unidos em grande quantidade.

Como é de se esperar, há uma pequena diferença entre o comportamento dessa mistura de Óxidos e o do UO_2 somente. O coeficiente de expansão térmica do UO_2 , por exemplo, é 10 vezes menor do que o da mistura UO_2 - PuO_2 (a 6% em peso). O ponto de fusão do UO_2 é em torno de 2.840°C e o do PuO_2 em torno de 2.390°C . Segundo o que tem sido observado (27), o ponto de fusão da mistura decresce ligeiramente com o "burnup".

e) - O Tório e Seus Óxidos

Da mesma forma que para o Urânio, as propriedades físicas e químicas do Tório têm uma influência marcante na conveniência da adoção de um "Thorium Fuel Cycle", com relação ao "Uranium Fuel Cycle", nos reatores conversores. Conquanto, regra geral, o comportamento do ThO_2 seja algo similar ao do UO_2 há diferenças que devem ser assinaladas e estudadas.

Como já se adiantou, o combustível mais usado hoje em dia é o UO_2 em forma de "pellets"; o material básico correspondente do Tório é o Dióxido de Tório - ThO_2 , também em "pellets", em geral contendo parte de UO_2 (U-235) como material físsil inicial.

A comparação entre esses dois materiais envolve, obviamente, comparações primárias das propriedades do ThO_2 (Th-232) e do UO_2 (U-238). A densidade do ThO_2 é 10% menor do que a do UO_2 , enquanto que a condutibilidade térmica - k - do Tório antes de irradiado é ligeiramente maior do que a do Urânio não irradiado. Quando submetidos à irradiação - e a temperatura abaixo de 1.500°C - o valor de k decresce significativamente para ambos os óxidos (ThO_2 e UO_2). A "Taxa de Calor" (*), segundo Referência (28) indica que, para o mesmo "pico de temperatura" do combustível sob irradiação no reator, no caso do Tório, é 20 a 25% maior do que para o Urânio (para o Tório = 50 w/cm contra 40 w/cm para o Urânio, considerando-se $T_{\text{max}} = 1.600^\circ\text{C}$ e $T_s = 300^\circ\text{C}$). (**).

(*) - Taxa de Calor e dada por:

$$\int_{T_s}^{T_{\text{max}}} k d\theta$$

(**) - T_{max} = Temperatura máxima do combustível; T_s = Temp da superf. do cladding

Tal fato permite que uma barra de Tório opere a um "pico de temperatura" mais baixo do que a correspondente barra de Urânio, à mesma Densidade de Potência. Ademais, a Temperatura de Fusão (T_{mp}) do Tório é superior à do Urânio (3.290°C contra 2750°C), o que permite que o "Valor Permissível" para a "Taxa de Calor" seja maior para o Tório do que para o Urânio, se fizermos $T_{max} \cong T_{mp}$. Dessa forma, um elemento de Tório poderá operar a uma maior Densidade de Potência do que um elemento de Urânio, se o "Pico de Temperatura" for um "Fator Limitante" e for determinado pela temperatura de fusão ($T_{mp} =$ Melting Point Temperature = Temperatura de Fusão) do combustível. Nessas condições, o Valor Máximo Permissível

$$\begin{aligned} T_{max} &= T_{mp} \\ T_s &= 400 \end{aligned} \quad kd\theta$$

dará, aproximadamente, para os dois elementos combustíveis citados:

- I - Para o Tório = 90 w/cm
- II - Para o UO_2 = 65 w/cm

A temperatura de fusão influencia também a liberação dos produtos de fissão gasosos do combustível, com menor liberação, obviamente, para aqueles combustíveis de mais alto ponto de fusão. Consequentemente, o combustível baseado no uso do Tório tende a propiciar menor liberação de produtos de fissão, em comparação com o combustível baseado somente no emprego do Urânio, se ambos tiverem as mesmas características: mesmas dimensões, mesmo "cladding" e operando à mesma Densidade de Potência.

O que foi acima descrito permite concluir que os combustíveis a Tório apresentam **maior taxa de exposição permissível** no reator do que os combustíveis somente a Urânio.

Na Tabela XIII são, finalmente, apresentados alguns combustíveis cerâmicos e parâmetros mais importantes. (29), (30).

3. O ENCAMISAMENTO OU "CLADDING" - MATERIAIS

a) - Preliminares

Os elementos combustíveis nucleares, pela sua natureza, não podem ficar diretamente expostos à ação do refrigerante; se não bastasse a necessidade de se confinar os produtos de fissão - inclusive os gasosos, de difícil retenção - de modo a não haver possibilidade de contaminação e a ativação do fluido refrigerante e, por consequência, a do próprio reator, a contínua exposição do combustível à ação do refrigerante diretamente levaria a problemas de corrosão sérios. Por todos esses motivos, e mais ainda por razões de ordem estrutural, os elementos combustíveis são recobertos por uma fina camada de material resistente à corrosão e que, além de dar maior rigidez às barras de elemento combustível, sejam capazes de suportar as pressões internas exercidas pelos produtos de fissão, mormente os gasosos.

Teoricamente, e do ponto de vista nuclear, um bom material para "cladding" deveria apresentar as seguintes qualidades:

1. inerte, relativamente ao refrigerante;
2. altamente resistente a esforços;
3. ductilidade não afetada pela radiação;
4. boa condutividade térmica;
5. econômico.

Como não existe material conhecido que, ao mesmo tempo, preencha todas essas condições, é necessário se escolher para "cladding" um material que melhor atenda à maior parte possível desses atributos, do ponto de vista de performance nuclear e segundo o tipo de reator em consideração.

Os materiais que mais tem sido usado até agora como "cladding" ou encamisamento são:

- a) - Aço Inoxidável;
- b) - Ligas de Zircônio (Zircaloy)
- c) - Ligas Ricas em Níquel (Inconel, Incoloy, Hasteloy)
- d) - Ligas de Magnésio (Magneox)
- e) - Materiais Cerâmicos

O último dos materiais citados será melhor apreciado no estudo que será feito mais adiante sobre o "combustível em partículas" (coated particles).

b) - O Aço Inoxidável

Embora apresentando excelente resistência à corrosão e possuindo outras propriedades para se firmar como um bom material para "clad", o Aço Inoxidável apresenta uma alta seção de choque de absorção de neutrons, o que exige um enriquecimento do combustível, não sendo, pois, adequado o seu uso no caso de o combustível ser o Urânio natural.

Além desse inconveniente, o Aço Inoxidável é sujeito ao fenômeno denominado "stress corrosion" quando submetido à água a altas temperaturas, principalmente se estão presentes o Oxigênio e os Halogênios. Essa é uma das mais importantes razões pelas quais o seu uso é contra-indicado nos reatores "LWR" do tipo "BWR". Nos "PWR", talvez porque a percentagem de Oxigênio é baixa, isso em geral não ocorre, mas apresenta sempre - em qualquer dos casos - problemas sérios em sistemas superaquecidos, onde se tem ainda pouca experiência, razão por que é de todo inoportuno, pelo menos por enquanto, o seu emprego nos LWR's.

Na Tabela XIV estão apresentadas a composição dos Aços Inoxidáveis dos tipos S-304 e S-347, que são os de maior emprego em Engenharia Nuclear.

Tabela XIII

Physical Properties of Ceramic Fuels

| FUEL | UO ₂ | ThO ₂ | U (metal) | | | | UO ₂ 80 at.% PuO ₂ 20 at.% |
|---|---|--|------------------|------------------|------------------|------------------|---|
| Fuel Density (g/cm ³) (room temperature) | 10.5 | 9.7 | 19.0 | 11.6 | 11.0 | 9.6 | 11.08 |
| Melting Point (mp) | 2750°C 4980°F | 3290°C 5970°F | 1130°C 2070°F | 1700°C 3100°F | 2480°C 4600°F | 2655°C 4760°F | 3280°C 5936°F |
| Thermal Conductivity Btu/(hr ft °F) | 2.54 (930°F) 1.04 (3630°F) | 7.29 (200°F) 3.59 (700°F) 2.07 (1400°F) 1.68 (2400°F) | 21 (650°C) | 26 (650°C) | | ~ 14 (650°C) | 2.02 (930°F) 1.04 (3630°F) |
| Thermal Expansion (in./in. °F) | 6.12 × 10 ⁻⁶ (75 - 5070°F) | | | | | | 6.12 × 10 ⁻⁶ (75 - 5035°F) |
| Heat Capacity (Btu/lb °F) | 0.0567 (90°F) 0.0755 (135°F) 0.090 (3150°F) 0.118 (4050°F) | 0.0547 (90°F) 0.0696 (1350°F) 0.0775 (3150°F) 0.0820 (4050°F) | | | | | approximately the same as UO ₂ |

Tabela XIV

Composição dos Aços Inoxidáveis S-304 e S-347

| Componente | S-304 | S-347 |
|------------|---------------|---------------|
| Cr | 18 – 20% | 17 – 19% |
| Ni | 8 – 12 | 9 – 12 |
| Cb | – | 0,8 |
| Mn | 2 (máximo) | 2 (máximo) |
| C | 0,08 (máximo) | 0,08 (máximo) |
| Si | 1,0 (máximo) | 1,0 (máximo) |
| Fe | Balanço | Balanço |

Na Tabela XX, no final do presente Capítulo são apontadas algumas seções de choque de absorção para neutrons térmicos de alguns componentes de ligas para "cladding", por onde se poderá verificar e calcular as seções de choque de absorção de neutrons das ligas aqui citadas.

c) - O Zircônio - As Ligas de Zircônio

O Zircônio (livre de Háfnio), ao contrário do aço inoxidável, apresenta boa resistência à corrosão pela água a altas temperaturas, além de apresentar uma seção de choque de absorção de neutrons relativamente baixa. Por essas razões, as ligas de Zircônio - Zircaloy - têm sido as mais empregadas como "clad" quando a água está presente como refrigerante.

Embora o Zircônio apresente uma temperatura de fusão muito alta (1852°C), sofre ele uma mudança de fase a temperaturas da ordem de 860°C que afeta as suas propriedades; a essa temperatura, deixa ele de apresentar a sua estrutura hexagonal (fase "α") mudando para cúbico centrado (fase "β").

As ligas de Zircônio, conhecidas sob o nome de Zircaloy, resultam da adição de pequenas quantidades de Estanho e Ferro ao Zircônio, melhorando significativamente a resistência deste material. Uma de suas ligas mais usualmente empregadas em Engenharia Nuclear - "o Zircaloy-2" - apresenta a seguinte composição:

Tabela XV

Composição do Zircaloy - 2

| Composição Geral | | Zircaloy - 2 |
|------------------|--------------|--------------|
| Sn | 1,20 - 1,70% | 1,50 % |
| Fe | 0,07 - 0,20 | 0,12 |
| Cr | 0,05 - 0,15 | 0,10 |
| Ni | 0,03 - 0,06 | 0,05 |
| Zr | Balanço | 98,23 |

Os tubos ou placas de Zircaloy são mais caros do que os de aço inoxidável e a sua fabricação exige maiores cuidados; o **Oxigênio deve ser excluído** de todas as suas soldas e as soldagens deverão ser executadas em atmosfera inerte.

É necessário se ressaltar que o Zircônio e suas ligas sofrem com a radiação; esta faz com que a sua dureza aumente, diminuindo sua ductilidade. Este decréscimo da ductilidade do Zircônio e do Zircaloy deve ser cuidadosamente levada em consideração, principalmente no caso de componentes que estejam sujeitos a altas taxas de irradiação durante toda a vida do reator, como acontece com os Tubos de Pressão das Calandras dos reatores do tipo "HWR".

d) - **As Ligas Ricas em Níquel**

A sensibilidade do aço inoxidável à "stress corrosion", que pode fraturá-lo em condições severas de superaquecimento, aliada à necessidade de se obter materiais que suportem altas temperaturas, levou ao estudo de ligas de Níquel mais adequadas a essas condições de trabalho. Desses estudos surgiram as denominadas ligas Inconel, Incoloy, etc., que possuem até 75 % de Níquel em sua composição. Na Tabela XVI são dadas as composições percentuais do Inconel e do Hasteloy:

Tabela XVI

Composição de Ligas Ricas em Níquel

| Material | Inconel | Hasteloy |
|----------|---------|----------|
| Ni | 74,35% | 60,0 % |
| Mo | — | 32,0 |
| Cr | 15,50 | — |
| Fe | 8,00 | 6,00 |
| Mn | 1,00 | 1,00 |
| C | 0,15 | — |
| Si | 1,00 | 1,00 |

As ligas ricas em Níquel, por serem altamente absorvedoras de neutrons lentos, são quase que exclusivamente empregadas em reatores a muito alta temperatura e, principalmente, em reatores rápidos, uma vez que a absorção de neutrons no espectro rápido é diferente da que ocorre no espectro térmico. (Vejam-se as seções de choque de absorção de neutrons térmicos dos diversos componentes dessas ligas, na Tabela XX, e verifique-se a alta seção de choque de absorção dessas ligas).

Da Tabela XVII constam algumas propriedades de maior importância dos materiais mais comumente empregados como "cladding" (31), (32).

Tabela XVII

Properties of Cladding Materials

| Material | Zircaloy - 2 | 304 Stainless Steel | Stainless Steel |
|--|---|-----------------------------|---|
| Density (g/cm ³) | 6.57 (room temperature) | 8.03 (room temperature) | 8.03 (room temperature) |
| Melting Point (°F) | 3360 | 2550 - 2650 | 2550 - 2600 |
| Thermal Conductivity [Btu/(hr ft °F)] | 6.82 (100°F) 6.89 (200°F) 7.11 (400°F) 7.37 (600°F) 7.64 (800°F) 7.77 (900°F) | 9.4 (200°F) 12.4 (930°F) | 8.6 (100°F) 9.0 (200°F) 9.8 (400°F) 10.6 (600°F) 11.5 (800°F) 12.4 (1000°F) |
| Mean Coefficient of Thermal Expansion (in./in. °F) | 4.62 × 10 ⁻⁶ (25 - 800°C) (rolling direction) 6.85 × 10 ⁻⁶ (25 - 800°C) (transverse direction) | | 9.05 × 10 ⁻⁶ (68 - 100°F) 9.25 × 10 ⁻⁶ (68 - 200°F) 9.55 × 10 ⁻⁶ (68 - 400°F) 9.80 × 10 ⁻⁶ (68 - 600°F) 10.00 × 10 ⁻⁶ (68 - 800°F) 10.25 × 10 ⁻⁶ (68 - 1000°F) |
| Heat Capacity [Btu/(lb °F)] | 0.0725 (200°F) 0.0789 (600°F) 0.0853 (1200°F) | 0.12 (32 - 212°F) | 0.12 (32 - 212°F) |

4.1 As Ligas de Magnésio - O "Magnox"

O "Magnox" é uma liga de Magnésio que tem sido utilizada nos reatores a gás (CO_2), de temperatura não muito elevada, como os denominados "GCR - Gas Cooled Reactors" (Natural Uranium -Magnox Clad), que são também conhecidos como "reatores a Magnox". A Composição mais usual do "Magnox" é a seguinte:

Tabela XVIII

Composição do "Magnox A-12"

| Material | MAGNOX A - 12 |
|----------|---------------|
| Ca | 0,10 % |
| Al | 1,00 |
| Be | 0,05 |
| Mg | 98,85 |

O uso do Magnésio, que possui baixa seção de choque de absorção para neutrons térmicos, em contato com o CO_2 pode formar o Carbeto ou o Óxido; na realidade, o Óxido é o que normalmente é produzido. O filme, ou película, de Óxido de Magnésio é aderente e protege o metal, sendo a sua penetração, a 400°C , da ordem de $2,5 - 5 \times 10^{-5}$ cm/ano. Essa película protetora, contudo, se parte, e essa quebra é acelerada pela presença de vapor d'água no gás, possivelmente pela incorporação do H na película como grupo de Hidroxilas, modificando as suas propriedades. Esse ataque se inicia nos denominados "Hot Spots" e se alastra depois pela superfície. A adição de pequenas percentagens de Alumínio, Cálcio e Berílio melhora o comportamento e a resistência a esse ataque; daí o "Magnox".

Acima de 400°C , no entanto, o "Magnox" já não trabalha satisfatoriamente; sua temperatura máxima é da ordem de 560°C , mas nos cálculos não deve ser tomado valor superior a 550°C .

4. O EMPREGO DE ALETAS OU RUGOSIDADES

A superfície externa do "cladding" representa a "superfície de transferência de calor" do elemento combustível, parâmetro importante para o cálculo das trocas de calor entre o combustível (fonte quente do sistema) e o refrigerante. Como a troca de calor "combustível/refrigerante" é a função da área dessa superfície, é óbvio que o aumento dela aumentará a quantidade de calor a ser trocado entre a fonte quente (combustível) e o veículo portador de calor (refrigerante).

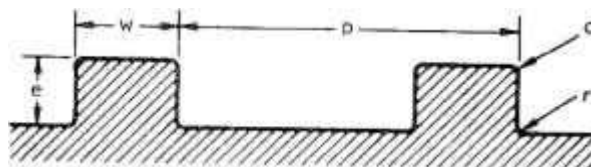
Além desse fator importante, a colocação de "aletas" ou "corrugamentos" na superfície externa do combustível concorre para se abaixar a "Temperatura Máxima do Cladding", que é um "fator limitante" no cálculo da transferência de calor, uma vez que maior quantidade de calor poderá ser trocada na unidade de tempo, melhorando, assim, a performance do elemento combustível. Ademais, nos reatores cujo fluido refrigerante é o gás (Hélio ou CO_2), a transferência de calor se processa no regime turbilhonar (N^o de Reynolds > 3.000) e, por isso, uma boa disposição dessas aletas ao longo da superfície do "cladding" aumentará esse turbilhonamento, aumentando o "Número de Reynolds" e, pois, as condições de "lavagem" pelo refrigerante da superfície externa do combustível.

Por outro lado, no entanto, há, pelo menos, dois fatores negativos para o aumento dessas aletas ou rugosidades, porque:

1. o material do "cladding" é normalmente absorvedor de neutrons e o aumento da sua massa, que se situa entre o combustível propriamente dito e o refrigerante, aumentará essa absorção;
2. o aumento do número de aletas ou rugosidades além de um certo limite, a sua disposição geométrica, etc., influem nas condições de escoamento do refrigerante, fazendo variar a queda de pressão deste - aumentando esta com o número de aletas - e, conseqüentemente, exigindo maior potência de bombeamento do sistema.

O ponto fundamental é a otimização de todos esses fatores - favoráveis e adversos - de maneira a que se possa obter do combustível a sua melhor performance, dos pontos de vista neutrônico, de transferência de calor, de escoamento e, obviamente, econômico. É aqui que a análise experimental por meio de "Loops" tem um grande emprego: determinar as melhores condições de escoamento com a maior eficiência possível.

O assunto é longo e não cabe nos limites do presente trabalho; entretanto, como elemento informativo, analise-se o seguinte: na Fig. 30 está mostrado o "corrugamento" que existe em parte da superfície do "cladding" do elemento combustível do GCFR. Como se verifica, são pequeníssimas saliências, do mesmo material que o "cladding", colocadas em forma de anel nessa superfície (33).



$$\begin{aligned}
 p &= 0.024 \pm 0.002 \text{ IN.} \\
 e &= 0.0015 \pm 0.0001 \text{ IN.} \\
 w &= 0.0022 \pm 0.0005 \text{ IN.} \\
 c &= 0.0002 \text{ IN. MAX. RADIUS (OR } 45^\circ \text{ CHAMFER)} \\
 r &= 0.0004 \pm 0.0002 \text{ IN. RADIUS}
 \end{aligned}$$

Fig. 30 - O "Corrugamento do "Cladding" do Fuel Element do GCFR

Entretanto, esse pequeníssimo "corrugamento" parcial altera a performance do elemento combustível. Com efeito, a Tabela XIX mostra como variam diversos parâmetros do GCFR com a introdução desse simples e pequeníssimo "corrugamento" (34).

É de se notar que com esse "corrugamento" parcial o "Coeficiente de Transferência de Calor" fica multiplicado por "2", mas o "Fator de Atrito de FANNING" que atua de forma direta no cálculo da queda de pressão, fica multiplicado por "3", isto é, **uplicamos** o "Coeficiente de Transferência de Calor" mas **triplicamos** o "Fator de Atrito" (35).

No gráfico da Fig. 31 está mostrada a variação da temperatura do combustível, do "cladding" e do refrigerante ao longo de todo o canal; por esse gráfico se verifica que, no ponto onde se inicia o "corrugamento", há uma queda na temperatura do combustível e na temperatura do "cladding", mas a do refrigerante praticamente não é afetada. Isso permite se manter o combustível e o "cladding" a temperaturas mais baixas - portanto mais compatíveis com os materiais - do que se não fosse usado o "corrugamento". A temperatura do "cladding", por exemplo, que se situa na faixa dos 680°C, sem o corrugamento talvez atingisse à faixa dos 800°C - como se pode ver pelo gráfico da figura 31 - sem grandes aumentos correspondentes na temperatura de saída do refrigerante, vale dizer na temperatura de saída do reator (36).

Tabela XIX

**1000 MW (e) GCFR PERFORMANCE WITH ROUGHENED OR SMOOTH SURFACES AND VARIOUS
LIMITING TEMPERATURE CONDITIONS**

| Parameter | Clad Surface | | | Smooth |
|-------------------------------------|---------------|----------|----------|------------|
| | Roughened (*) | | | |
| Maximum Clad Temperature (°C) | 600 | 650 | 700 | 700 |
| Maximum Linear Rating (Kw/ft, w/cm) | 12 (395) | 15 (492) | 18 (590) | 10.3 (338) |
| Coolant Inlet Temperature (°C) | 275 | 315 | 340 | 315 |
| Coolant Outlet Temperature (°C) | 550 | 590 | 630 | 590 |
| Net Cycle Efficiency (%) | 34.4 | 37.4 | 39.5 | 37.4 |
| Specific Power (MWt/Kg) | 0.85 | 0.82 | 0.85 | 0.69 |
| Power Density (MWt/liter) | 0.234 | 0.233 | 0.25 | 0.17 |
| Core Volume (liter) | 11,530 | 10,690 | 9,365 | 14,400 |
| Core Length (cm) | 174 | 170 | 162 | 264 |
| Core L/D | 0.6 | 0.6 | 0.6 | 1.0 |
| Coolant Void Fraction | 0.575 | 0.565 | 0.55 | 0.605 |
| Rod Diameter (cm) | 0.68 | 0.77 | 0.835 | 0.685 |
| Number of Rods | 59,500 | 45,000 | 36,500 | 43,500 |
| Fuel Cycle Cost (mill/Kw-hr) (**) | 0.61 | 0.555 | 0.50 | 0.63 |

(*) - The Heat Transfer Coefficient is Doubled and the Friction Factor Tripled

(**) - 75,000 MW (e) Industry Size and 100 MWd/Kg Maximum Burnup
(85 atm helium cooling with a 4% ratio of piping power to thermal power. Oxide Fuel)

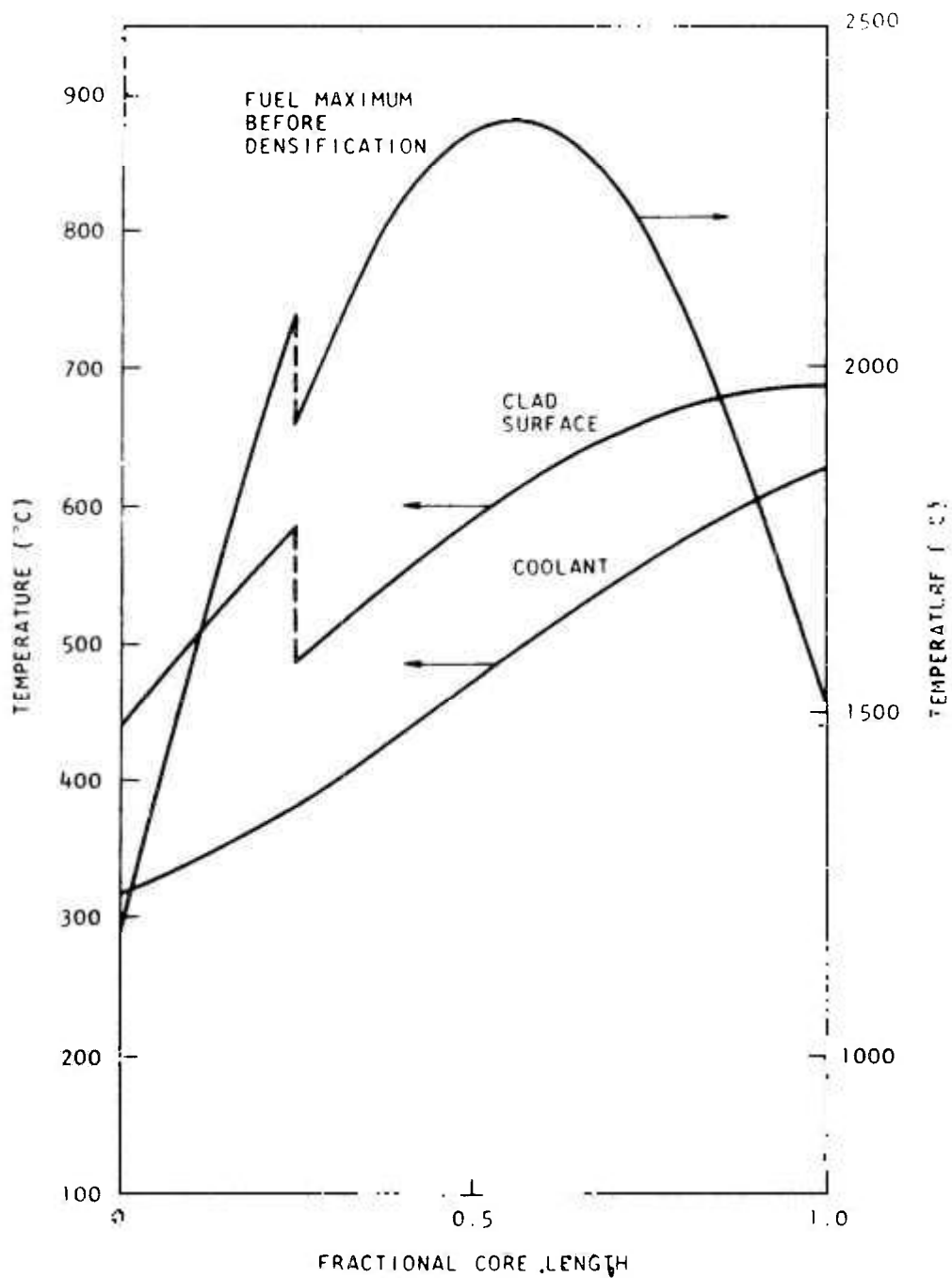


Fig. 31 - Distribuição Axial da Temperatura no GCFR
(com "cladding" parcialmente corrugado)

Tabela XX

SEÇÕES DE CHOQUE DE ABSORÇÃO - NEUTRONS TÉRMICOS

(2.200 m/seg)

| Material | σ_a (barns) |
|----------|--------------------|
| Al | 0,23 |
| Be | 0,095 |
| C | 0,0034 |
| Ca | 0,44 |
| Cr | 3,10 |
| Fe | 2,43 |
| Mg | 0,063 |
| Mn | 13,30 |
| Mo | 2,70 |
| Nb | 1,15 |
| Ni | 4,50 |
| Si | 0,16 |
| Sn | 0,63 |
| V | 5,06 |
| Zr | 0,18 |

5. O COMBUSTÍVEL EM PARTÍCULAS (Coated Particles)

5.1 - Introdução

Uma das dificuldades para o desenvolvimento dos reatores a alta temperatura residiu no comportamento de diversos materiais - principalmente aqueles empregados como "cladding" - quando submetidos a temperaturas elevadas. Aliado a esse, outro problema de não menos importância era o comportamento do moderador, submetido não só a elevadas temperaturas como a intensa radiação durante todo o período de vida do reator (20 a 30 anos).

Os reatores refrigerados a gás e moderados a grafita são, regra geral, os que podem permitir atingir-se a altas temperaturas pelo fato de os gases não sofrerem mudança de fase na faixa de temperatura de trabalho desses reatores (600 até mesmo 1.000°C ou mais). Dentre os gases, entretanto, só o CO₂ vinha sendo utilizado, no GCR e AGR; mas, com o aumento do poder de corrosão com a temperatura, esse problema vinha a se somar aos demais. Um gás inerte seria a solução ideal.

Reunidos todos esses problemas, era necessário encontrar-se uma solução de tal forma que:

- a) - fosse eliminado o "cladding" metálico, para afastar os problemas de "temperaturas limites", e mesmo de absorção de neutrons pela interposição desse "cladding" metálico entre a "fonte quente" - no caso o combustível propriamente dito - e o veículo transportador de calor, ou seja, o refrigerante;
- b) - fossem mantidas as condições de segurança e de performance do combustível, com a retenção junto a este de todos os produtos de fissão, mesmo e principalmente os gasosos;
- c) - o moderador pudesse ser substituído, juntamente com o combustível, por ocasião do recarregamento deste, a fim de se evitar o fenômeno da "energy storage" na grafita, devido à sua exposição por longo tempo (20 a 30 anos) à ação do fluxo integrado de neutrons rápidos, da ordem de 10^{21} n/cm² combinado com a ação da temperatura e alto "burnup".

5.2 - O Combustível em Partículas

A solução para todos esses problemas surgiu com a adoção do "combustível em partículas" (coated particles), que representou um dos maiores progressos na tecnologia dos reatores a gás, e que serviu de base ao desenvolvimento e evolução do conceito de "Reatores a Alta Temperatura", uma vez que:

- 1 - eliminou o "cladding" metálico, substituindo-o por outro cerâmico, de melhores propriedades estruturais, de segurança e de performance térmica;

- 2 - propiciou a incorporação do moderador (grafita) ao combustível, passando a formar os dois um corpo único, substituível ao mesmo tempo, por ocasião do recarregamento;
- 3 - estabeleceu condições para se atingir aos mais altos "burnups" até então alcançados, uma vez que as limitações que este sofria, com relação aos danos por radiação no "cladding", no moderador e mesmo no comportamento do combustível propriamente dito, ou foram eliminados ou foram minimizados;
- 4 - como decorrência disso, foi possível obter-se um "Core" mais compacto, maior densidade de potência e maior eficiência para o ciclo térmico.

Essa solução, dada pelas denominadas "coated particles", e que realizam a simbiose "Combustível - Moderador", tornando este último substituível periodicamente, será analisada em detalhes, a seguir.

5.3 - As "Coated Particles"

As partículas de combustível representam, na realidade, um "elemento combustível em miniatura". São partículas esféricas de material físsil ou fértil, com algumas centenas de microns de diâmetro e que usam como "clad" uma camada de "Carbono Pirolítico" (Pyrolytic Carbon). Esse capeamento ou encapsulamento serve como camada protetora do combustível contra os efeitos da ação do refrigerante, protegendo-o de quaisquer possibilidades de reações químicas e minimizando as possibilidades de fugas de produtos de fissão, mesmo os gasosos, para a corrente do refrigerante, no caso o Hélio. Além disso, a sua forma geométrica - esférica - aliada às excepcionais propriedades de sua camada protetora de Carbono Pirolítico mesmo a altas temperaturas, permitiu se atingir a altos "burnups" e altas temperaturas de saída para o refrigerante.

A camada ou capeamento externo dessas partículas pode ser considerado como um "vaso de pressão" para suportar as condições árduas de trabalho, como sejam as de suportar as pressões exercidas pelos produtos de fissão gasosos e pela expansão do núcleo ou "kernel" de combustível propriamente dito, a altas temperaturas. Dessa forma, esse "vaso de pressão em carbono pirolítico" deve ser capaz de:

- 1 - suportar o aumento da pressão interna exercida pelos produtos de fissão gasosos;
- 2 - acomodar o "inchamento" ou entumescimento do combustível pela formação e acumulação dos produtos de fissão;
- 3 - resistir às variações dimensionais do Carbono Pirolítico, devido à ação dos neutrons rápidos;
- 4 - manter as suas propriedades, mesmo às mais altas temperaturas (1.000 – 1.300 °C);
- 5 - suportar as condições ambientais de:
 - temperatura
 - "burnup"
 - exposição ao fluxo de neutrons rápidos.

Para que todas essas condições pudessem ser atendidas, as partículas foram inicialmente projetadas com duas camadas de cobertura ou capeamento; após, surgiram outras concepções com 3 ou mais camadas envolventes de sorte que, hoje em dia, podemos considerar as partículas, sob esse aspecto, como divididas em:

- a) - Partículas com 2 Camadas Envolventes;
- b) - Partículas com 3 Camadas Envolventes;
- c) - Partículas com Mais de 3 Camadas Envolventes.

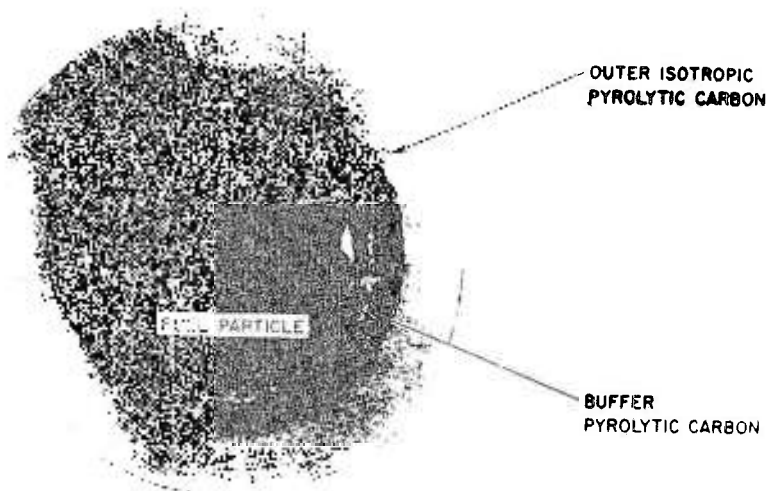
a) - **Partículas com 2 Camadas Envolventes**

As partículas com duas camadas envolventes são constituídas de um núcleo central ou "kernel", envolvido por **duas camadas** de carbono pirolítico (pyrolytic carbon), da seguinte forma:

1. uma camada interna, de carbono pirolítico isotrópico, poroso, de baixa densidade;
2. uma camada externa de carbono pirolítico isotrópico de alta densidade

Essas camadas envolventes exercem funções distintas, que são:

- a) - a camada mais interna (Buffer) tem como objetivo absorver os gases de fissão, reter os demais produtos de fissão no "kernel", acomodando o crescimento deste devido ao acúmulo dos produtos de fissão; daí ser porosa e de baixa densidade;
- b) - a camada mais externa (pressure Vessel) serve para suportar as pressões internas exercidas pelos produtos de fissão gasosos e os esforços internos de acomodação dos demais produtos de fissão: atua, também, como película protetora do combustível, agindo como se fosse um "cladding".



BISO

Fig. 32 - A Partícula com 2 Camadas Envolventes (BISO)

A partícula de 2 camadas denomina-se BISO, acrônimo de "Buffer-ISOtropic"; é a de maior emprego até agora. Nos Estados Unidos, segundo a sua tecnologia, deverá ser o tipo de partícula a ser empregada para o "material fértil", no caso o Tório, em forma de ThO_2 ou ThC_2 .

b) - Partículas com 3 Camadas Envolventes

A fim de dar maior rigidez e confiabilidade às partículas, foi adotado um outro tipo, com tres camadas envolventes, na qual a camada externa anteriormente citada é "ensanduichada" por uma camada de "Carbeto de Silício" (SiC).

As diversas camadas da partícula "TRISO" - acrônimo de **TR**iplex - **ISO**tropic - exercem as seguintes funções:

- a) - a camada mais interna, de carbono pirolítico isotrópico poroso de baixa densidade (Buffer) tem a mesma função que no caso anterior;
- b) - a primeira camada - de dentro para fora - de carbono pirolítico isotrópico de alta densidade, exerce funções estruturais e de retenção de produtos de fissão;
- c) - a camada intermediária, de Carbeto de Silício (SiC), exerce, também, funções estruturais, dando maior rigidez à partícula, mas servindo ainda como película retentora dos produtos de fissão metálicos;
- d) - a camada mais externa, de carbono pirolítico isotrópico de alta densidade, exerce funções estruturais e de proteção, principalmente da camada de Carbeto de Silício.

Na Fig. 33, abaixo é mostrada a partícula "TRISO" em corte:

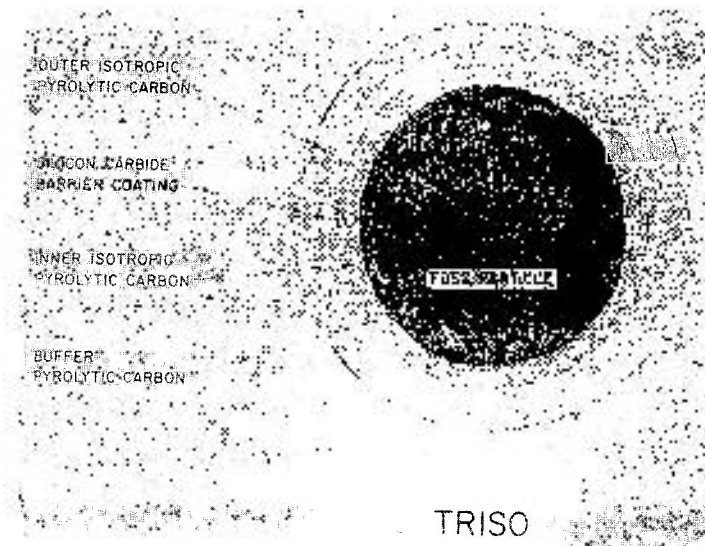


Fig. 33 - Partícula com Mais de 3 Camadas Envolventes (TRISO)

c) Partículas Com mais de 3 Camadas Envolventes

Pelo fato de a camada interna de carbono pirolítico isotrópico de alta densidade, que está em contato com a camada de carbono pirolítico de baixa densidade, sofrer demasiado os efeitos da radiação, nessa superfície de contato, foi estudado na Grã-Bretanha, pelo "DRAGON Project Group" o emprego de uma outra camada intermediária (Sacrificial Layer) entre o "Buffer" e a camada seguinte:

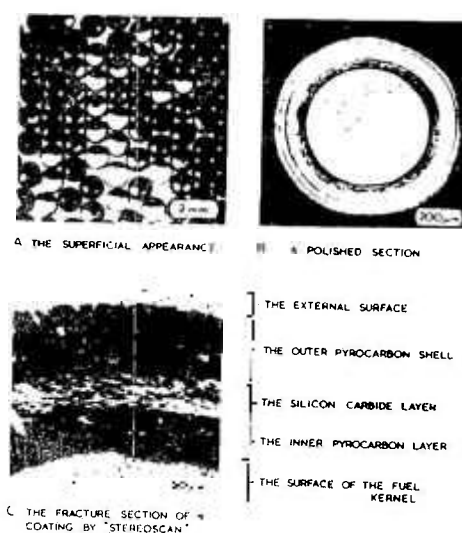


Fig. 34 - Partícula com Mais de 3 Camadas Envolventes

Neste caso, e do centro para a periferia, há as seguintes regiões:

I. Região do Combustível:

1. "kernel" ou núcleo do combustível (ou de material fértil);

II. Região do "Cladding":

2. camada de carbono pirolítico isotrópico, de baixa densidade (Buffer), para a retenção dos produtos de fissão gasosos e acomodação do "inchamento" (swelling) do núcleo ou "kernel";
3. camada de carbono pirolítico isotrópico (sacrificial layer ou transition layer) para resistir aos efeitos dos produtos de fissão, protegendo a camada seguinte;
4. camada interna de carbono pirolítico isotrópico, de alta densidade, com funções estruturais;
5. camada intermediária de carbeto de silício (SiC), com propriedades estruturais e barreira aos produtos de fissão metálicos;

6. camada exterior de carbono pirolítico isotrópico de alta densidade, destinada a funções estruturais e de proteção final para as camadas anteriores, principalmente a de silício.

5.4 - Análise Geral das Partículas

Do que foi exposto anteriormente, verifica-se que as partículas de combustível dos reatores a alta temperatura se constituem de:

- a) - um núcleo central ou "kernel", de material físsil ou fértil;
- b) - camadas envolventes, com diversas finalidades.

Sem dúvida, o elemento primordial dessas camadas envolventes é o **Carbono Pirolítico (PYC)**; normalmente, são empregados dois tipos deste material:

1. Carbono Pirolítico Isotrópico, poroso, de baixa densidade, para absorção dos gases de fissão e para permitir a expansão do "kernel" por crescimento dos produtos de fissão e por efeito da temperatura;
2. Carbono Pirolítico Isotrópico, de alta densidade, como camada externa, para dar maior rigidez à partícula, atuando no caso como um "vaso de pressão" esférico.

O comportamento de uma partícula de combustível, do ponto de vista de esforços mecânicos, é idêntico ao de um vaso de pressão em concreto protendido. Em virtude da retração que ocorre no PyC, como resultado da radiação pelos neutrons (Fast Flux) e tendo em vista a relativa estabilidade do SiC, este último sofre esforços consideráveis. Estes esforços de compressão que sofre a camada de SiC, devido à retração do PyC são de tal ordem que, só após um considerável aumento da pressão interna - provocada pelos gases de fissão - é que são eles balanceados. Mas, após, a pressão interna desses gases aumenta, e a camada de SiC passa do estado de compressão ao de tensão ou tração, castigando em demasia o SiC. Estes esforços são às vezes da ordem de 30.000 psi (2.000 kg/cm²), já tendo sido verificados, experimentalmente, esforços da ordem de 100.000 psi (~6.000 kg/cm²). Entretanto, as análises experimentais tem mostrado que o SiC pode suportar tensões consideráveis, mantendo a integridade da partícula, mesmo com as modificações na direção dos esforços - de compressão para tensão - que constitui o ponto crítico das estruturas. Em uma primeira comparação, o SiC atua como se fosse a "protensão" de um vaso de pressão de Carbono Pirolítico (37).

Alguns "modelos" de tensões tem sido desenvolvidos, para se determinar o comportamento estrutural das "coated particles"; um deles foi desenvolvido na Gulf General Atomic - GGA, por Schwartz (38), no qual a pressão interna dos gases de fissão é considerada como causa primária da ruptura da partícula.

Outro "modelo", bem mais sofisticado e completo, foi desenvolvido por J. W. Prados e J.L. Scott (Prados-Scott Model), incluindo os efeitos da expansão térmica e da retração induzida pelo fluxo rápido na camada externa de PyC. (39).

5.5 - Dimensões Gerais das Partículas

As denominadas “coated particles” apresentam dimensões que podem variar entre cerca de 150 microns até 1.000 microns (0,15 mm – 1,0 mm), dependendo das funções ou do combustível usado.

No caso do UC_2 , ou mesmo do UO_2 , mas de alto enriquecimento (93%), no denominado “Ciclo do Tório”, essas dimensões são da ordem de 100 até 600 μm , com uma camada envolvente total da ordem de 130 μm . para facilidade de separação durante o reprocessamento, as partículas de material fértil apresentam dimensões maiores.

No caso do uso do UO_2 com baixo enriquecimento (4–6%), isto é, no denominado “Ciclo do Urânio”, as partículas apresentam dimensões maiores, da ordem de 500 até 1.000 μm , a faixa de valores ideal se situando em torno de 700–900 μm .

Como exemplo de comparação e dimensões dessas partículas, as Tabelas XXI e XXII dão os “parametros standard” dessas partículas, com duas e três camadas (BISO e TRISO, USA) (40) e das com mais de três camadas (DRAGON, UK) (41).

Tabela XXI

Composição e Dimensões das Partículas

TRISO (físsil) e BISO (fértil)

| Parameter | Fissile | Fertile |
|--|--------------|-------------|
| Th:U Ratio | about 4.25:1 | All Th |
| Particle Composition | $(Th:U)C_2$ | ThC_2 |
| Average Fuel Particle Diameter | 200 μm | 350 μm |
| Average Coating Thickness | | |
| Buffer Isotropic Pyrolytic Carbon Layer, low density | 50 μm | 70 μm |
| SiC Layer | 15 μm | 15 μm |
| Isotropic Pyrolytic Carbon Layer, high density | 50 μm | 50 μm |

Tabela XXII

Composição da Partícula com Mais de 3 Camadas
(DRAGON Project)

| Parameter | Reference Particle |
|-------------------------------------|--------------------------------------|
| Kernel | |
| Composition | UO ₂ |
| Density | 90% TD |
| Diameter | 770 $\mu\text{m} \pm 60 \mu\text{m}$ |
| Coatings | |
| PyC Buffer Layer: | |
| thickness | 33 μm |
| density | 1.05 g/cm ³ |
| PyC Transition Layer | |
| thickness | 30 μm |
| density | 1.0 to 1.70 g/cm ³ |
| Inner High Density PyC Layer | |
| thickness | 30 μm |
| density | 1.80 g/cm ³ |
| SiC Layer | |
| thickness | 35 μm |
| density | 3.20 g/cm ³ |
| Outer High Density PyC Layer | |
| thickness | 40 μm |
| density | 1.80 g/cm ³ |

IV - OS COMBUSTÍVEIS NUCLEARES - (III) - O Processamento do Urânio

1. A Preparação e Processamento do Urânio

Para se estudar os ciclos de combustível e seus custos é necessário, finalmente, se analisar - sumariamente ao menos - o ciclo do processamento do Urânio, desde a sua mineração até o reprocessamento do combustível após irradiação no reator.

a) - Obtenção do "Yellow Cake"

O minério retirado no processo de mineração contém uma mistura de diversos **Óxidos de Urânio**, denominada "**Black Oxide**", normalmente catalogado como U_3O_8 mas com várias impurezas. O seu teor varia de 2 até 20 libras de "Black Oxide" por tonelada de minério, com uma média de 5 lb/ton.

Na operação de moagem (miling) o Urânio é extraído por **lixiviação**. Os óxidos de Urânio são recuperados por **extração por solvente** ou por **troca de ions**, sendo o produto **calcinado** para a remoção da água. O resultado é um concentrado conhecido como "**Yellow Cake**", com **70 – 90% de U_3O_8** .

Normalmente, há uma operação posterior de **refinamento** por meio de extração por solvente e **calcinação**, para a remoção de impurezas, dando o U_3O_8 puro (Orange Oxide).

b) - Obtenção do Hexafluoreto de Urânio

Numa "1a. Conversão", o "Orange Oxide" é primeiramente convertido em UO_2 por **hidrogenação**; o UO_2 é após convertido em Tetrafluoreto de Urânio (UF_4), denominado "Green Salt", por reação com o Fluoreto de Hidrogênio (gasoso). Após, pelo "Gás Fluor", é transformado em **Hexafluoreto de Urânio** (UF_6). O Urânio está pronto para a operação seguinte: o Enriquecimento.

As operações até aqui descritas (Conversão) apresentam um custo médio de **US\$ 2,70/kg de U**.

c) - O Enriquecimento

É este, sem dúvida, o estágio mais difícil e dispendioso para a obtenção do combustível nuclear, constituindo-se mesmo no **estágio básico** para a **determinação dos ciclos de combustível** e seus custos, juntamente com a fase de "Fabricação". Consiste na separação dos isótopos do Urânio, resultando em dois produtos:

1. Urânio Enriquecido em U-235
2. Urânio Empobrecido (Depleted Uranium)(menos do que 0,7% de U-235).

Essa separação é realizada em usinas ou "plantas de difusão gasosa", e se constitui de diversos "estágios de separação ou enriquecimento", em série, constituindo o conjunto de operações a "cascata" de separação, com centenas e até milhares de estágios, dependendo do "grau de enriquecimento" desejado (*)

O custo desse enriquecimento é determinado em função do teor de U-235 e do "Tail" (resíduo de U-235) estabelecido, constituindo o conjunto de operações um certo número de "Unidades de Trabalhos de Separação" (Separative Work Unit - SWU) necessários à obtenção desse enriquecimento e com o "tail" pre-estabelecido.

Para se obter uma certa quantidade de UF_6 com um dado enriquecimento e obedecendo a um determinado "tail" (resíduo de U-235 no "depleted Uranium") é necessário se dispor de uma quantidade bem maior de U_3O_8 , que deverá ser adquirido, além de se dispender uma quantidade de "Separative Work Units - SWU" equivalentes, como é mostrado na Tabela XXI, adiante (42).

O "tail" hoje em dia estabelecido pela USAEC é de 0,2 (0,2% de U-235, em peso, no subproduto final, ou seja no U-238 empobrecido).

d) - Obtenção do "Material Físsil"

Do que foi exposto até aqui, vê-se que, nesta fase, dispomos de um "produto enriquecido", no grau de enriquecimento que se deseja, mas de um **produto gasoso**: o UF_6 . É necessário, portanto, por razões de projeto de reatores, dispor-se de um combustível, no caso o Urânio, em forma estável, química e fisicamente, para suportar o árduo trabalho a ser executado no reator, como "**combustível nuclear**". Essa fase é geralmente cumprida na "Fabricação".

Essa "2a. Conversão" é a seguir realizada, passando-se o UF_6 (gasoso) para o U-metálico, o Óxido (UO) o Dióxido (UO_2) (mais usado) ou o Dicarbeto (UC_2), dependendo do tipo de material físsil a ser empregado e do tipo de reator. Essa fase - a 2a. conversão - é, como se disse, normalmente executada na "Fase de Fabricação" e o seu custo é adicionado ao "Custo de Fabricação".

e) - Fabricação do Elemento Combustível

É a parte final do processamento do Urânio e da obtenção do elemento combustível; é a fase em que o UO_2 ou o UC_2 é empregado, na fabricação de pastilhas ou "pellets", ou então na fabricação dos "kernels", no caso das denominadas "coated particles dos HTGR's, conforme já foi analisado anteriormente.

Nesta fase já há diferenças flagrantes de fabricação e de custos, dependendo do tipo de reator a ser carregado, do "cladding" a ser usado, do tipo de ciclo de combustível estabelecido, etc.

(*) - Há um outro processo para o enriquecimento; por centrifugação. Entretanto, não está ainda sendo explorado comercialmente.

Tabela XXIII

Dados Sobre o Enriquecimento do Urânio (42)

| Enrichment | Kg Natural Uranium Feed Material to Diffusion Plant | Lbs. U_3O_8 to be Purchased (*) | Equivalent Units of Separative Works |
|----------------|---|---|--|
| % Weight U-235 | Per Kg of Enriched Uranium Product | | |
| 0.711 (Nat.) | 1.000 | 2.613 | 0.000 |
| 0.8 | 1.174 | 3.068 | 0.104 |
| 0.9 | 1.370 | 3.580 | 0.236 |
| 1.0 | 1.566 | 4.092 | 0.380 |
| 1.2 | 1.957 | 5.114 | 0.698 |
| 1.4 | 2.348 | 6.136 | 1.045 |
| 1.6 | 2.740 | 7.160 | 1.413 |
| 1.8 | 3.131 | 8.182 | 1.797 |
| 2.0 | 3.523 | 9.206 | 2.194 |
| 2.1 | 3.718 | 9.716 | 2.397 |
| 2.2 | 3.914 | 10.228 | 2.602 |
| 2.3 | 4.110 | 10.740 | 2.809 |
| 2.4 | 4.305 | 11.250 | 3.018 |
| 2.5 | 4.501 | 11.762 | 3.229 |
| 2.6 | 4.697 | 12.274 | 3.441 |
| 2.7 | 4.892 | 12.784 | 3.656 |
| 2.8 | 5.088 | 13.296 | 3.871 |
| 2.9 | 5.284 | 13.808 | 4.088 |
| 3.0 | 5.479 | 14.318 | 4.306 |
| 3.1 | 5.675 | 14.830 | 4.526 |
| 3.2 | 5.871 | 15.342 | 4.746 |
| 3.3 | 6.067 | 15.854 | 4.968 |
| 3.4 | 6.262 | 16.364 | 5.191 |
| 3.5 | 6.458 | 16.876 | 5.414 |
| 3.6 | 6.654 | 17.388 | 5.638 |
| 3.7 | 6.849 | 17.898 | 5.864 |
| 3.8 | 7.045 | 18.410 | 6.090 |
| 3.9 | 7.241 | 18.922 | 6.316 |
| 4.0 | 7.436 | 19.432 | 6.544 |

* - 0.5% U_3O_8 to UF_6 conversion losses included
Tails assay at 0.2% weight U-235

No gráfico da Fig. 35 está mostrado o esquema de processamento do Urânio, desde a mineração até a fase de Fabricação, com os custos médios de cada uma dessas fases.

2. A Utilização do Elemento Combustível no Reator

a) - A "Queima" ou "burnup" do Combustível

O ciclo de processamento do Urânio terminou na fase de Fabricação, iniciando-se, então, a utilização do elemento combustível no "Core" do reator. O principal efeito aqui, para o ciclo do combustível e a determinação de seus custos, é a "queima" ou "Burnup" do denominado "Fuel Element" (não confundir com o "burnup", "taxa de queima"; enquanto este dá a **razão média de combustível "queimado" ou "irradiado" por dia** (MWd/t ou MWd/kg), o "Burnup" aqui citado, para o qual adotamos a letra maiúscula, representa o **"total do combustível queimado" ou "irradiado"** durante todo o ciclo de utilização do elemento combustível no "Core" do reator).

É óbvio que um alto "burnup" (usaremos minúscula quando nos referirmos à "taxa de queima") - vale dizer, mais Kwh produzidos/dia equivalerá a um maior consumo, isto é, maior quantidade de combustível "queimado"; por conseguinte, o custo do elemento combustível se difundirá por um maior número de kWh produzidos, por maior renda e, portanto, reduzindo o custo do ciclo do combustível.

Nem sempre, no entanto, um alto "burnup" é o mais econômico. Assim que o "fuel element" começa a ser usado no "Core" do reator, acontecem vários fatos concomitantes:

1. "depleção" ou redução da quantidade de elemento físsil, no elemento combustível, por "queima", diminuindo o seu teor;
2. ao mesmo tempo, aumento gradativo dos "produtos de fissão", isto é, "envenenamento" progressivo do elemento combustível, que vai também empobrecendo gradativamente;
3. produção de "material físsil", por transmutação (por exemplo, o U - 238, que ainda existe, vai transmutando em Pu-239) e **consumo** de parte desse material, por "queima", no próprio elemento combustível em que foi produzido.

Assim, pois, após um certo tempo de "residência" ou "permanência" (Fuel Residence Time) do combustível no "Core", deverá ser retirado para "Reprocessamento", uma vez que não apresentará mais ele, economicamente falando, condições para permanecer no "Core", pela queda de reatividade provocada pelos fatos concomitantes acima descritos, por danos sofridos pelo "fuel element" ou por ambas as causas (*).

(*) - Nos reatores plutonígenos (destinados, primordialmente, à produção de Plutônio), a retirada do "fuel element" é feita de tal sorte que a maior quantidade de Pu-239 produzida seja aproveitada no reprocessamento. A energia produzida por estes tipos de reatores é considerada como "by-product", obviamente encarecendo o custo da energia produzida.

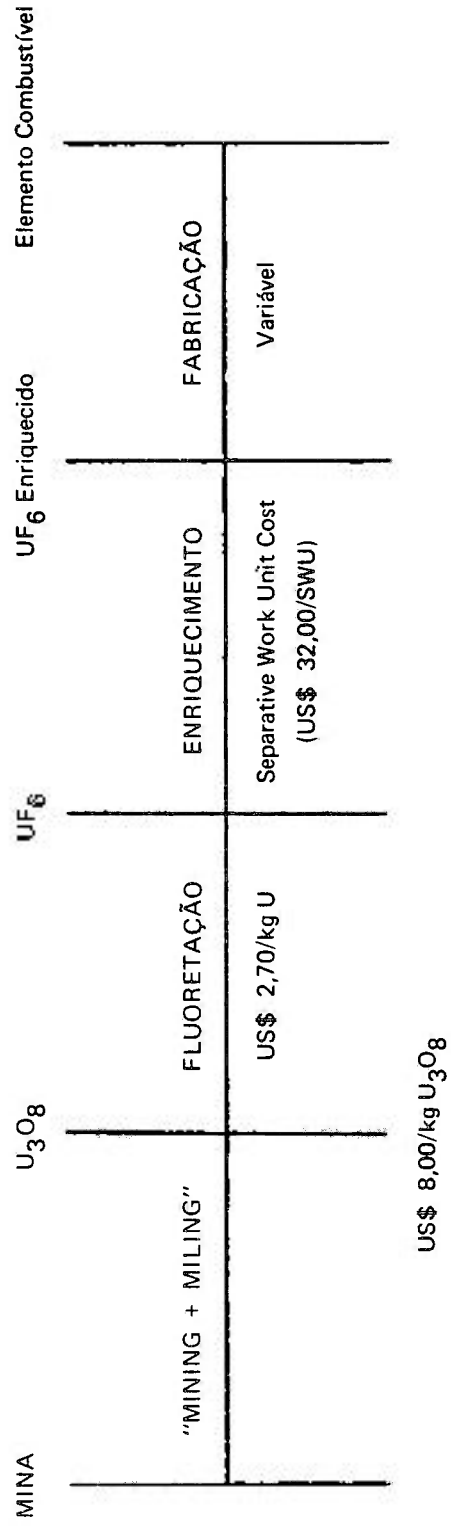


Fig. 35 - Esquema de Desenvolvimento do Processamento do Urânio

É necessário, pois, retirar-se o “combustível gasto” (Spent Fuel) substituindo-o por “combustível novo” (Fresh Fuel). Regra geral, essa queima ou “Burnup” juntamente com a “Fabricação” dão os componentes mais dispendiosos que compõe o “Custo do Ciclo de Combustível”.

b) - O “Decay Cooling” (Resfriamento do “Spent Fuel”)

Após ser retirado do “Core” o combustível irradiado - o “Spent Fuel” - não pode ser logo reprocessado; deverá ele antes permanecer estocado para “decaimento” dos produtos de fissão (sob a água ou mesmo em “Dry Cooling Pond”) por vários meses (em geral, em torno de 100 dias), a fim de que possa ele, então, ser enviado para a “usina de reprocessamento”. É o denominado “Post - Irradiation Time” considerado nos custos dos ciclos de combustível.

3. O Reprocessamento do Elemento Combustível

Até aqui, tratamos do “Processamento” e da “Utilização” do Elemento Combustível. Analisaremos, agora, sumariamente, a operação final do Reprocessamento, que encerra o denominado “Ciclo de Utilização do Urânio”.

O Reprocessamento (que, em geral, inclui outra operação especializada: o “transporte” do “Spent Fuel” ou “Shipping”, desde a Central Nuclear até a Usina de Reprocessamento) é a operação final que se executa para a **recuperação** do Urânio (físsil), ainda existente no “Spent Fuel” que não foi usado - e que será reciclado, na forma de UF_6 e encaminhado para a “planta de enriquecimento” - e para a recuperação do **Plutônio** e/ou a do **Urânio-233** que produziu.

As operações são variadas e complexas, devendo ser realizadas em “Hot Laboratories” em áreas fortemente blindadas (Ultra-High-Level Radiation Areas). Em geral, as operações ali desenvolvidas são as seguintes:

- I - “Decladding” (retirada do “clad”);
- II - Separação dos Produtos de Fissão;
- III - Separação do U-235 restante e do Pu-239 e ou U-233 produzidos;
- IV - Rejeitos Radioativos (Waste Radioactive Products).

O U-235 (com teor menor, obviamente, de enriquecimento), o Pu-239 e o U-233 são, então, enviados para reaproveitamento ou estocagem. Regra Geral, o procedimento hoje em dia é o seguinte:

- a. U-235 \longrightarrow Reciclado
- b. Pu-239 \longrightarrow Estocado ou Vendido
- c. U-233 \longrightarrow Ainda não obtido, por falta de Planta de Reprocessamento adequado.

Há pois, aqui, **valores negativos de composição de custos**; ou, em outras palavras, **créditos** a serem descontados do “Custo do Ciclo de Combustíveis”, e que são:

1. crédito do U-235 aproveitado;
2. crédito do Pu-239 vendido ou estocado;
3. crédito do U-233 produzido e que será posteriormente reprocessado.

No gráfico da Fig. 36 está mostrado, esquematicamente, o **tempo médio** necessário para o "ciclo geral de processamento e de reprocessamento do elemento combustível desde a compra do "Yellow Cake" até a inserção no "Core" do combustível novo, reprocessado.

PARTE II

OS CICLOS DE COMBUSTÍVEL

- CUSTOS -

V - OS CICLOS DE COMBUSTÍVEL - (I) - Características Gerais

1. Introdução

A expressão "Ciclo de Combustível" compreende todas as operações, utilização e processos associados com o combustível nuclear, desde o momento em que é adquirido o seu minério até a ocasião de sua venda - após exposição no reator e o reprocessamento - ou a sua estocagem, após o reprocessamento, para ulterior utilização ou mesmo a sua reciclagem nos ciclos subsequentes do mesmo reator. De um modo sumário, essas operações estão esquematizadas no gráfico da Fig. 37 (43):

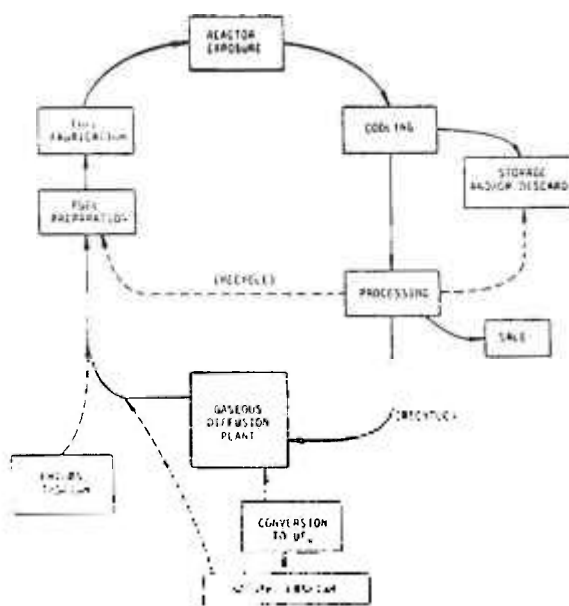


Fig. 37 - Diagrama Esquemático do Ciclo do Combustível

Essas operações mostram que o abastecimento do combustível nuclear para um reator é uma operação muito mais complexa do que o mesmo processo para o caso de uma central térmica convencional, a carvão e a óleo.

Além dessa maior complexidade é necessário se ressaltar que, diferentemente do que ocorre com as centrais térmicas convencionais, o combustível nuclear, após a sua utilização ("spent fuel") não é totalmente um produto residual a ser desprezado ou abandonado; ao contrário, representa ele um bem econômico de valor bastante significativo, às vezes até - como no caso dos "breeders" - podendo ser de maior valor do que o combustível novo ("fresh fuel"). Esta particularidade, de real importância, é que faz com que o estudo criterioso do ciclo de combustível para um dado reator seja uma questão a ser analisada cuidadosamente, considerando-se todos os parâmetros em jogo e as hipóteses possíveis, pois dessa análise poderá resultar a maior competitividade ou não do custo da energia produzida, em comparação com os mesmos custos, referentes às fontes térmicas convencionais ou até mesmo com outros tipos de reatores de potência.

Outra das características do combustível nuclear, em comparação com o empregado nas centrais convencionais, é que, neste último caso, a fluência do combustível deverá ser sempre contínua, enquanto que nas centrais nucleares a exigência de combustível novo é requerida por períodos, embora seja necessário se dispender grandes somas de capital na aquisição do combustível - em forma de minério - muito antes de este entrar em operação, isto é, antes de ele se tornar produtivo (vide o gráfico da Fig. 36, Parte I, "in fine").

2. Os Ciclos de Combustíveis Nucleares

a) - Generalidades

Já vimos como se sucedem as operações que compreendem um "ciclo de combustível nuclear", não só pelo exposto no Capítulo IV como pelos esquemas das figuras 36 e 37. Esse conceito de "ciclo de combustível" se equivale ao termo ou expressão "ciclo do Urânio", o qual, em geral, indica que o U-238 é empregado para a produção de material físsil; similarmente, o termo ou expressão "ciclo do Tório" conserva também as características gerais do gráfico da Fig. 37 e indica que o Th-232 é usado para a produção de material físsil. As cadeias segundo as quais essas reações se processam estão mostradas esquematicamente no gráfico da Fig. 38 (44). Essas cadeias, do ponto de vista de "ciclo de combustível" poderão ser melhor analisadas pelo gráfico da Fig. 39 (45) (vejam-se as páginas seguintes).

Na Fig. 39, a expressão "fértil" se refere ao material que produz um nuclídeo físsil após captura de neutron, enquanto a expressão físsil se refere ao material em que predominantemente a captura de neutrons é seguida de fissão.

Como se pode verificar do gráfico da Fig. 39, as duas cadeias são análogas; entretanto, há diferenças marcantes entre elas, no que se refere a parâmetros a considerar: seções de choque, constantes nucleares, razões ou taxas de decaimentos associados com os correspondentes nuclídeos, etc..

b) - Os Ciclos de "Urânio" e de "Tório"

O ponto fundamental, no que concerne ao ciclo de combustível, está correlacionado com a possível produção de material físsil do material fértil existente (U-238 "depleted" e Th-232), uma vez que não há reservas demasiadamente promissoras para atender à demanda futura de material físsil, a se confirmar, como se espera, o crescimento dessa demanda segundo as previsões.

No espectro térmico de neutrons, o "ciclo do Urânio" poderá estar normalmente associado ao Urânio Natural (GCR e HWR) ou ao Urânio Enriquecido (LWR, AGR), como material combustível inicial. Para o "ciclo do Tório", no entanto, é normalmente considerado como material físsil inicial o U-235 na forma de Urânio altamente enriquecido (93%). Em qualquer dos casos, porém, o material físsil produzido poderá ser estocado, ou vendido, ou reutilizado no reator que o produziu.

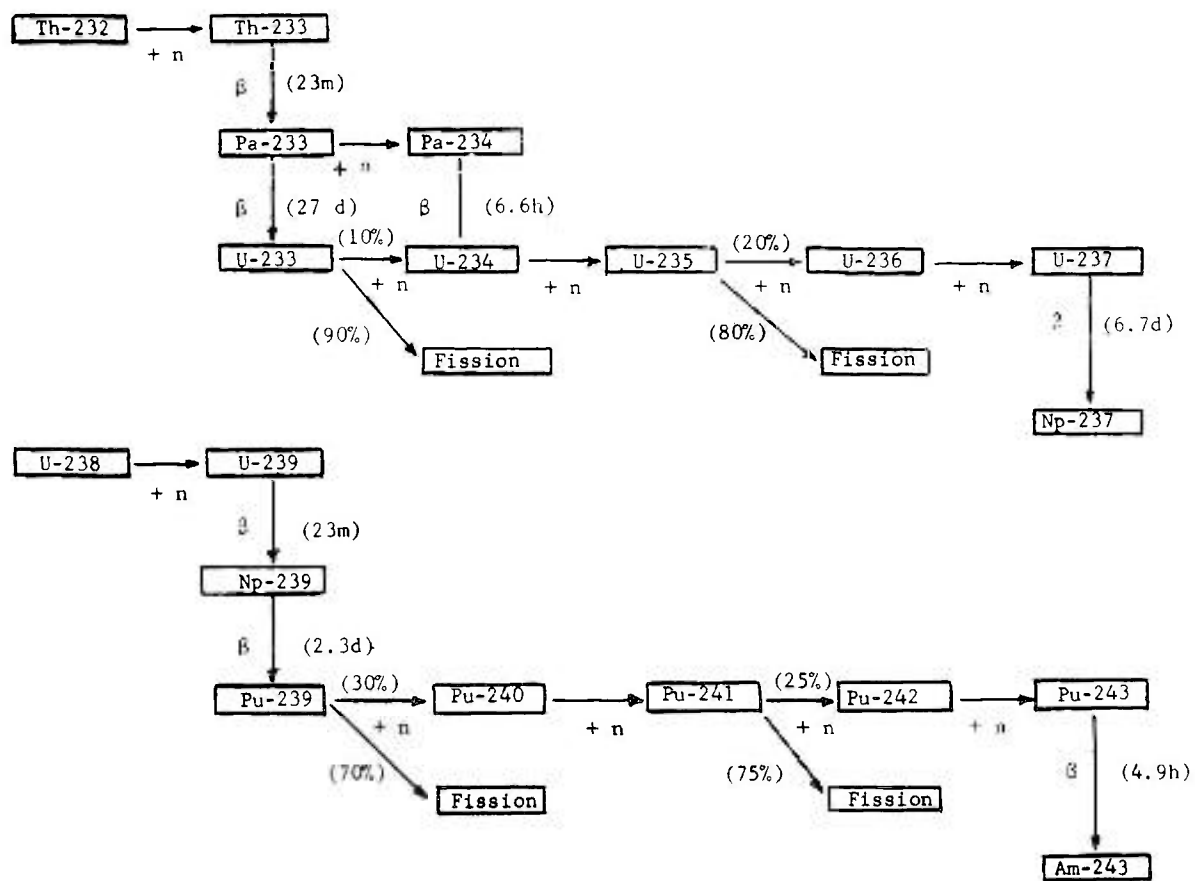


Fig. 38 · Transformações sofridas pelo Th-232 e pelo U-238

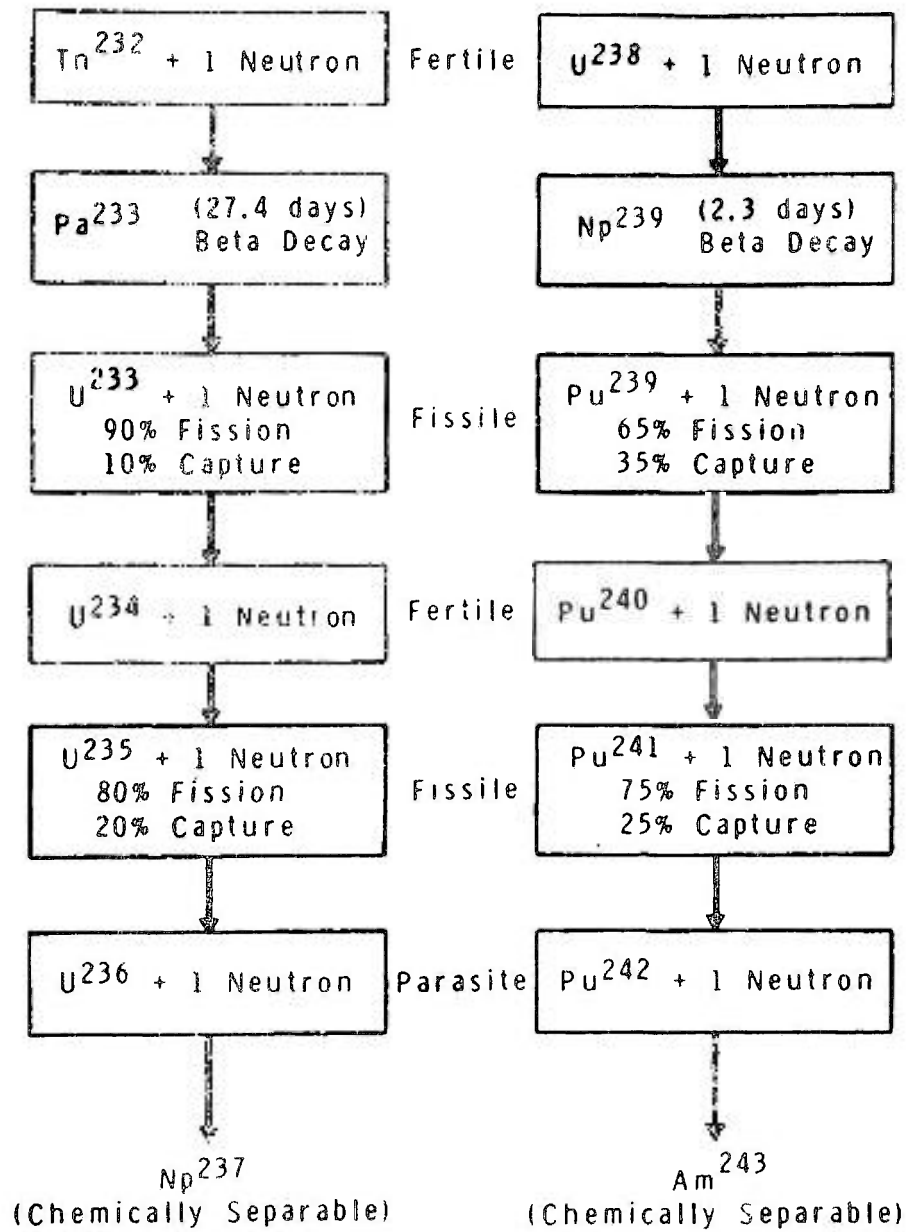


Fig. 39 - Crescimento dos isótopos nos ciclos do Tório e do Urânio

Em geral o Plutônio, por exemplo, é considerado mais importante para ser usado como material físsil dos futuros reatores rápidos, como veremos mais adiante; nesse caso, o "ciclo do Urânio" nos reatores térmicos é frequentemente considerado como "**produtor de Plutônio**" para venda, e não para reciclagem. Isso equivale a se dizer que o "ciclo do Urânio" é sempre considerado estar operando no "primeiro ciclo", uma vez que não há reciclagem, não há a volta do material físsil produzido ao reator que o produziu.

No caso do "ciclo do Tório", o material físsil produzido - o U-233 - não existente na natureza, é para emprego em ciclos posteriores; e como o U-233 tem características muito melhores do que o U-235 no espectro térmico, é ele normalmente considerado para uso posterior, para reciclagem em reatores térmicos, vale dizer para "reciclagem do Tório" mas agora transmutado em U-233.

Do que foi exposto, ressalta uma diferença inicial entre os dois ciclos: o "ciclo do Urânio" é geralmente considerado como "primeiro ciclo do Urânio" (considerando-se a venda do Plutônio), enquanto que o "ciclo do Tório" é geralmente considerado como "ciclo do Tório reciclado", ou seja, partida com o U-235 como material físsil e reciclagem com o U-233 produzido nele (46).

Há, no entanto, outras alternativas a considerar, uma vez que o que foi acima exposto não representa solução única, mas a mais indicada. Por exemplo, o Plutônio, que vem sendo produzido abundantemente, pode ser empregado como combustível inicial quer para o "ciclo do Urânio" quer para o "ciclo do Tório". Também, o U-233, provindo dos reatores a "ciclo de Tório" poderá ser usado como material físsil no "ciclo do Urânio".

O uso do U-233 como material físsil inicial no "ciclo do Urânio", e o do Plutônio como material físsil inicial no "ciclo do Tório" são denominados "ciclos híbridos" ou de "progênie-cruzada" (crossed progeny), uma vez que o produto de um dos ciclos é usado como material físsil no outro.

Finalmente, é possível também se considerar os "ciclos mixtos", nos quais tanto o Tório como o Urânio são irradiados no mesmo reator.

Como se vê, as expressões gerais "ciclo do Urânio" e "ciclo do Tório" não definem precisamente o **combustível** usado, mas somente indicam o **material fértil** utilizado e as cadeias de núclídeos envolvidas na **produção de combustível**, associadas com as operações do ciclo estabelecido inicialmente.

Assim, a **definição** de um "ciclo" necessita de uma outra notação na qual o **material físsil** inicial, o material fértil e o material físsil primariamente produzido - e a sua disposição no ciclo, obviamente - devem ser indicados na ordem.

Por exemplo, a notação:

"U - 235/U - 233/Th - 232/U - 233 (reciclado)"

indica o "ciclo do Tório" em que o U-235 foi o material físsil inicialmente empregado (e também como "make-up"), com a reciclagem do U-233 produzido. Se, no entanto, se dispuser de quantidades suficientes de U-233, de forma a não se necessitar de U-235 no "make-up", então a notação do ciclo se transforma na seguinte:

"U - 233/Th - 232/U - 233 (reciclado)"

Analogamente, o ciclo:

"U - 235/U - 238/Pu - 239 (venda)"

indicará o "ciclo do Urânio" tendo como material físsil inicial o U - 235, com a posterior venda do Plutônio produzido.

Os ciclos:

"U - 233/U - 238/Pu - 239 (venda)"

e

"Pu - 239/Th - 232/U - 233 (venda)"

representam "ciclos híbridos" ou de "progênie cruzada", enquanto que o ciclo:

"U - 235/(Th - 232, U - 238)/(U - 233, Pu - 239) (venda)"

representa um "ciclo mixto de combustível", no qual o material físsil inicial é o U-235 e os produtos U-233 e Pu-239 serão para serem vendidos (47).

3. Características Físicas dos Ciclos de "Urânio" e de "Tório"

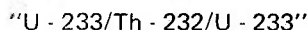
a) - Preliminares

As características relativas do "ciclo de Urânio" e do "ciclo de Tório" dependem de inúmeros fatores como: constantes nucleares associadas aos dois materiais, propriedades físicas e químicas e aspectos econômicos. Para o nosso caso, entretanto, só interessará analisar as propriedades nucleares e alguns aspectos econômicos; por essa razão, a nossa apreciação aqui se restringirá às propriedades nucleares, ficando os aspectos econômicos para serem analisados em Capítulo posterior.

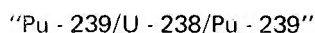
b) - Propriedades Nucleares dos Isótopos Físseis e Fértéis

I - Propriedades no Espectro Térmico

As características nucleares dos isótopos físicos e fértéis são tais que, por exemplo, o ciclo



dará uma maior "Conversion Ratio" (CR), ou "Razão de Conversão" no espectro térmico de neutrons do que no espectro rápido, enquanto que o ciclo



dará muito maior "CR" no espectro rápido do que no térmico.

Essa "Conversion Ratio" (CR) e as necessidades em "massa crítica" são de maior importância no estudo dos ciclos de combustível; essas duas quantidades estão, por sua vez, relacionadas diretamente com as seções de choque de absorção e aos valores de " η " dos materiais físséis. Em particular, a razão de conversão potencial ou de "breeding" associada a um dado material físsil é dada por

$$\eta - 1$$

enquanto que a "massa crítica mínima" é proporcional a

$$\frac{1}{\sigma_a(\eta - 1)}$$

onde, como é sabido, σ_a é a seção de choque de absorção de neutrons e η é o número de neutrons rápidos gerados por neutron absorvido no combustível. Em qualquer reator, o valor efetivo de " η " e a seção de choque efetiva " σ_a " são funções do espectro de neutrons e da composição do material.

Nos reatores que funcionam na região do espectro térmico, as seções de choque características dos núclídeos férteis são, em geral, sem importância (*); o que mais importa neste caso são as seções de choque dos núclídeos físséis. A Tabela XXIV mostra os valores dos " η " médios no espectro térmico, para o U-233, U-235 e o Pu-239, em função da temperatura do moderador e para um "Poder de Moderação" por átomo de combustível ($\xi\Sigma_s/N_{\text{comb}}$) de 4.000 barns; isso equivale a uma razão "Carbono/Átomo de Combustível" de 5.000, ou de "Hidrogênio/Combustível" de 90, que é consideravelmente maior para o U-233 do que para o U-235 ou para Pu-239 (48):

*) - Entretanto, o U-238 conduz a um fator de fissão rápida que multiplica a razão de produção de neutrons por 1,02 a 1,05, enquanto que, para o Th-232, esse mesmo fator é menor do que 1,01.

Tabela XXIV

Valores Médios no Espectro Térmico para "eta"

(Poder de Moderação por Átomo = $\xi \Sigma_s / N_{\text{comb}} = 4.000$ barns/átomo)

| Temperatura (°C) | U-233 | U-235 | Pu-239 |
|------------------|-------|-------|--------|
| 0 | 2,29 | 2,06 | 1,87 |
| 300 | 2,29 | 2,05 | 1,82 |
| 600 | 2,29 | 2,04 | 1,79 |
| 900 | 2,28 | 2,03 | 1,77 |

Os valores acima representam valores médios, ao longo da faixa do espectro térmico de energia dos neutrons, ou seja, até a energia de 1,0 eV. Entretanto, a absorção de neutrons ocorre também, na **faixa epitérmica**. Como os valores de "η" na região epitérmica são geralmente menores do que os mesmos valores na região térmica, os valores de "η", considerados através das duas faixas "térmica-epitérmica" serão menores do que considerando-se somente a faixa térmica. Assim, a Tabela XXV, a seguir, considerando as mesmas condições anteriores - e para uma temperatura de 600°C para o moderador - dá esses valores de "η" para as faixas térmica, epitérmica e combinados "térmica-epitérmica". Os valores de $\bar{\eta}$ ali citados representam os "valores médios" na faixa de energias "térmica-epitérmica", característica do espectro de neutrons dos reatores do tipo "HTGR".

Tabela XXV

Valores de "η" Médios para um Espectro Típico

"Térmico", "Epitérmico" e combinado "Térmico-Epitérmico"

(Poder de Moderação por Átomo de Combustível = $\xi \Sigma_s / N_{\text{comb}} = 4.000$ barns/átomo)

(Temperatura do Moderador: 600°C)

| "η" | U-233 | U-235 | Pu-239 |
|---------------------------|-------|-------|--------|
| $\bar{\eta}_{\text{th}}$ | 2,29 | 2,04 | 1,79 |
| $\bar{\eta}_{\text{epi}}$ | 2,14 | 1,62 | 1,76 |
| $\bar{\eta}$ | 2,24 | 1,95 | 1,78 |

Do que foi exposto, verifica-se que as características nucleares dos vários combustíveis, no espectro térmico podem ser assim resumidas:

1. o valor médio de "eta" no espectro térmico, para o U-233, é muito maior do que para o U-235 ou o Pu-239 (*);
2. o valor médio " $\bar{\eta}$ "_{th} no espectro térmico, para o U-233, é relativamente insensível às variações da temperatura do moderador (ver Tabela XXIV); no entanto, as variações nessa temperatura resultam em ligeiro decréscimo do mesmo valor para o U-235 e maior decréscimo no caso do Pu-239;
3. O valor de "eta" epitérmico, para o U-233 é ligeiramente menor do que o mesmo valor para o espectro térmico, de tal forma que a escolha de um "espectro Mole" (alto valor para a razão moderador/combustível) resultará em melhoria na economia de neutrons.

II - Propriedades no Espectro Rápido

Nos reatores que funcionam na faixa do espectro rápido de neutrons - os denominados reatores rápidos, as seções de choque dos núclídeos férteis ou físséis tem um comportamento bem diferente. A Tabela XXVI dá diversos dados referentes a três diferentes energias:

Tabela XXVI

Seções de Choque de Fissão e Valores de "η" de Nuclídeos Físséis

(Para Três Energias de Neutrons)

| Elemento Físsil | Energias | 10 keV | 100 keV | 1,0 MeV |
|-----------------|----------|---|---------------------|----------------------|
| | | (10 ⁴ eV) | 10 ⁵ eV) | (10 ⁶ eV) |
| | | Seções de Choque de Fissão (Barns) | | |
| U-233 | | 4,5 | 2,5 | 2,0 |
| U-235 | | 3,3 | 1,7 | 1,2 |
| Pu-239 | | 1,9 | 1,8 | 1,7 |
| | | Valores de "η" (neutrons produzidos/neutron absorvido) | | |
| U-233 | | 2,24 | 2,26 | 2,40 |
| U-235 | | 1,77 | 1,90 | 2,32 |
| Pu-239 | | 2,00 | 2,41 | 2,99 |

(*) - No entanto, é necessário se ressaltar que o crescimento do Pu-241 aumentará o valor médio do η, no ciclo do Urânio, enquanto que o crescimento do U-235 (captura parasítica no U-233 e, subsequentemente, no U-234 - veja-se gráfico da Fig. 37) diminui o valor médio de η no ciclo do Tório.

Essa Tabela nos mostra que:

1. a seção de choque de fissão do U-233, na faixa de energias de 10 keV até 1,0 MeV, é significativamente maior do que para o U-235 ou para o Pu-239;
2. a seção de choque de fissão do Pu-239 é relativamente insensível à variação da energia dos neutrons, enquanto que as dos U-233 e U-235 decrescem substancialmente com o aumento dessa energia;
3. o valor de " η " para o Pu-239 é significativamente maior do que o do U-233 e o do U-235; entretanto, na faixa de energias de 10 KeV, o do U-233 é maior que o do U-235 e o do Pu-239;
4. os valores de " η " do Pu-239 e do U-235 são sensíveis à variação do espectro de energia dos neutrons, enquanto que o " η " do U-233 permanece relativamente constante.

Note-se que, como vimos, os valores de " η " são, praticamente, insensíveis à variação da temperatura (no espectro térmico) e à variação da energia dos neutrons; isto é, o U-233 é mais comparável consigo mesmo, no que se refere à variações da temperatura do moderador e à variação da energia dos neutrons.

O espectro de neutrons para um reator tipo "Fast Breeder" é bastante sensível ao tipo de combustível, à quantidade de material estrutural (cladding, principalmente) e às características específicas do reator. Entre os nuclídeos físséis, o " η " do U-233 é um pouco menor do que o do Pu-239, mas ainda bem maior do que 2,0.

Na Tabela XXVII são mostrados os valores de alguns parâmetros referentes aos reatores rápidos (Fast Breeders) (50),(51):

Tabela XXVII

Parâmetros Importantes de Nuclídeos Combustíveis para Reatores Rápidos (*)

| Nuclídeo | Parâmetros | | | |
|----------|--------------|---------------|--------------------------|---|
| | $\bar{\eta}$ | $\nu\sigma_f$ | $\nu\sigma_f - \sigma_a$ | Massa Crítica Relativa, Mínima $\sim 1/(\eta - 1)\sigma_a$ |
| U-233 | 2,31 | 7,08 | 4,02 | 0,67 |
| U-235 | 1,93 | 4,63 | 2,70 | 1 |
| Pu-239 | 2,49 | 5,50 | 3,29 | 0,82 |
| Pu-241 | 2,72 | 8,92 | 5,65 | 0,48 |
| Th-232 | 0,076 | 0,028 | — | — |
| U-238 | 0,411 | 0,124 | — | — |
| Pu-240 | 1,315 | 1,185 | — | — |

(*) - O espectro tomado como exemplo é o de um GCFR, com o ciclo U-238/Pu-239, usando óxido.

c) - **Necessidades Mínimas em "Massa Crítica"**

A quantidade de material físsil necessária para se atingir à criticalidade é outro dos parâmetros importantes dos pontos de vista econômico e de utilização do combustível; a influência desse fator no ciclo de combustível é, indiscutivelmente, relevante.

O valor da produção de neutrons ($\nu\sigma_f$), por exemplo, para o U-238 é superior ao quádruplo do valor correspondente para o Th-232. Entre os núclídeos físsis, o " η " do U-233 é ligeiramente menor do que o do Pu-239, mais ainda bem maior do que 2,0. A diferença entre a geração de neutrons e a absorção de neutrons ($\nu\sigma_f - \sigma_a$) dá a medida da massa crítica do sistema (**).

Nas baixas energias (espectro térmico), a massa crítica de um reator a U-233 é praticamente a mesma do que para um reator a U-235; se, entretanto, o reator for alimentado a Pu-239, essa necessidade será menor. Assim, um reator térmico operando no "Ciclo Primário" (U-235/Th-232/U-233) não experimentará variações importantes de reatividade se houver quantidades iguais de U-235 "burnout" e U-233 "buildup"; no "Ciclo Primário" (U-235/U-238/Pu-239), a variação na composição do combustível tende a dar um "ganho de reatividade" em virtude da menor massa crítica ligada ao Pu-239. O crescimento do Pu-241 tenderá ainda a adicionar reatividade pelo fato de a sua massa crítica ser ainda menor. Este efeito, no entanto, é considerado como um "efeito de 2a. ordem", uma vez que o Pu-241 é gerado a partir do Pu-239.

Na faixa de energias rápida (espectro rápido), a situação muda de figura; como os valores médios de " η " tendem a aumentar nas altas energias, as necessidades em massa crítica deveriam tender a crescer também. Como, entretanto, as seções de choque de absorção - quer de materiais férteis, ou de quaisquer outros materiais - são menores nas altas energias, esse fenômeno não é assim tão acentuado. Sem dúvida, os reatores rápidos tendem a exigir maiores inventários de material físsil do que os reatores térmicos, mas, ao mesmo tempo, apresentam também maior potencial de "breeding".

No caso de um "espectro duro" (altas energias dos neutrons), o Plutônio é o melhor combustível, com menores exigências de "massa crítica", sendo o Pu-241 o melhor combustível nesse caso. Nos espectros relativamente "moles", o U-233 tenderá a apresentar menor massa crítica do que o Pu-239, enquanto que o U-235 apresentará a maior massa crítica, ao longo de toda a faixa de altas energias.

Assim, pois, não há qualquer vantagem na utilização do U-235 no espectro de "alta energia", quer do ponto de vista de "inventário de combustível" quer do ponto de vista de "breeding".

O uso do U-233 como material físsil apresenta, praticamente, a mesma massa crítica do que no caso do Plutônio reciclado. Entretanto, o valor de " η " do U-233 para as altas energias é menor do que o mesmo valor para o Pu-239 e o Pu-241 e, por isso, é que o "Ciclo do Urânio" é o preferido nos reatores rápidos.

Como argumento final, reportamo-nos aos dados da Tabela XXVII anterior, que mostra, numericamente, as mesmas conclusões (52).

(**) - A medida da "massa crítica mínima", associada a uma dada energia de neutrons, é, na realidade, dada por: $\{ 1/(\eta - 1) \} = \{ 1/(\nu\sigma_f - \sigma_a) \}$.

VI - OS CICLOS DE COMBUSTÍVEL - (II) - O Caso dos Conversores Avançados

1. Generalidades

A escolha ou seleção de um reator e o "ciclo de combustível" a ele associado exige uma análise de diversos fatores, não só econômicos como de projeto. A análise do ciclo de combustível tem por objetivo otimizar-se a utilização do combustível nele empregado, estudando-se as diversas opções, quer a curto quer a longo prazo. Nesta última hipótese, o futuro emprego dos materiais férteis provindos dos materiais férteis que foram usados no reator é de capital importância; daí a magnitude e o alcance do estudo da "razão de conversão" (CR, de "Conversion Ratio"), juntamente com o inventário específico de material físsil (dado o custo deste e a sua raridade), a fabricação de elementos combustíveis, os custos de processamento e a eficiência térmica.

Os ciclos de combustível caracterizados por uma alta "taxa de conversão" ou um baixo "inventário de material físsil" tendem a proteger as reservas de combustíveis nucleares e, ademais, permitem obter-se um mais baixo "depletion cost" e baixas cargas para o capital de giro referente ao combustível, respectivamente.

A obtenção de um alto "burnup" resultará, por outro lado, em menor carga unitária de custos de energia, destinada à fabricação, transporte e reprocessamento do combustível, uma vez que uma maior quantidade de calor - vale dizer, de energia - será produzida por unidade de combustível utilizado.

Ainda: uma alta "eficiência térmica" não só permite a preservação dos recursos em combustíveis nucleares como baixam o custo total do combustível, uma vez que poderá ser obtida, de cada unidade de energia térmica gerada, maior quantidade de energia elétrica.

2. A "Razão de Conversão" (CR)

Já analisamos anteriormente a Razão de Conversão (CR) de um modo genérico; vamos aqui procurar analisá-la mais especificamente para o caso dos denominados "conversores avançados" e mesmo, em determinados casos, para os superconversores ou "breeders".

A vantagem mais importante do ciclo "U-233/Th-232/U-233" sobre o ciclo "Pu-239/U-238/Pu-239" nos reatores térmicos é o potencial que ele apresenta para ser obtida uma maior "CR". A importância de uma alta "CR", propiciando a uma melhor utilização possível dos materiais combustíveis, está diretamente relacionada com as necessidades de "burnup".

Em um reator conversor, "CR" unidades de material físsil serão produzidas em cada unidade de material físsil consumido, e o consumo líquido de material físsil será, pois, dado por $(1 - CR)$. Dessa forma - os demais fatores permanecendo constantes - um reator com uma "CR" de, por exemplo, 0,6 consumirá duas vezes mais combustível por unidade de energia produzida do que um outro com uma "CR" igual a 0,8. Além disso, uma maior "CR" conduz diretamente a uma menor "depletion charge", no cálculo do custo do ciclo de combustível.

A Razão de Conversão está diretamente relacionada ao número de neutrons disponíveis no reator para a conversão do material fértil em físsil e é expressa pela diferença entre o número de neutrons produzidos e os que foram perdidos ou exigidos para se manter a cadeia; isto é:

$$CR = (\epsilon\bar{\eta} - 1) - L$$

onde ϵ é o "Fator de Multiplicação Rápida", $\bar{\eta}$ a taxa de produção de neutrons, por absorvido no material físsil e L a perda parasítica, por neutron absorvido no combustível físsil (*).

O valor relativamente alto para $\bar{\eta}$ no U-233, no espectro térmico (2,29) é o fator de maior importância para a obtenção de uma alta "Razão de Conversão" no Ciclo do Tório. Uma pequena parte dessa vantagem é perdida no Ciclo do Tório em virtude de o Th-232 apresentar um "Fator de Fissão Rápida" menor, relativamente ao U-238.

A redução das perdas parasíticas de neutrons - com o objetivo de se atingir a valores maiores para a Razão de Conversão - é um problema importante cuja solução é bastante influenciada pelas características gerais de projeto, da escolha de ciclo adequado de combustível, do "management" (**) do combustível e dos métodos de controle.

É difícil se comparar quantitativamente essas perdas parasíticas entre os diversos conceitos de conversores, dados os parâmetros a considerar e a sua larga faixa de variação; relativamente ao caso específico do "Ciclo do Tório", há neste perdas relativas a:

- a. envenenamento por controle;
- b. envenenamento pelos produtos de fissão;
- c. perdas por absorção no Pa-233

Uma absorção no Pa-233 não somente resulta na perda de um neutron mas, também, na remoção de um nuclídeo físsil potencial. No caso do HTGR, as perdas por absorção no Pa-233 reduzem o valor da "CR" em cerca de 0,03 (***) .

(*) - Tornamos a chamar a atenção para o fato de que a expressão "combustíveis nucleares" engloba os "materiais físsis" e os "materiais férteis".

(**) - "Management" seria a "gerência" ou "administração" do combustível. A tradução assim feita poderá ficar um pouco sem sentido, uma vez que, no caso, se trata de um conjunto de operações de "distribuição", "substituição", "permanência", "troca de posição", etc., do elemento combustível no "Core" do reator; talvez a expressão "arranajamento" ou "remanejamento" do combustível pudesse melhor expressar o sentido da tradução de "management", neste caso particular.

(***) - No MSBR (Molten Salt Breeder Reactor) não há perdas por envenenamento de controle, mas as perdas pelo Pa-233, Xe, Sm e Produtos de Fissão resultam em perdas, para a "CR", de cerca de 0,005, 0,005, 0,02 e 0,03, respectivamente.

3. O Inventário do Material Físsil

O inventário do material físsil é outro ponto importante a focalizar, pelas suas repercussões na demanda de combustível nuclear.

Em uma economia nuclear florescente, serão cada vez maiores as quantidades exigidas de combustível, não só para a partida de novos reatores nucleares como para a manutenção daqueles já existentes. Se, por exemplo, o crescimento da demanda de geração elétrica de base nuclear apresentar um "doubling time" de, digamos, 6 anos - como deverá ser, provavelmente, o caso do Brasil para os anos de 90 - as necessidades em combustível nuclear, para suprir os novos reatores a entrar em funcionamento e para garantir o funcionamento dos que já se encontrarem em operação, deverá ser, provavelmente, superior às disponibilidades desse material, mesmo que, por exemplo, se consiga reatores com uma "Razão de Conversão" $CR = 0,6$, a menos que consigamos diminuir as necessidades de "Inventário de Combustível" para cada reator ou a introdução, o mais rápido possível, dos "breeders".

Nessas condições, a introdução de reatores com

- alta "Taxa de Conversão" (alto CR); e
- mínimo "Inventário de Combustível"

deverá ser a meta a atingir, no estudo dos modernos projetos de reatores e dos ciclos de combustível a eles correspondentes. Outra das soluções - para aliviar a pressão da demanda sobre o Urânio - será a de se procurar uma maior utilização para o Tório, para, por meio deste, obter-se, também, material físsil, no caso o U-233.

Assim, pois, se conseguirmos atingir ao "breeding" e, simultaneamente, à obtenção de baixos "inventários específicos" de combustível, as necessidades anuais em Urânio - crescentes em uma economia nuclear em expansão - poderão ser minoradas.

O "Inventário Específico de Material Físsil" em um sistema de reatores (em kg de material físsil/kW e) pode ser expresso por (53):

$$I_s = \frac{t_r + t_p}{t_r} \cdot I_r$$

onde:

- I_r - kg de mat. físsil/kWe no reator
- t_r = intervalo de tempo dispendido pelo combustível no reator (fuel residence time)
- t_p = intervalo de tempo dispendido pelo combustível **fora** do reator (fabricação, estocagem, reprocessamento, etc.).

Isso nos permitirá analisar um exemplo:

O t_p é, em geral, considerado como sendo de 1 ano; suponhamos que estabelecemos como t_r (fuel residence time) duas hipóteses:

- 1a. hipótese: $t_r = 1$ ano
 2a. hipótese: $t_r = 6$ anos

No 1º caso, as necessidades em "Inventário Físsil" serão de:

$$I_{s1} = 2I_r$$

e no 2º caso:

$$I_{s2} = \frac{7}{6} I_r$$

Isto é, no 1º caso, a exigência em material físsil é de

$$\frac{2 \times 100}{7} - \frac{1200}{6} \cong 171$$

ou seja, cerca de 70% maior do que para o 2º caso.

O "Inventário Específico" depende, em parte, do projeto termo-hidráulico; podemos melhorar a performance térmica variando-se o projeto térmico, às custas do aumento da carga físsil. Assim, poderão aparecer no "Core" do reator diferentes distribuições de potência, por diversas causas, tais como:

- esquemas diferentes de zoneamento do combustível;
- programação de posições para as barras de controle;
- heterogeneidades locais na composição do "Core";
- composição e distribuição da idade do elemento combustível nas várias seções de carregamento do "Core".

Regra geral, é difícil acomodar-se as variações na distribuição de potência devidas ao "fuel depletion" e à substituição do "spent fuel" por combustível novo, principalmente se este combustível novo contiver combustível "bred" ou gerado anteriormente (reciclado), apresentando composição e seções de choque diferentes das dos demais elementos combustíveis. Esta situação poderá ser em parte atenuada com o aumento da carga físsil.

O uso do "Ciclo do Tório" torna o problema dessas "variações na distribuição da potência" no recarregamento menos severas; a alta "taxa de conversão" que apresenta este ciclo conduzirá a menores variações na distribuição da potência no "Core". Além disso, as seções de choque térmicas características do U-233 se assemelham mais às do U-235 do que às do Pu-239; por essa razão, quando o U-235 e o Pu-239 estão presentes ao mesmo tempo no "Core", o Pu-239 se "queimará" proporcionalmente mais rapidamente, em vista de suas maiores seções de choque (Vide Tabelas XXIV, XXV, XXVI e XXVII apresentadas anteriormente).

No caso do HTGR, e mesmo para o MSBR - que podem ser considerados sistemas homogêneos" pelos neutrons - exigem eles menor "Inventário Físsil Específico" quando usam o "Ciclo do Tório" do que com o emprego do "Ciclo do Urânio". Esta vantagem do "Ciclo do Tório", em comparação com o "Ciclo do Urânio", desaparece, no entanto, em sistemas de reatores tais como os LWR's e HWR's, que são sistemas tipicamente "heterogêneos" para os neutrons. Nestes reatores, será necessário utilizar-se Urânio altamente enriquecido para se utilizar neles o "Ciclo do Tório", em contraposição ao caso do "Ciclo do Urânio" que exigirá Urânio ligeiramente enriquecido, somente (54).

Finalmente, o "Inventário Físsil" baixo, apresentado pelo "Ciclo do Tório" poderá ser prejudicado, em vista da perda de neutrons no Pa-233 quando a densidade de potência cresce, a menos que possamos remover frequentemente esse Pa-233.

Como se vê, há uma série de fatores antagônicos para a obtenção de um baixo valor para o "Inventário Físsil Específico".

4. Tempo de Irradiação ou de Exposição

O tempo de irradiação do combustível, isto é, o tempo de permanência em serviço do combustível é outro dos fatores básicos para a boa performance do elemento combustível e para a determinação do ponto "optimum" entre os custos de:

- fabricação;
- depleção ou consumo (depletion)
- reprocessamento

e, em parte, da "taxa de capital de giro" (working capital cost).

Um maior tempo de exposição ou irradiação do combustível - considerando-se um determinado tipo de combustível e o espectro térmico - é mais compatível com o "Ciclo do Tório" do que com o "Ciclo do Urânio" de baixo enriquecimento. Isso resulta, em grande parte, do maior valor para a "CR" no "Ciclo do Tório", que reduz as perdas de reatividade para uma dada fração de combustível "queimado".

Já analisamos anteriormente, ao estudarmos o "Inventário Específico de Material Físsil", o problema da acomodação das variações da distribuição da potência no "Core", quando do recarregamento, e vimos que essas variações ficam minimizadas com o uso do "Ciclo do Tório". Essa vantagem deste ciclo mais se acentua - quer no caso do "primeiro ciclo" ou "ciclo primário" quer, com maior razão, no caso de "reciclagem" - quando o tempo de exposição do combustível aumenta. Assim, quanto maior o tempo de exposição menores vantagens oferecerá o "Ciclo do Urânio", em comparação com o "Ciclo do Tório" (55).

Como consequência, os fatores acima citados tendem:

- a. a tornar o Ciclo do Urânio o preferido, na hipótese de as condições econômicas permitirem baixos custos da energia com o uso do "ciclo primário" (sem reciclagem) do combustível, e com tempos de exposição ou de irradiação relativamente baixos;
- b. em caso contrário, isto é, quando o custo baixo da energia estiver ligado à "reciclagem" do combustível e a maior tempo de exposição ou de irradiação deste, o Ciclo do Tório, por suas condições inerentes, se imporá.

5. A Eficiência Térmica

A importância deste fator - a Eficiência Térmica - no caso dos reatores que não são "breeders" ($CR < 1$) é quase que óbvia: quanto maior a eficiência térmica, maior quantidade de energia será retirada do combustível e, pois, menores quantidades de calor serão desperdiçadas (waste heat)

Mesmo no caso de "breeders" de alta taxa de conversão, onde o valor do combustível produzido ou gerado é suficientemente grande para cobrir qualquer aumento nos custos de operação, poderá parecer que a central possa ser operada mesmo com algum desperdício de calor gerado; entretanto, ainda nesta hipótese, será bem mais econômico que a central apresente alta eficiência térmica, principalmente para minimizar os custos das cargas fixas que recaem sobre a planta em geral e sobre o combustível, em particular.

A eficiência térmica de uma central nuclear depende, principalmente, da temperatura do vapor a ser gerado (*) e esta, por sua vez, dependerá:

- do tipo do refrigerante empregado e de suas características térmicas;
- do elemento combustível projetado e de sua performance;
- do projeto da central nuclear, em geral, e do ciclo termo-hidráulico, em particular.

À primeira vista poderá parecer que o ciclo de combustível não interfere na eficiência térmica da central. Realmente, não representa ele o fator mais importante; entretanto, uma temperatura alta de operação afeta diretamente a "Razão de Conversão", conforme já se analisou anteriormente, e esta afeta o ciclo de combustível diretamente. Ademais, o ciclo

U-233/Th-232/U-233

utiliza um tipo de material físsil em que o valor de "eta" (η) é praticamente invariante com a temperatura e, por isso mesmo, é mais atrativo para as altas temperaturas no espectro térmico do que o ciclo Pu-239/U-238/Pu-239 (56)

6. O Caso Particular do Conversor Avançado HTGR

a) - Introdução

O "Ciclo do Tório", como se viu anteriormente, é o mais adequado e o mais aconselhável para o HTGR, do ponto de vista econômico. Em realidade, esse "Ciclo do Tório" para ser atrativo exige o emprego de Urânio altamente enriquecido (U-235 a 93%) como material físsil inicial. Entretanto, isso não constitui um grande problema hoje em dia, do ponto de vista econômico ainda, uma vez que, ao longo de sua vida útil (~ 30 anos) as **necessidades em Urânio minerado são menores** do que as exigidas por outro reator de mesmas dimensões - do tipo PWR, por exemplo - e o ciclo de combustível, como veremos mais adiante, é mais barato, mesmo considerando-se o custo relativamente elevado do U-235 altamente enriquecido.

(*) - Daí a importância da "alta temperatura de saída" do refrigerante do ciclo primário, característica primordial dos HTGR's

O "Ciclo do Tório" no HTGR pode ser considerado sob dois aspectos:

- a. sem reciclagem
- b. com reciclagem

Já vimos que, no caso de reciclagem, só o "Ciclo do Tório" apresenta vantagens econômicas e nucleares que o tornam superior - nessa hipótese particular - ao "Ciclo do Urânio". Há, no entanto, estudos bastante desenvolvidos sobre o emprego do "Ciclo do Urânio" (Urânio ligeiramente enriquecido) nos HTGR's; esses estudos vem sendo desenvolvidos especialmente na Grã-Bretanha (Projeto DRAGON) e na Alemanha (Programa THTR). Aqui, trataremos do "Ciclo do Tório", que representa quase que uma característica dos HTGR's, e, no final, faremos uma análise sumária do "Ciclo do Urânio" nesse tipo de reatores.

Há, no estudo do "Ciclo do Tório" no HTGR, alguns parâmetros que devem ser analisados com maior detalhe, dada a sua influência no estabelecimento do ciclo ótimo de combustível e na composição de custo desses ciclos. Alguns parâmetros (Conversion Ratio, Fuel Residence Time) já foram analisados antes, mas de modo genérico; aqui, serão eles analisados para o caso específico do HTGR.

Em uma primeira aproximação, os parâmetros ou variáveis independentes - ou relativamente independentes - envolvidos no estudo dos ciclos de combustível dos reatores HTGR podem ser classificados em quatro classes (57):

- I - Parâmetros Principais (ou "Input Values");
- II - Parâmetros Derivados;
- III - Parâmetros Econômicos;
- IV - Parâmetros Opcionais.

Aqui, iremos apreciar somente os primeiros, ou sejam, os "Parâmetros Principais", que são:

- a) - Razão Carbono/Tório (C/Th)
- b) - Razão de Conversão, CR (de Conversion Ratio)
- c) - Tempo de Permanência do Combustível no "Core", FRT (de Fuel Residence Time)
- d) - Densidade de Potência, PD (de Power Density)
- e) - Fator de Pico da Idade, APF (de Age Peaking Factor)
- f) - Frequência do Recarregamento, RF (de Refueling Frequency)

Diversas alternativas podem ser consideradas no estudo desses parâmetros como, por exemplo (58):

- 1. aumento ou diminuição da Razão C/Th:
 - 1.1 - utilizando-se o mesmo "Tempo de Permanência do Combustível até agora considerado (de 4 até 6 anos, no ciclo de equilíbrio);
 - 1.2 - com o emprego de diferentes "Tempos de Permanência do Combustível" (3 anos, por exemplo).

2. uso de diferentes "Frequências de Recarregamento";
3. uso de ciclos com reciclagem, isto é, utilizando-se o U-233 produzido, nos "Cores" subsequentes;
4. uso do "ciclo de segunda geração" (U-233/Th-232/U-233) em reatores subsequentes;
5. estocagem do U-233, ou para uso em reatores do mesmo tipo (HTGR) ou, possivelmente, num programa paralelo de "Fast Breeders".

Outras alternativas poderiam ser formuladas, uma vez que o HTGR é um tipo de reator que apresenta uma flexibilidade muito grande na determinação de seus ciclos de combustível, inclusive, como veremos no final, com o emprego do Urânio a baixo enriquecimento, no ciclo (U-235/U-238/Pu-239).

Vamos, pois, analisar o "Ciclo do Tório" no HTGR examinando-se as diversas quantidades ou parâmetros nele envolvidas, suas relativas dependências, restrições e, talvez mesmo, interrelações.

b) - A Razão Carbono/Tório (C/Th)

A razão Carbono/Tório (C/Th) é, possivelmente, um dos mais importantes parâmetros do HTGR para o caso do "Ciclo do Tório", principalmente se também se objetiva a um maior emprego do Tório, em uma política de aproveitamento máximo desse material fértil.

A diminuição da Razão C/Th (vale dizer, o aumento da quantidade de Tório a utilizar) pode propiciar condições para o aumento da Razão de Conversão "CR" e, logicamente, para o aumento da quantidade de U-233 produzido, desde que, obviamente, se propicie um adequado "Tempo de Permanência do Combustível", FRT (de Fuel Residence Time), combinado com uma judiciosa "Frequência de Recarregamento", RF (de Refueling Frequency). Ademais, a razão C/Th é parâmetro determinante das seções de choque a serem utilizadas no cálculo do "Core" do HTGR.

Antes, no entanto, da escolha de uma adequada razão C/Th é necessário que se faça uma opção preliminar:

- a. o custo do "ciclo de combustível" para o reator em consideração, exclusivamente, e o menor possível; ou
- b. o custo desse "ciclo de combustível", mas dentro de um programa a longo prazo, objetivando a um maior aproveitamento do Tório e, subsequentemente, do U-233 gerado, quer nos subsequentes recarregamentos do mesmo reator (com reciclagem, portanto), quer em novos reatores do mesmo tipo que vierem a ser instalados, ou mesmo em outros programas (reatores rápidos, por exemplo).

No caso de segunda hipótese, ou seja, a maximização do uso do Tório, a primeira hipótese acima citada não poderá ser totalmente obedecida; em consequência disso, deverá ser realizado um estudo cuidadoso da variação do custo do ciclo de combustível resultante do aumento da quantidade de Tório (decréscimo da razão C/Th), a fim de se evitar um sobre-custo excessivo para o "ciclo de combustível".

É necessário, contudo, ter em mente que o aumento exagerado da razão C/Th ou seja, a diminuição da quantidade de Tório no reator), **também apresenta resultados adversos**, como:

- a. uma menor "Razão de Conversão", que conduzirá ao aumento no "Depletion Cost";
- b. o "Inventário de Material Físsil" resultante tenderá a propiciar maior "Fator de Pico da Potência" (Power Peaking Factor) e, conseqüentemente, mais alta temperatura de trabalho para o combustível, com maiores possibilidades de danos para este.

Como o "Tempo de Permanência do Combustível" (FRT) e a razão (C/Th) influenciam o "Age Peaking Factor" (APF) diretamente, o decréscimo desses dois fatores (C/Th e FRT) não apresentará problemas para o (APF) mas aumentará o "Inventário de Material Físsil Específico, (SFI) (de Specific Fuel Inventory).

c) - O Tempo de Permanência do Combustível no "Core" (FRT)

O Tempo de Permanência do Combustível (FRT) é outro parâmetro importante, que deve ser analisado em conexão com a razão C/Th. Ambos esses parâmetros e, obviamente, a "Frequência de Recarregamento" (RF) são, realmente, os mais importantes dados necessários ao estudo do "Ciclo do Tório" no HTGR, se se considerar uma política de emprego do Tório em larga escala.

Um longo "Tempo de Permanência do Combustível" no "Core" - e isso, do ponto de vista tecnológico, é bem possível no ciclo do Tório, como vimos - tende a decrescer a "Razão de Conversão", pela "queima" de parte do material produzido (fuel bred) e, conseqüentemente, a descarga de U-233 gerado. Além disso, quanto maior o Tempo de Permanência do Combustível, menores serão os custos dos ciclos de combustível e menores os valores do "Inventário Específico Físsil" (Specific Fuel Inventory); mas, por outro lado, se estiver presente uma grande Densidade de Potência (PD, de Power Density), poderá esta ocasionar problemas para a "Temperatura de Pico do Combustível (PFT, de Peak Fuel Temperature), em parte devidos também aos fenômenos da "fast fluence".

O problema poderá ser resolvido conciliatoriamente com o emprego de uma forma de recarregamento mais frequente: 2 vezes por ano, por exemplo. Esta solução, entretanto, não parece ser a mais adequada em qualquer caso, uma vez que a operação de recarregamento exige a "parada" do reator por cerca de uma semana a 10 dias. Nos sistemas elétricos (grid systems) que operam em condições "críticas", isto é, sem capacidade "stand by" - que é o exemplo frequentemente encontrado nos países em desenvolvimento - esta solução não parece ser a mais indicada, uma vez que poderá provocar problemas periódicos no suprimento de energia elétrica.

Parece-nos que a melhor solução, no caso, é o estabelecimento do recarregamento "em marcha", como ocorre com os reatores do tipo GCR e AGR e que já vem tendo a sua viabilidade estudada para o HTGR.

d) - A Razão de Conversão

Já analisamos a Razão de Conversão (CR) anteriormente; vamos aqui procurar analisá-la mais particularmente para o caso do HTGR.

Como já se adiantou, uma baixa razão "C/Th" e um pequeno "Tempo de Permanência do Combustível" (FRT) (*) conduzem a uma alta "Razão de Conversão", "RC"; entretanto, este parâmetro necessita ser examinado em conexão com a "Densidade de Potência", "PD".

Uma "Razão de Conversão" a mais alta possível é a meta principal de qualquer programa que tenha como um dos objetivos o aumento do uso do Tório e o conseqüente uso do U-233 que vier a ser gerado, ou, em outras palavras, evitar o uso de grandes quantidades de U-235 nos ciclos posteriores, com a reciclagem do U-233 nesses ciclos ou o seu posterior uso nos reatores subsequentes, que vierem a ser construídos.

Uma "Razão de Conversão" acima de 0,7 possivelmente seja um excelente objetivo, levando-se em conta que os HTGR's não são "breeders", mas somente "conversores avançados". De outro lado, maiores "Razões de Conversão" no "Ciclo do Tório" poderão ocasionar aumentos excessivos nos custos dos ciclos de combustível. O uso do ciclo "Berílio/Tório", em vez de "Carbono/Tório" (**), permitirá aumentar-se essa "Razão de Conversão" até 0,8 ou mesmo 1,0 (59). Mas há problema do Berílio, seu custo, sua metalurgia perigosa e cara, pouca experiência tecnológica, etc.. Será, ainda, aqui outra das opções que terão de ser feitas "a priori".

De qualquer forma, "CR" da ordem de "0,7 - 0,8" são perfeitamente factíveis nos HTGR's, sem grandes acréscimos no custo dos ciclos de combustível.

e) - A Densidade de Potência (PD)

É este outro dos parâmetros importantes para o estudo do ciclo de combustível do HTGR, juntamente com a "Razão C/Th" e o "Tempo de Permanência do Combustível". É extremamente difícil - se não impossível - em uma primeira tentativa, determinar-se uma política de combustível conciliatória entre esses três - possivelmente, quatro - parâmetros que são:

- α) - Razão C/Th;
- β) - Tempo de Permanência do Combustível no "Core";
- γ) - Densidade de Potência.

(*) - Estamos aqui considerando a sinonímia das expressões "Tempo de Residência do Combustível", "Tempo de Permanência do Combustível", "Tempo de Vida do Combustível (Fuel Lifetime) que, no nosso caso, equivalem a "Fuel Residence Time".

(**) - Ciclo Berílio/Tório e Ciclo Carbono/Tório entendam-se aqui não como ciclos de combustível mas como relação entre moderador/material fértil.

e, possivelmente:

- δ) - Frequência de Recarregamento;

Uma opção deverá ser feita, logo no início do estudo do ciclo de combustível e seu custo, sobre a "Densidade de Potência". Esta opção está correlacionada com o "Tempo de Permanência do Combustível", uma vez que ambos esses parâmetros estão ligados ao "Pico de Temperatura do Combustível", "PFT" (de Peak Fuel Temperature) e, mais remotamente, à "Maximum Fast Fluence". Por outro lado, o custo do ciclo de combustível aumentará com o uso de uma baixa "Densidade de Potência" e aumentará o "Custo Global" ou seja, o "Capital Cost".

A escolha não é fácil: dependerá, principalmente, da tendência futura sobre a política de emprego do Tório e, por consequência, sobre o uso do U-233 nos "Cores" subsequentes do reator (ou reatores), ou nos reatores de potência que vierem a ser construídos dentro da mesma linha. Também, o aumento dessa "Densidade de Potência" dependerá da análise do comportamento do combustível quando exposto por longo tempo e a uma "PD" elevada. Hoje em dia, os valores básicos da "Densidade de Potência" se situam na faixa dos 6 até 8 watts/cm³.

f) - O "Age Peaking Factor" - APF

O "Age Peaking Factor", "APF", ou "Fator de Pico da Idade", está ligado a condições tecnológicas e é de se esperar que venha ele a ser melhorado, após as pesquisas que vem sendo realizadas no comportamento dos combustíveis para o HTGR.

O "Age Peaking Factor" é a relação entre a "Densidade de Potência" do combustível novo e a "Densidade de Potência Média", ambas as quantidades determinadas em relação ao mesmo espectro médio de neutrons do "Core". Constitue o principal componente do "Fator Radial Total" do "Core" do HTGR. Um alto valor para o "APF" é consequência de uma baixa "Integral de Ressonância" e uma baixa "Razão de Conversão" (veja-se, mais adiante, o estudo do "baixo enriquecimento" nos HTGR's).

No presente estado de desenvolvimento tecnológico, o "Pico Máximo de Temperatura do Combustível" (Maximum Peak Fuel Temperature) para o caso dos HTGR's é de 1.600°C (na prática corrente se toma, somente, 1.300°C). Se a "Densidade de Potência" cresce e, ao mesmo tempo, a Razão C/Th cresce, o "Fator de Pico de Potência (Power Peaking Factor) cresce e com ele o "Fator de Pico de Temperatura (Peak Fuel Temperature); consequentemente, crescerá o "Age Peaking Factor". Uma redução no "Tempo de Permanência do Combustível" poderá melhorar o comportamento do "Age Peaking Factor" (60).

Como se verifica, o "Age Peaking Factor" atua como se fosse um "limitador" ou "coator" no crescimento da Razão "C/Th" e do "Tempo de Permanência do Combustível", conjuntamente, a menos que a "Densidade de Potência" seja reduzida. Ainda aqui, mais uma vez, vê-se que uma redução na razão "C/Th" (aumento da quantidade de Tório) não trará problemas para o "APF, ainda mais se, ao mesmo tempo, diminuirmos o "Tempo de Residência do Combustível", o que resultará em um aumento na "Razão de Conversão" (obviamente, com um aumento no custo do ciclo de combustível).

g) - A Frequência de Recarregamento (RF)

Este parâmetro já foi analisado anteriormente, em conjugação com o "Tempo de Permanência do Combustível".

Como exemplo de valores de alguns desses parâmetro, na Tabela XXVIII estão mostrados alguns parâmetros do HTGR americano (GGA), para 330, 770 e 1.100 MWe.

Tabela XXVIII (61),(62)

Valores Característicos de Alguns Parâmetros dos HTGR's Americanos

| Parâmetro | Potência MW (e) | | |
|--|-----------------|--------|--------|
| | 330 | 770 | 1.100 |
| FUEL RESIDENCE TIME (ano) | 6 | 4 | 4 |
| CONVERSION RATIO: | | | |
| Initial Core | 0.68 | 0.67 | 0.68 |
| Reload Segment (*) | 0.63 | 0.65 | 0.65 |
| POWER DENSITY [watts (t)/cc] | 6.4 | 8.1 | 8.4 |
| C/Th RATIO: | | | |
| Initial Core | 180 | 225 | 225 |
| Reload Segment | 225 | 250 | 250 |
| INITIAL CORE INVENTORY (kg) | | | |
| U-235 | 720 | 1,130 | 1,600 |
| Thorium | 15,960 | 26,080 | 37,490 |
| U-233 + U-235 BURNUP DURING SEGMENT RESIDENCE TIME, IN KG/SEGMENT | 60 | 140 | 200 |
| BURNUP (MWD/t) | 100,000 | 95,000 | 98,000 |

(*) - Equilibrium Conversion Ratio with Recycle Mode of Operation

7. Exame do Comportamento dos Diversos Parâmetros

Como foi citado anteriormente, os parâmetros de "input" para o estudo dos ciclos de combustível do HTGR (Ciclo do Tório) são:

1. Razão C/Th
2. Tempo de Permanência do Combustível
3. Razão de Conversão
4. Densidade de Potência
5. "Age Peaking Factor"
6. Frequência do Recarregamento.

Não é fácil analisar-se uma completa correlação entre esses parâmetros talvez nem mesmo exista - mas é possível se analisar o comportamento deles, em conjunto, em determinados casos especiais.

O gráfico da Fig. 40 mostra a variação da "Razão de Conversão", "CR", correlacionada com a variação da "Razão C/Th" e com a variação do "Tempo de Permanência do Combustível", "FRT" (63), (64):

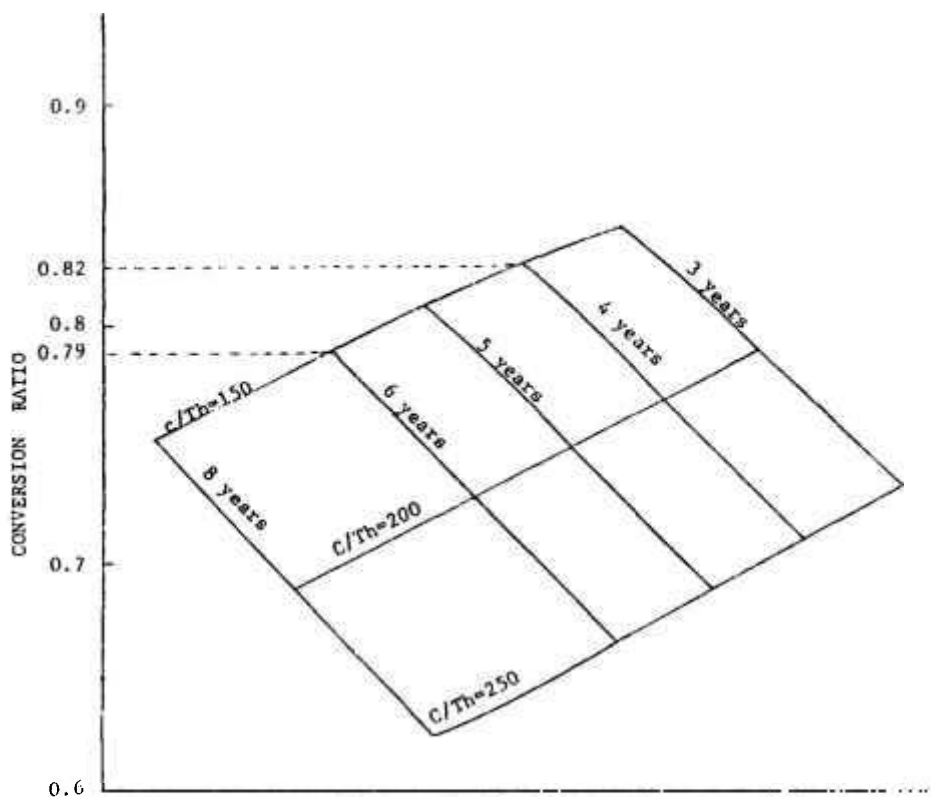


Fig. 40 - Razões de Conversão Calculadas para 1.100 MW (e) HTGR

Como era de se esperar, a tendência é aumentar o valor da "Razão de Conversão" com o decréscimo quer da "Razão C/Th" quer do "Tempo de Permanência do Combustível", FRT. Por exemplo, do gráfico se tira:

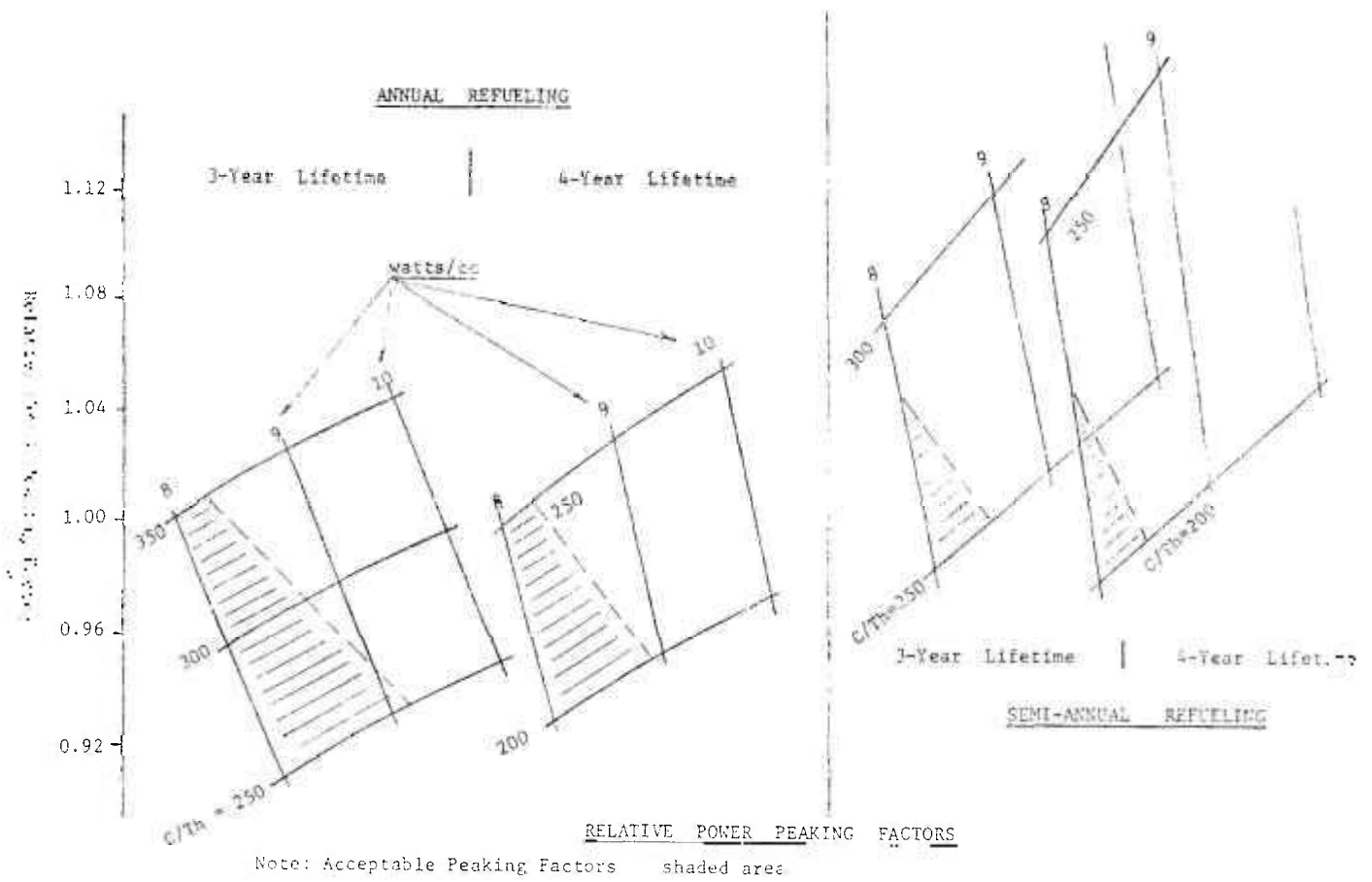
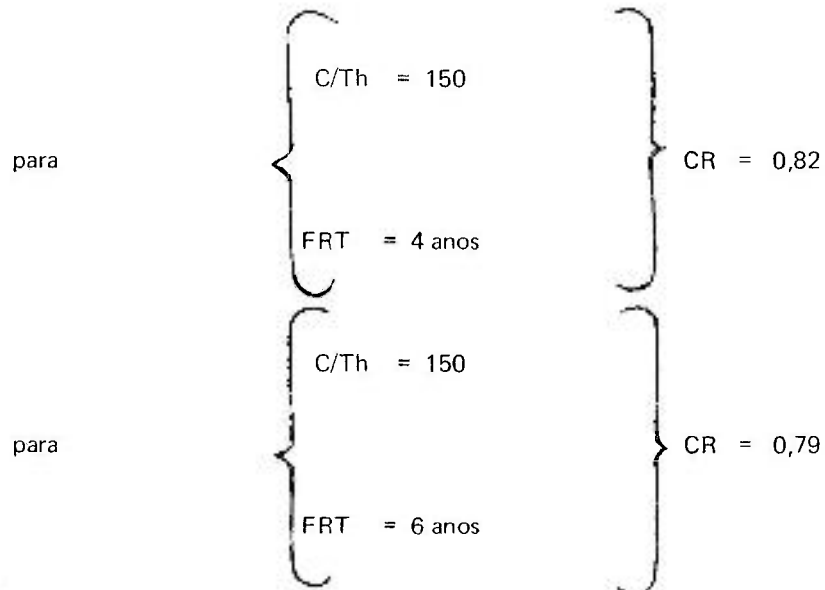


Fig. 41 - "Power Peaking Factors" Relativos



O gráfico exibido na Fig. 41 (65) mostra a variação do "Fator de Pico de Potência" (Power Peaking Factor) em correlação com a variação dos parâmetros:

1. Razão C/Th
2. Tempo de Permanência do Combustível, FRT
3. Densidade de Potência, PD
4. Frequência de Recarregamento, RF.

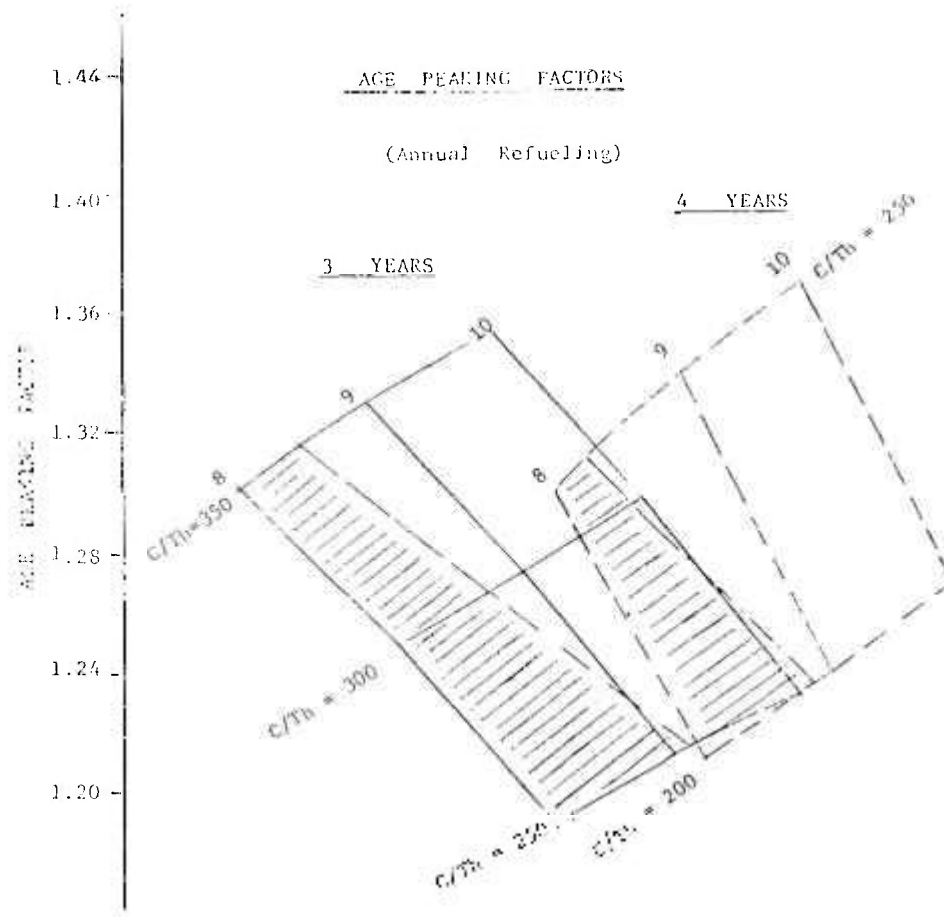
Essa figura referente a um estudo realizado pelo Autor na GGA em 1971, mostra a variação do "Power Peaking Factor" relativo, que se correlaciona com a temperatura do combustível e com o "Age Peaking Factor".

Podê-se ver por essa figura que o decréscimo na razão C/Th não dará problemas para os picos de temperatura do combustível, ainda quando essa razão (C/th) está abaixo de 200 e mesmo se a Densidade de Potência (PD) crescer até 10 watts/cm³. O recarregamento semi-anual permitirá até mesmo o uso de mais alta Densidade de Potência.

O gráfico da Fig. 42 mostra a variação do "Age Peaking Factor", correlacionada com a variação de:

- Razão C/Th
- Tempo de Permanência do Combustível
- Densidade de Potência

e para uma Frequência de Recarregamento anual (66):



Note: Shaded area encloses preferred design points

Fig. 42 - Variação do "Age Peaking Factor"

Por esse gráfico se vê que o "Age Peaking Factor" - que para os HTGR's se situa entre 1,2 e 1,4 - não afeta nem é afetado pelo decréscimo da Razão C/Th para valores inferiores a 200, mesmo que se adote Densidades de Potência maiores do que 8 watts/cm³.

O único problema que, talvez, possa aparecer, correlacionado com o emprego de um baixo valor para a razão C/Th ($C/Th < 200$) se refere ao custo do ciclo de combustível; com efeito, o uso de baixos valores para essa razão C/Th causará um acréscimo nos componentes do custo do ciclo de combustível, porque:

- a) - uma maior quantidade de ²³⁵U necessitará de maior inventário de material físsil, o que representará acréscimos nos custos desse material, nos custos de fabricação e nos custos de reprocessamento;
- b) - as necessidades de maior inventário físsil, aumentarão, necessariamente, o "capital cost",

por outro lado, é necessário se ressaltar que com o uso de uma menor razão C/Th obter-se-á:

- c) - uma maior "Razão de Conversão", "CR", com isto decrescendo os valores do "depletion costs".
- d) - com o uso de adequados "Tempo de Permanência do Combustível" e "Frequência de Recarregamento", haverá um acréscimo na quantidade de U-233 produzido, que poderá ser usado nos "Cores subsequentes, reduzindo-se, assim, as necessidades em U-235 para os estágios posteriores de carregamento;
- e) - uma "maior inventário físsil" tende a dar um menor "Fator de Pico de Potência" e, conseqüentemente, menor "Pico de Temperatura do Combustível", protegendo este de temperaturas demasiadamente altas.

Esta questão, no entanto, não deverá ser somente considerada sob os aspectos únicos de custos de ciclo de combustível, uma vez que está ligada a muitos outros fatores (programa a longo prazo, programas sobre aproveitamento do Tório e do U-233 resultante, etc.). É aqui que há lugar para se realizar estudos acurados para a otimização dos custos de ciclos de combustível, de política de maior emprego do Tório, de possível utilização do U-233 produzido (quando, onde e como), etc.

No gráfico da Fig. 43, estão mostrados os custos normalizados do ciclo de combustível, referidos ao "custo de um ciclo de combustível" segundo as condições seguintes (67):

- Razão Carbono/Tório 250
- Densidade de Potência 8 watts/cm²
- Tempo de Permanência do Combustível 4 anos
- Frequência do Recarregamento: anual

Dessa figura vê-se que mesmo uma razão C/Th = 150 é ainda bastante adequada (as menores consideradas até hoje foram de 200), apresentando valores razoáveis para o custo do ciclo de combustível, se se obedecer aos seguintes valores particulares:

- Razão C/Th 150
- Tempo de Permanência do Combustível 4 anos
- Densidade de Potência 8 watts/cm²
- Frequência do Recarregamento semi-anual

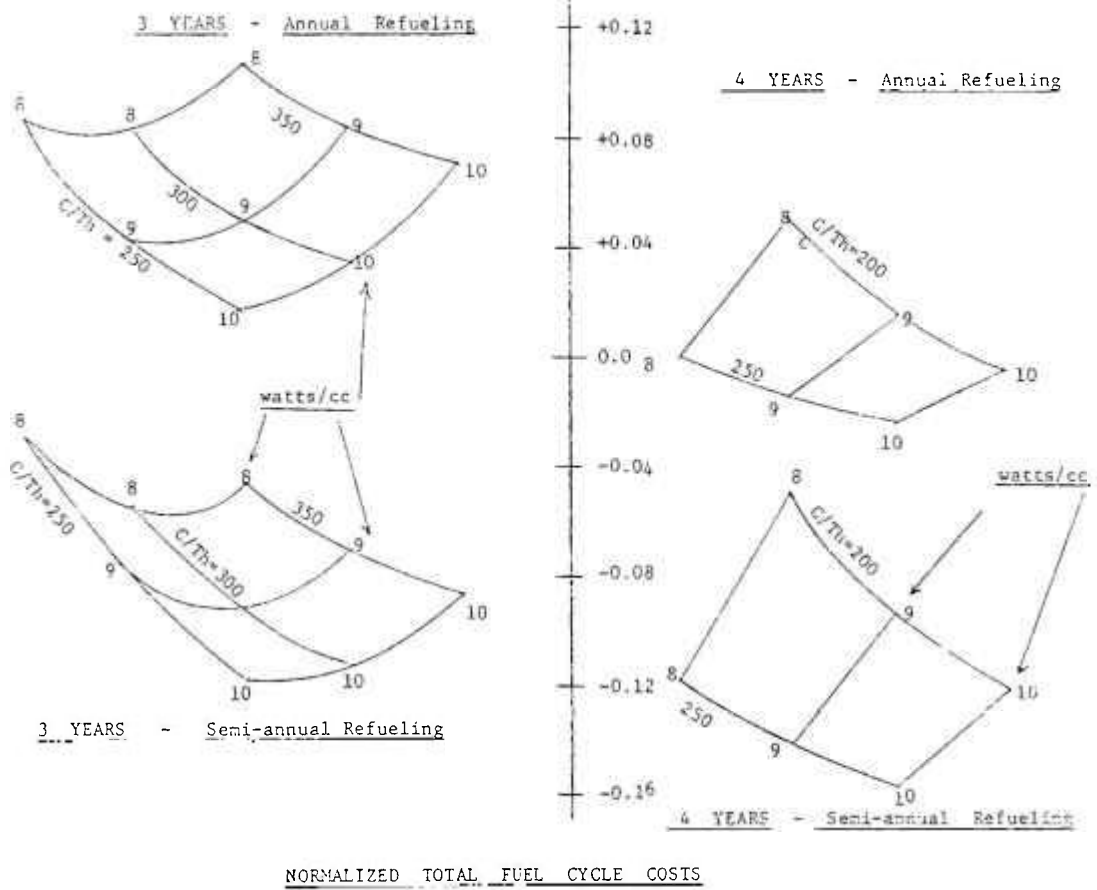


Fig 43 - Custos Totais, Normalizados, de Ciclos de Combustível (HTGR)

Entretanto, como se analisou antes e por razões particulares ali apontadas, um recarregamento semi-anual (2 vezes por ano) não parece ser muito atrativo, para o caso dos países cujos sistemas elétricos (grid systems) trabalham em condições críticas, sem “capacidade de espera” (stand by). Possivelmente, um “Tempo de Permanência” de 3 anos e com “Frequência de Recarregamento” anual possa apresentar melhores resultados, com o aumento provável da “Densidade de Potência” para 8,5 ou mesmo 9 watts/cm³. Os únicos problemas aqui seriam o comportamento do combustível (Densidade de Potência elevada) e um maior inventário de material físsil, mas com recuperação de maior quantidade de U-233 para reciclagem em ciclos posteriores.

No gráfico apresentado na Fig. 44 pode ainda ser vista a tendência geral do custo (relativo) do ciclo de combustível, quando a razão C/Th decresce (68).

Vê-se dessa figura que para a hipótese que fizemos (C/Th = 150, FRT = 4 anos) não propiciará um aumento de custo relativo de ciclo de combustível demasiadamente grande, em comparação com o valor de referência (C/Th = 250). É de se ressaltar que esse gráfico resultou dos mais recentes estudos realizados pela Gulf General Atomic sobre custos de ciclos de combustível para HTGR.

Finalmente, no diagrama da Fig. 45 é dada uma idéia da variação desses diversos parâmetros, para o caso especial do HTGR funcionando a “Ciclo de Tório”.

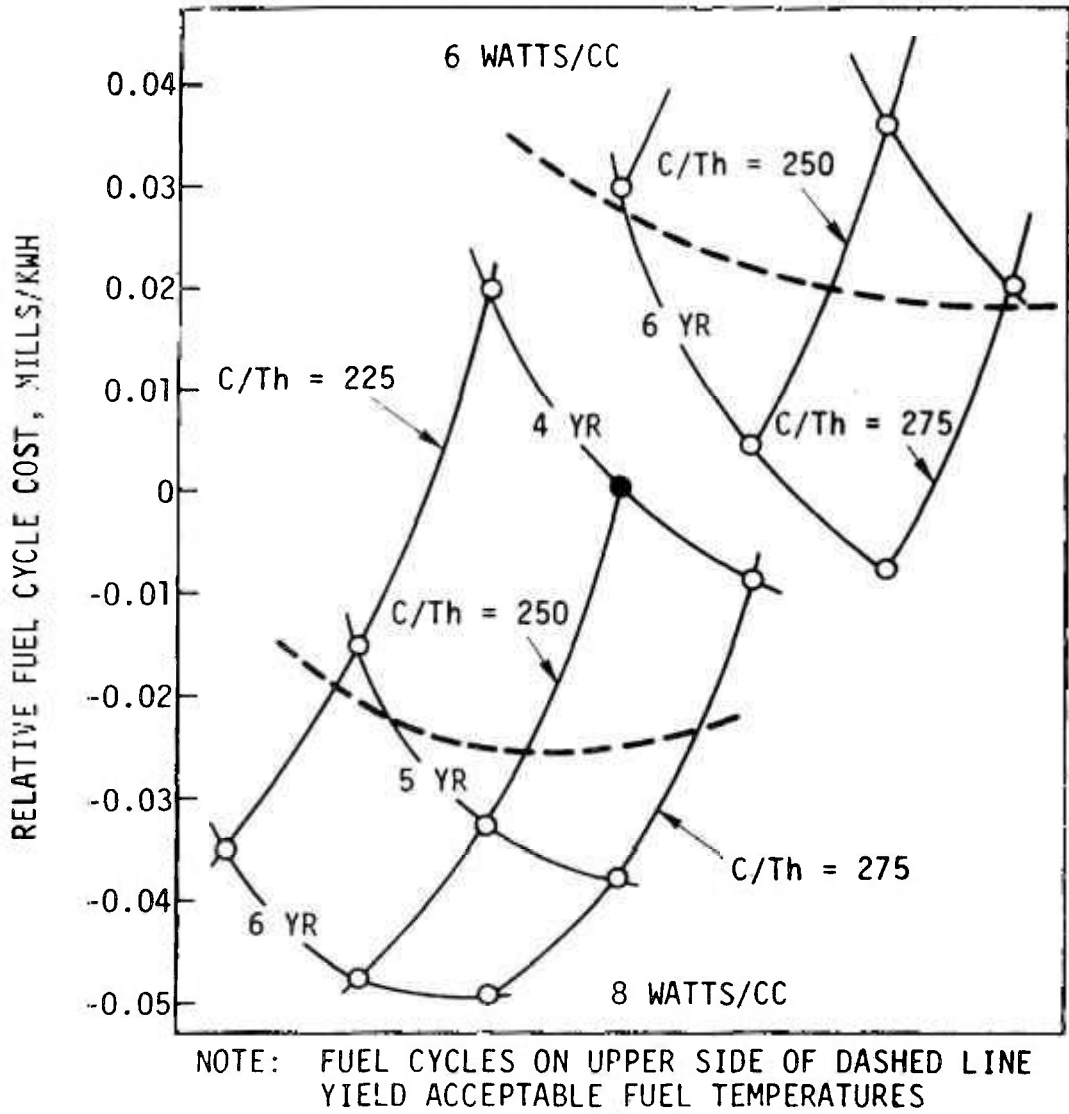


Fig. 44 - Custos Relativos de Ciclos de Combustível (HTGR Funcionando a Ciclo de Tório)

| C/Th | Th | CR | PD | APF | FT | U-233 | DEPLETED COST | CAPITAL COST | FCC |
|------|----|----|----|-----|----|-------|---------------|--------------|-----|
| | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | |

Fig. 45 - Diagrama de Variação de Valores dos Parâmetros do HTGR

Do que foi exposto até aqui, vê-se que uma primeira conclusão em torno de um programa de uso intensivo do Tório no HTGR é a de que a faixa de variação da razão C/Th deverá ser de 150 – 200, em conjunção com um “Tempo de Permanência do Combustível” no “Core” de 4 anos e com recarregamento anual.

Este valor baixo (150 – 200) para a razão C/Th poderá permitir se usufruir várias vantagens. Da Referência (69) vê-se que:

“Carbon-to-Thorium Ratio

“Analysis of a C/Th = 175 fuel cycle for PSC has been completed. The attractiveness of this cycle appeared to be a more favourable power distribution, a higher conversion ratio, a higher temperature coefficient, and a lower reactivity swing compared to the reference C/Th = 225 equilibrium cycle. The main disadvantage appeared to be in the fuel cycle cost penalty”.

Isto confirma o que se disse anteriormente. Mas, como já foi adiantado, para se adotar uma política que preveja a maior utilização possível do Tório, haverá, sem dúvida, um preço a pagar: um ônus para o ciclo de combustível. O problema é se encontrar uma solução conciliatória, não somente considerando o “custo do ciclo de combustível” como fator único de importância, mas fazendo-se considerações em torno dos resultados dessa “política do Tório” a longo prazo e a subsequente possibilidade do emprego do U-233 que vier a ser produzido.

8. O Baixo Enriquecimento (Ciclo do Urânio) nos HTGR's

a) - Considerações Gerais

Já vimos que o HTGR é um reator flexível, no que concerne ao “ciclo de combustível” que poderá utilizar. No caso mais geral, o “Ciclo do Tório” é o mais indicado para o HTGR, dadas as características antes descritas com detalhes. Como, entretanto, o HTGR não é um “breeder”, é sempre necessário adicionar-se material físsil a cada recarregamento, mesmo com o uso do U-233 produzido, em reciclagem. O material físsil usado inicialmente ou no “make up” é sempre o Urânio altamente enriquecido (93% de U-235), podendo-se, também, usar Plutônio como “make up” no denominado ciclo “crossed progeny” (ou progênie cruzada).

Além dessas duas hipóteses, entretanto, o HTGR pode trabalhar com “baixo enriquecimento” do Urânio, no denominado “Ciclo do Urânio”:

U-235/U-238/Pu-239

Na Europa, principalmente na Grã-Bretanha (Projeto DRAGON) é este o ciclo de combustível preferido para os projetos de HTR mais avançados, como o HTR-650. Neste caso, o material físsil é o Urânio (U-235 a 5%, em média), sendo o material fértil o próprio U-238 nele contido (~95% em peso). O Plutônio produzido ficará disponível quer para reciclagem no próprio HTGR quer mesmo para uso nos futuros Fast-Breeders. A taxa de enriquecimento é função de diversas variáveis, entre as quais se pode citar as seguintes:

- a. o tempo de ciclo
- b. a carga total de U-238
- c. a disposição da malha do "Core"
- d. a Densidade de Potência.

Normalmente, se o Urânio altamente enriquecido está disponível com facilidade, o "Ciclo do Tório" será sem dúvida mais atrativo, uma vez que apresenta a seu favor três fatores ponderáveis:

- 1º - apresenta o menor "custo de ciclo de combustível", portanto é mais econômico;
- 2º - permite o uso do Tório - material fértil - e o futuro uso do U-233 produzido, aliviando, assim, a "pressão da demanda" sobre o U-235;
- 3º - o U-233 apresenta melhores características neutrônicas do que as do U-235.

Já vimos anteriormente como variam os valores de " η " e, no caso de temperatura (do moderador) de 600°C, esse valores de " η " são no espectro térmico:

| | | |
|--------|---|------|
| U-233 | - | 2,29 |
| U-235 | - | 2,05 |
| Pu-239 | - | 1,80 |

Ora, a Razão de Conversão, "CR" - um dos parâmetros de maior importância para os conversores - é diretamente proporcional à quantidade ($\cdot, - 1$); assim, pois, se um dado HTGR puder, de qualquer modo, ser carregado somente com U-233 seu potencial de conversão será cerca de 24% maior do que aquele que for carregado somente com U-235, e ainda 50% maior do que aquele que for carregado só com o Pu-239. Uma vez que o "fuel depletion cost" e o "fuel inventory cost" são sensíveis à "Razão de Conversão", "CR", ficará ainda mais acentuada a excelência do U-233. (*).

O principal atributo do uso do baixo enriquecimento dependerá, em grande parte das possibilidades de se retirar vantagens do fato de o Urânio de baixo teor de enriquecimento ser relativamente barato. Mas, veja-se bem, há um limite para esse atributo. Com efeito, na Fig. 46 é mostrado o gráfico da variação do custo do U-235 segundo os diversos graus de enriquecimento (70):

Por essa curva, vê-se que, entre 5% e 10% de taxa de enriquecimento, o custo do U-235 cresce sensivelmente, mas entre a faixa de 10% - 93% (fully enrichment) o seu custo cresce gradualmente. Assim, a menor "Razão de Conversão" que apresenta o "Ciclo do Urânio" (**) nos HTGR's deve ser compensada pelo uso de material físsil o mais barato que for possível, vale dizer, com o menor enriquecimento que for possível (até 5% mais ou menos); e isso deve ser feito sem que se afete seriamente a performance do reator e os custos de fabricação e de reprocessamento, o que equivale a dizer - por outras palavras - que o tempo de exposição do combustível deve ser o maior possível.

(*) - Nos dois Capítulos seguintes (VII e VIII) serão melhor definidos esses parâmetros (fuel depletion cost e fuel inventory cost) além de outros.

(**) - O "ciclo do Urânio" que consideramos aqui é o que foi definido antes, no Capítulo V, ou seja: U-235/U-238/Pu-239, que equivale à expressão "uso de Urânio a baixo enriquecimento" no HTGR.

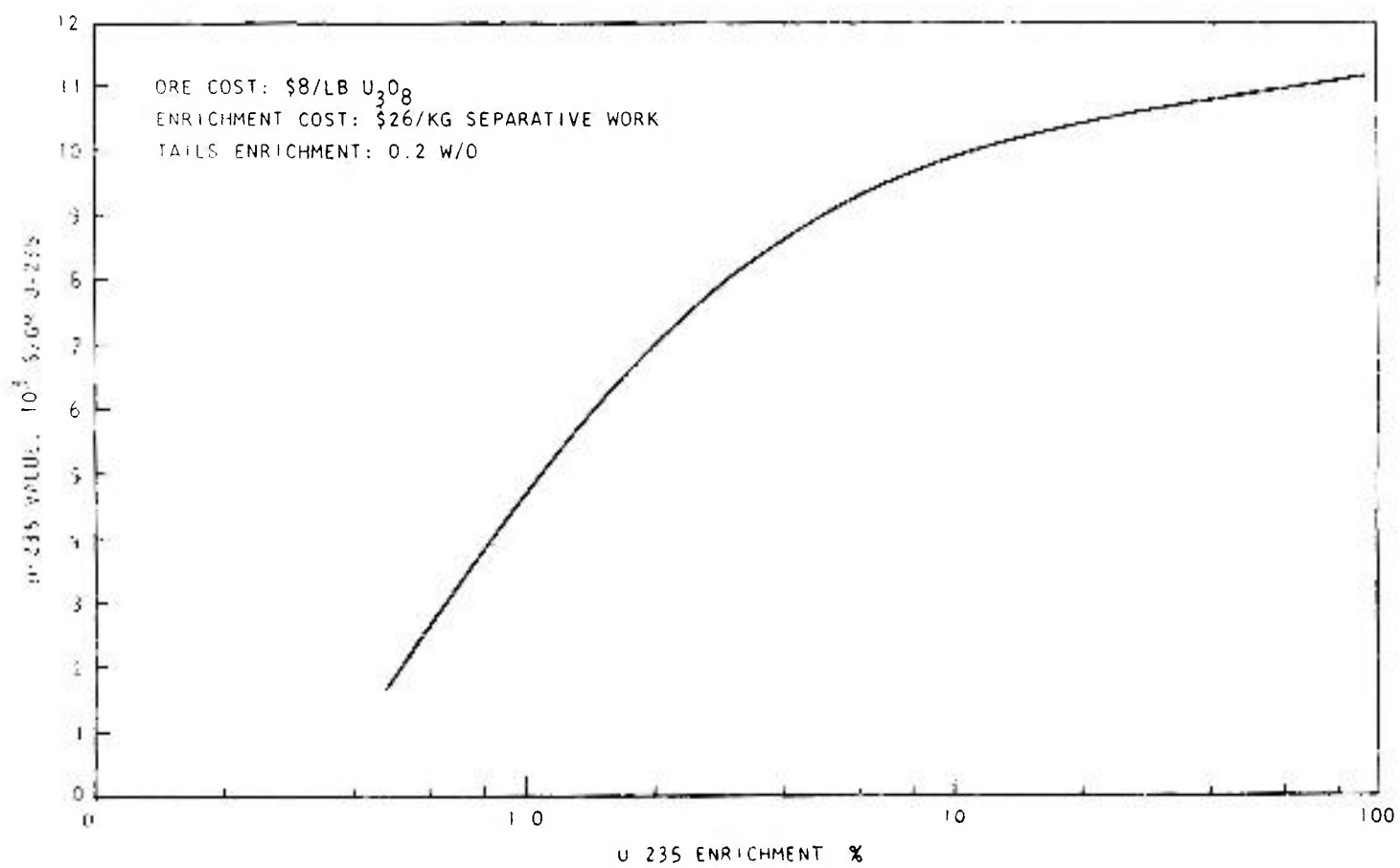


Fig. 46 - Custo do U-235 segundo os seus Diversos Gráus de Enriquecimento

Há, porém, outros atributos que podem recomendar - e até mesmo tornar mais atrativo - o uso do "Ciclo do Urânio", tudo dependendo de circunstâncias regionais, de problemas de natureza política ou estratégica, etc.. Na Europa, por exemplo, o "HTGR - Low Enrichment" é o preferido porque o U-235 "fully enriched" não é disponível, devendo ser adquirido nos Estados Unidos (*).

A maior parte dos estudos realizados no sentido do uso do "Ciclo do Urânio" nos HTGR's tem mostrado as dificuldades em se determinar qual o teor de enriquecimento que possa tornar o HTGR mais atrativo com esse ciclo.

As condições primordiais necessárias para que o "low enrichment" no HTGR seja mais atrativo são:

1. a "Integral de Ressonância", "IR" do U-238 deverá se situar na faixa dos 20 barns, mais ou menos, ou seja, apresentar um valor bem menor do que a que apresenta no caso do Urânio "fully enriched" do "Ciclo do Tório", que se situa na faixa dos 50 - 60 barns (a propósito, a Integral de Ressonância da malha típica dos PWR's se situa na faixa dos 15 - 20 barns) (**);
2. a Razão Carbono/Urânio, "C/U" (que aqui substitue a Razão C/Th do "Ciclo do Tório") deverá ser baixa, se possível menor do que 200;
3. os custos totais de fabricação e de reprocessamento devem ser insensíveis à carga total de Urânio.

Essa quantidade baixa de material pesado, aliado a uma "IR" também baixa é necessária, a fim de se obter um valor razoável para a "Razão de Conversão". Também, quando a razão "C/U" e a "IR" são baixas, o "fuel depletion cost" será consequentemente baixo, resultante do baixo enriquecimento médio e do reduzido inventário de Plutônio.

Essas condições, necessárias para se tornar mais atrativo, do ponto de vista econômico, o "Ciclo do Urânio" nos HTGR's, não parece ser factível em um futuro próximo. Entretanto, outras razões (dificuldades na obtenção do "fully enriched uranium", por exemplo), poderão conduzir à adoção desse tipo de ciclo de combustível no HTGR, em determinadas circunstâncias.

Como já se adiantou, a Integral de Ressonância, "IR" do U-238 é um dos fatores dominantes, no estudo do "ciclo do Urânio" no HTGR, ao lado da razão C/U, que determinará o grau de enriquecimento necessário.

(*) - As Usinas de Capenhurst (Inglaterra) e Pierrelate (França) são de pequena capacidade de produção e não atingem a altos estágios de enriquecimento.

(**) - Note-se que o HTGR trabalha também na faixa epitérmica.

Sobre a adoção do "ciclo do Urânio" no HTGR e sua comparação com o "ciclo do Tório", alguns estudos interessantes já tem sido realizados. Vamos, aqui, mostrar alguns pontos básicos desses estudos. Os dados essenciais para esse estudo, que se dividem em "Phase I", "Phase II" e "Phase III", segundo as diferentes geometrias escolhidas para o elemento combustível. Essas "Phases" podem ser assim definidas:

"PHASE I" - o combustível aqui adotado é o mesmo utilizado no HTGR de Fort St. Vrain, sem quaisquer modificações, a não ser no enriquecimento;

"PHASE II" - o combustível foi ligeiramente modificado, mas as características físicas gerais foram quase todas mantidas;

"PHASE III" - aqui, não se deu muita importância ao "projeto" propriamente dito do combustível: escolheu-se dois valores para a Integral de Ressonância, somente (valores baixos); o projeto do elemento combustível não foi levado em consideração.

Os dados gerais, geométricos, básicos para esse estudo foram os constantes da Tabela XXIX (71):

Tabela XXIX
Geometria dos Blocos de Elemento Combustível

| Parameter | PHASE I | | | PHASE II | | | PHASE III | |
|--------------------------------|---------|------|------|----------|------|------|-----------|------|
| C/U Ratio | 250 | 500 | 750 | 250 | 500 | 750 | | |
| Fuel Rod Diameter, in. | .35 | .24 | .21 | ~.35 | ~.24 | ~.21 | | |
| Coolant Hole Diameter, in. | .65 | .65 | .65 | | | | | |
| Fuel Volume Fraction in Rod, % | 13 | 13 | 13 | | | | | |
| U-238 Resonance Integral*, b | 59.2 | 78.6 | 89.6 | 47.6 | 52.9 | 56.6 | 27.5 | 35.3 |

* - The resonance integral here is relative to the energy range 2.38 ev to 961 ev.

As propriedades físicas adotadas, referentes a um reator do tipo HTGR de 1.000 MW (e), com ciclo de combustível de "baixo enriquecimento" (ciclo do Urânio), foram as seguintes (72):

Tabela XXX

Propriedades Físicas de um "Core" de HTGR para 1.000 MW (e)
(Baixo Enriquecimento)

| | |
|---------------------------------|------|
| Core Volume, m ³ | 322 |
| Thermal Power, Mw | 2460 |
| Power Density, w/cc | 7.6 |
| Thermal Efficiency, % | 40.6 |
| Load Factor, % | 80 |
| Total Leakage/Source Neutron, % | 4 |

Baseado nesses dados foram, então, estudados os diversos parâmetros importantes do ciclo de combustível. Nas Figs. 47, 48 e 49 (páginas seguintes) estão mostrados os valores dos enriquecimentos (inicial e final) de cada uma dessas "Phases" consideradas, e na Fig. 50 se mostra os valores da "Razão de Conversão" respectivas (73).

O tipo de combustível a ser empregado no "HTR-650 MW" do "Project Dragon" é, no entanto, diferente daqueles que foram considerados nesse estudo. Consta ele também de um prisma hexagonal (veja-se Fig. 16, Cap. II), mas com perfurações de direção axial, com cerca de 6,5 cm de diâmetro, que funcionam como "canal" e que servem para posicionar as "barras" - aqui chamadas de "pins", ou varetas - de combustível; estas "varetas podem apresentar três desenhos (74):

- "Hollow Type"
- "Teledial Type"
- "Tubular Type"

Para efeito de comparação, entretanto, consideraremos, somente, os dois primeiros tipos: "Hollow" e "Teledial", que serão comparados com os três tipos considerados: "Phase I", "Phase II" e "Phase III".

Com base, pois, em tudo isso e com os resultados dos estudos feitos pelo já citado "Dragon Project Group" (75), é possível comparar-se todos esses resultados; essa comparação está sumarizada nos gráficos das Figs. 51 e 52 (vide páginas seguintes), que se referem, respectivamente, à variação do enriquecimento inicial em função da variação da razão C/U, e à variação da Razão de Conversão, em função dessa mesma razão C/U.

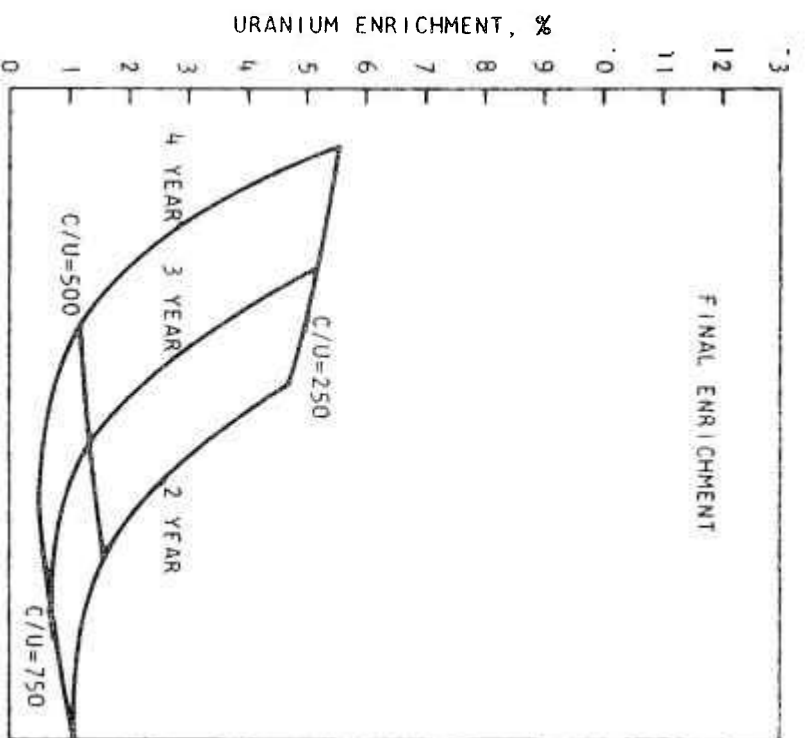
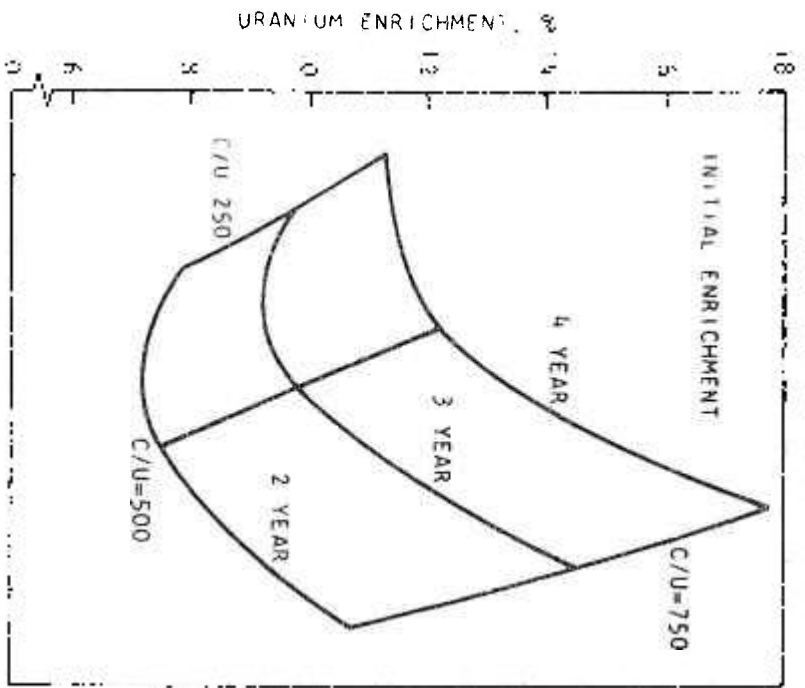


Fig. 47 - Valores dos Enriquecimentos Inicial e Final, para a "Phase I"

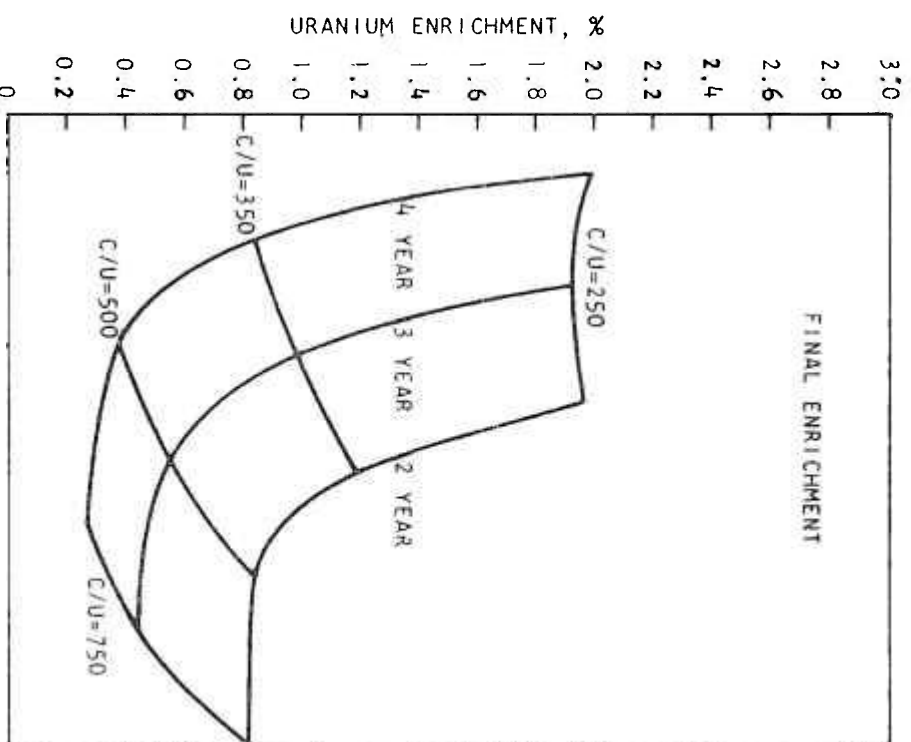
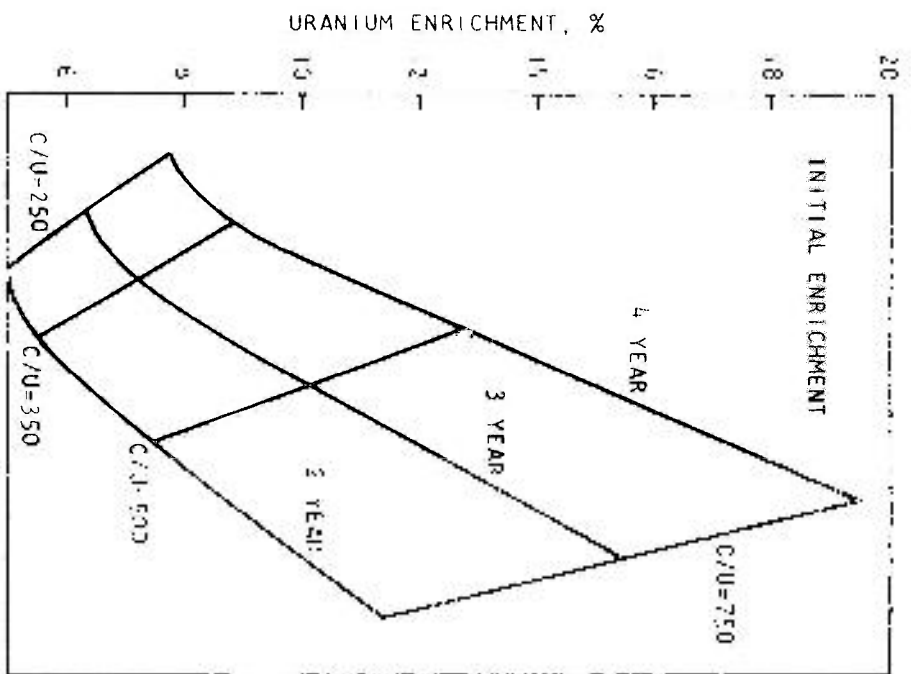


Fig 43 - Valores dos Enriquecimentos Inicial e Final, para a "Phase I."

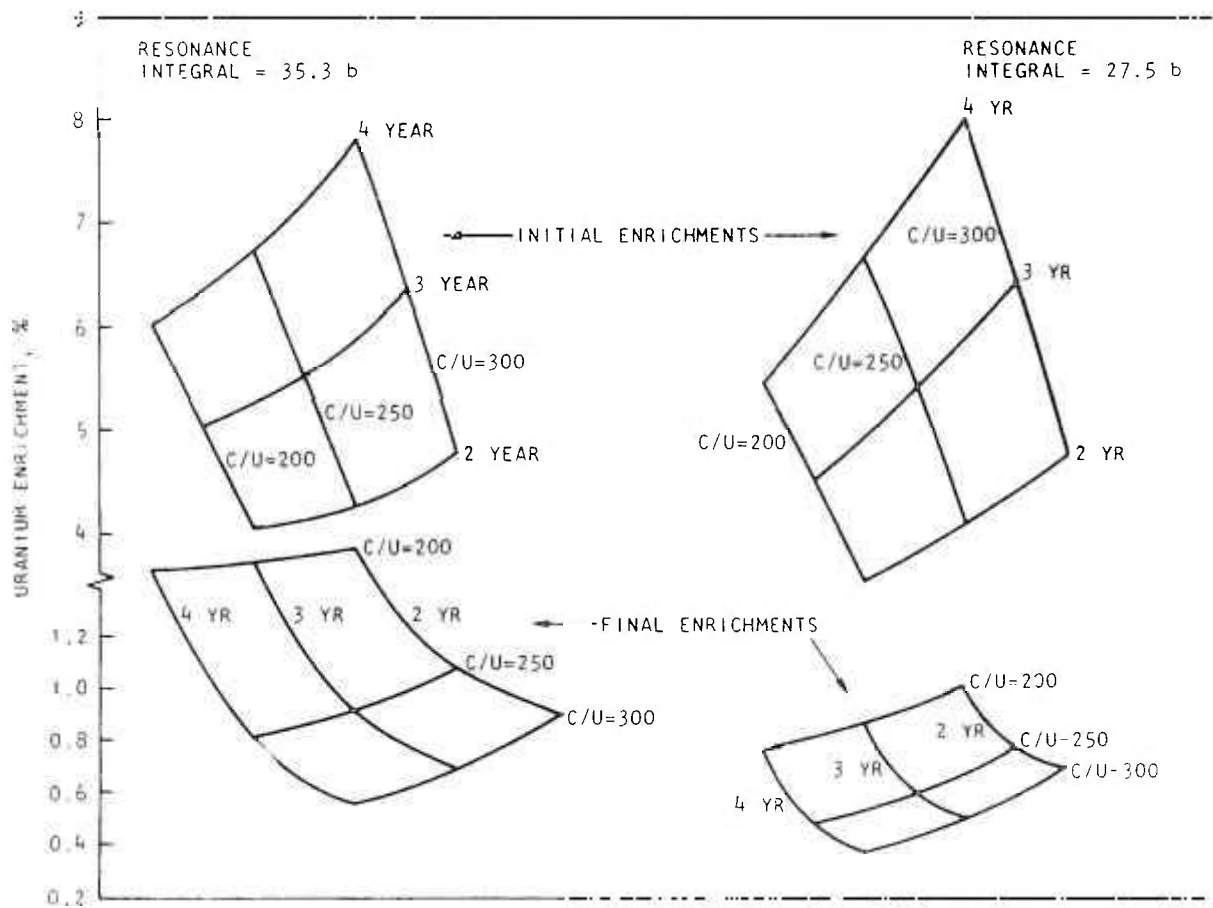


Fig. 49 - Valores dos Enriquecimentos - Inicial e Final - para a "Phase III"

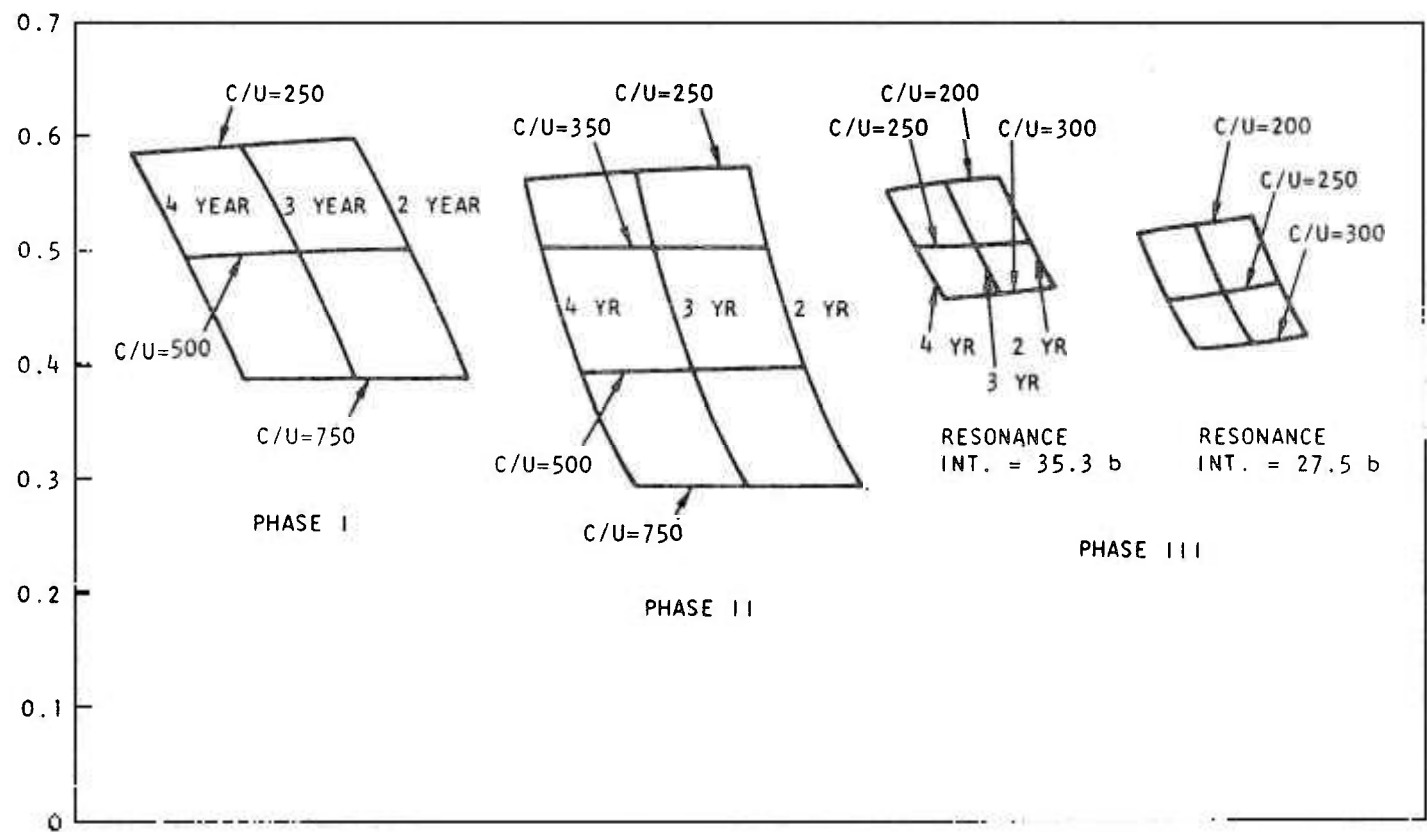


Fig. 50 - Valores da "Razão de Conversão" para as "Phase I", "Phase II" e "Phase III"

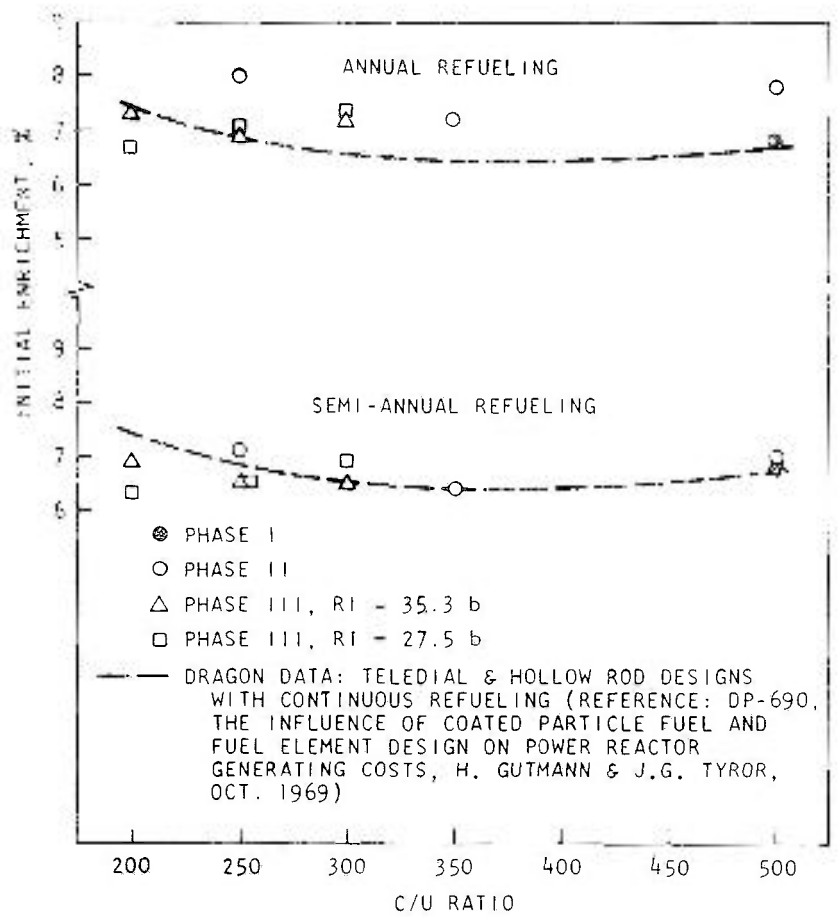


Fig. 51 - Variação do Enriquecimento Inicial com a Razão C/U

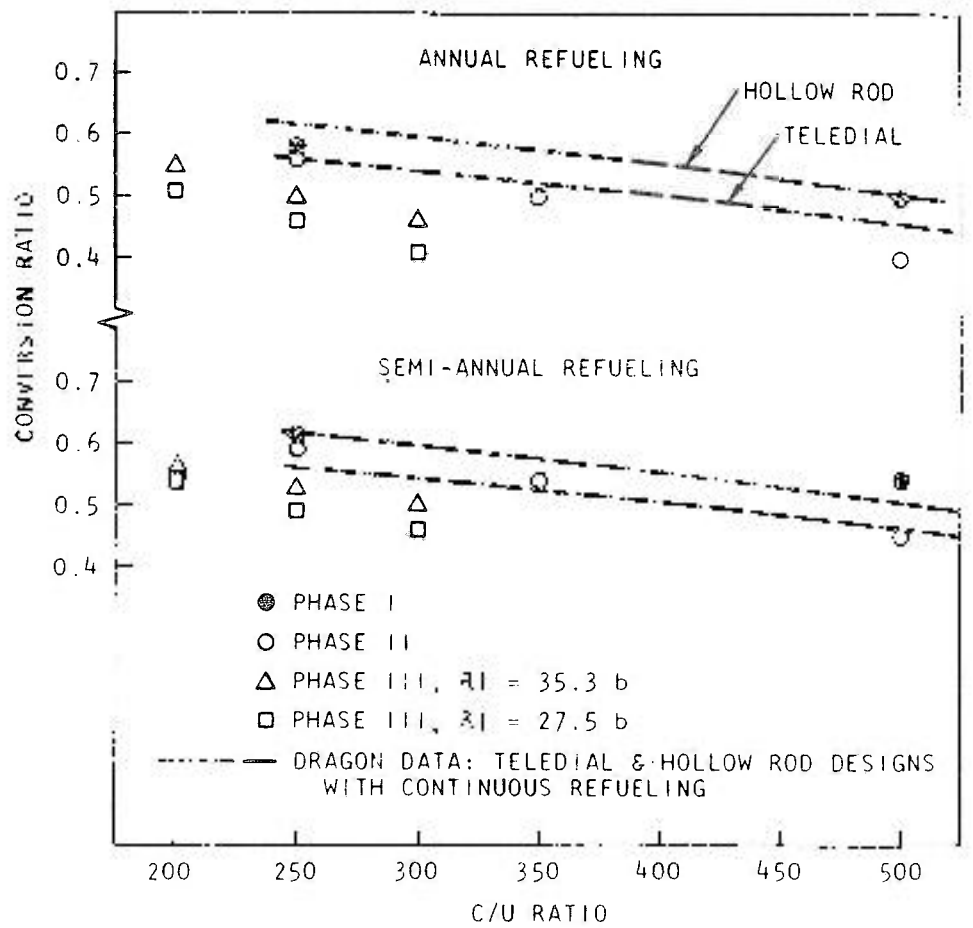


Fig. 52 - Variação da "Razão de Conversão", em função da Razão C/U

b) - **Análise dos Resultados**

Vamos fazer uma rápida análise desses dados, considerando-se, inicialmente, um valor baixo para a razão C/U. Nesse caso, um valor também baixo para a Integral de Ressonância, IR resultará em uma baixa Razão de Conversão RC, exigindo um enriquecimento da ordem de 7% para se obter um "burnup" de 80.000 MWd/t. Por outro lado, um valor alto para a "IR" necessita, aparentemente, a mesma taxa de enriquecimento, ou seja, 7%, uma vez que o efeito da conseqüente Razão de Conversão alta é compensado, no fim do ciclo, pelo aumento da razão de captura por ressonância.

Se, porém, a razão C/U crescer, a Razão de Conversão diminue, obviamente; entretanto, a captura por ressonância no fim do ciclo também diminue, de tal forma que, ainda aqui, torna-se necessário a mesma taxa de enriquecimento (7%).

Outro modo de se comparar esses resultados seria supor-se uma "fast fluence" constante e um Tempo de Residência do Combustível também constante. Na Tabela XXXI são mostrados alguns dados comparativos, para o caso particular de uma razão C/U = 250 e para 3 e 4 anos de "Fuel Lifetime", ou Tempo de Residência do Combustível; isto corresponderá a termos uma "fast fluence" média da ordem de:

$$5,5 \text{ ou } 4,1 \times 10^{21} \text{ nvt (E > 0,18 MeV)}$$

respectivamente para os dois casos de FRT = 4 anos e FRT = 3 anos.

Quer o enriquecimento final, como a descarga de Plutônio, são muito sensíveis à variação da Integral de Ressonância. Um enriquecimento baixo é, pois, importante para minimizar o enriquecimento médio ao longo do ciclo e, conseqüentemente, o respectivo inventário de material físsil. Contudo, muito mais importante será a carga média de Plutônio no reator e o seu efeito sobre o inventário de carga. Por outro lado, um alto valor para a Integral de Ressonância resultará em uma alta carga de Plutônio, por duas razões:

- 1º - o enriquecimento inicial deve ser grande, para compensar a alta taxa de captura do U-238, aumentando, assim, a probabilidade relativa de que ocorra uma fissão no U-235 e não no Plutônio. Isso, obviamente, tenderá a aumentar a carga de Plutônio no fim do ciclo;
- 2º - a alta taxa de captura do U-238 tende também, obviamente, a aumentar a carga final de Plutônio.

Como se verifica - e por razões opostas - os valores baixos para a "IR" resultarão em um baixo enriquecimento final e, mais importante ainda em um baixo valor para a carga final de Plutônio.

Tabela XXXI

Dados Físicos Comparativos - HTGR - "Low Enrichment"

Referência: C/U = 250

| Hipóteses | Integral de Ressonância (barns) | Enriquecimento Inicial (%) | Enriquecimento Final (%) | Razão de Conversão | "Age Peaking Factor" Máximo | Descarga de Plutônio Físsil por Ano (kg) |
|---------------------------------|---------------------------------|----------------------------|--------------------------|--------------------|-----------------------------|--|
| "Fuel Residence Time" de 4 Anos | | | | | | |
| Phase I | 59,2 | 11,3 | 5,5 | 0,58 | 1,03 | 187 |
| Phase II | 47,7 | 7,8 | 2,0 | 0,56 | 1,19 | 98 |
| Phase III (a) | 35,3 | 6,71 | 0,81 | 0,50 | 1,40 | 52 |
| Phase III (b) | 27,5 | 6,67 | 0,48 | 0,46 | 1,54 | 38 |
| "Fuel Residence Time" de 3 Anos | | | | | | |
| Phase I | 59,2 | 9,8 | 5,2 | 0,59 | 1,04 | 209 |
| Phase II | 47,7 | 6,4 | 1,9 | 0,57 | 1,13 | 113 |
| Phase III (a) | 35,3 | 5,51 | 0,91 | 0,51 | 1,27 | 65 |
| Phase III (b) | 27,5 | 5,41 | 0,60 | 0,46 | 1,36 | 47 |

(a) e (b) se referem às duas hipóteses sobre o valor da "IR".

Ainda dos dados da Tabela XXXI pode-se verificar que o "Age Peaking Factor" é relativamente alto quando o enriquecimento final for baixo, mesmo que o enriquecimento inicial seja somente de 5 a 6%. Esse valor alto do "Age Peaking Factor" é consequência dos valores baixos da "IR" e da Razão de Conversão".

VII - OS CICLOS DE COMBUSTÍVEL - (III) - Composição de Custos

1. Introdução

Até aqui, temos nos ocupado em definir os elementos combustíveis mais usados em reatores nucleares, os combustíveis - materiais físséis e férteis - mais empregados e os "ciclos de combustível", tudo dentro de um ponto de vista tecnológico, sem nos atermos diretamente ao aspecto econômico. No entanto, este aspecto é de capital importância uma vez que a energia elétrica de base nuclear só poderá ser uma boa fonte de energia se for competitiva com as demais fontes convencionais de produção de energia elétrica.

São vários os fatores que contribuem para a formação desse "custo de energia elétrica de base nuclear", como se verá no capítulo seguinte, e, dentre esses fatores, o "custo do ciclo do combustível" e, possivelmente, o elemento chave na obtenção de baixos custos de produção de energia; da judiciosa escolha do "ciclo de combustível" e da determinação precisa de seu custo muito vai depender a competitividade ou não da instalação de uma "Central Nuclear", quer em comparação com centrais elétricas convencionais quer, mesmo, entre centrais nucleares usando diferentes tipos de reatores nucleares.

Neste Capítulo, dedicar-nos-emos à análise desses ciclos de combustível, dos fatores econômicos que nele influem e como determinar o seu custo.

2. Os Ciclos de Combustível

As diversas operações que sofre o combustível nuclear, desde a mineração do seu produto bruto, fabricação do elemento combustível, irradiação no reator, reprocessamento, até a reciclagem - quando prevista - ou a estocagem dos produtos finais (Plutônio, U-233) para ulterior utilização, já foram analisadas anteriormente, e estão sumarizadas na Figura 37, do Capítulo V. Vamos aqui analisar esse "ciclo de operações" com maior detalhe, do ponto de vista econômico, inclusive, expandindo esse diagrama.

a) - O Ciclo Geral do Combustível Nuclear

Em linhas gerais, o combustível nuclear passa por diversas fases de transformação, que podem ser assim resumidas:

1. Mineração

que inclui a retirada do minério (black oxide), moagem, concentração, lixiviação, etc., até a obtenção do denominada "Yellow Cake";

2. Conversão

do U_3O_8 em UF_6 , preparando-o para a fase seguinte;

3. Enriquecimento

na qual o U-235 é concentrado - sob a forma de UF_6 - na proporção (enriquecimento) desejado; disso resultam dois produtos finais: o Urânio enriquecido, no enriquecimento requerido, e o Urânio empobrecido (depleted Uranium), com um teor de U-235 menor do que o U-natural, em geral com somente 0,2% de U-235;

4. Fabricação

em que, em geral, está incluída a reconversão do UF_6 , ou em UO_2 ou em UC_2 (casos mais gerais), com a fabricação do elemento combustível, na forma física e geométrica e composição adotadas pelo projeto;

5. Utilização ou "Queima" no Reator

ou seja, a **participação ativa** do combustível no ciclo econômico, com a produção de energia térmica no reator, convertida, após, em energia elétrica;

6. Reprocessamento

nesta compreendidas as fases de "decaimento", transporte, reprocessamento propriamente dito, recuperação do material físsil não "queimado", etc.;

7. Estocagem, Venda ou Re-Utilização

isto é, a estocagem, ou a venda, ou a "reciclagem" dos produtos finais úteis, como o U-235 residual (com enriquecimento menor, obviamente), o Plutônio, o U-233, etc., além de uma série de radioisótopos de aplicabilidade comercial.

Estas fases estão coordenadas no diagrama da Fig. 53 da página seguinte, que registra alguns valores percentuais e vai até a fase de "Fabricação", inclusive; os dados ali registrados se referem ao **consumo médio anual** de um reator do tipo PWR e para a produção de 1000 MW (e), usando elementos combustíveis típicos desses reatores, com um enriquecimento de 3% (76):

Na Fig. 54 (página seguinte) estão mostradas, com maior detalhe, as diversas fases de desenvolvimento do combustível propriamente dito, ou seja, o "ciclo do elemento combustível". Este diagrama dá a sequência das diversas fases percorridas pelo elemento combustível, ao longo do denominado "ciclo de desenvolvimento do elemento combustível" (77).

Entretanto, há uma série de operações "colaterais", que se desenvolvem paralelamente às fases que o elemento combustível percorre, como se fossem "fases adicionais". Com efeito, os estudos dos "ciclos de combustível", as pesquisas sobre a performance do elemento combustível, o estudo dessa performance e os posteriores melhoramentos no "elemento combustível" em si, são, também, "fases" do "ciclo de combustível". Assim, na Fig. 55, está mostrado um outro diagrama, mais completo, com todas essas fases adicionais (78).

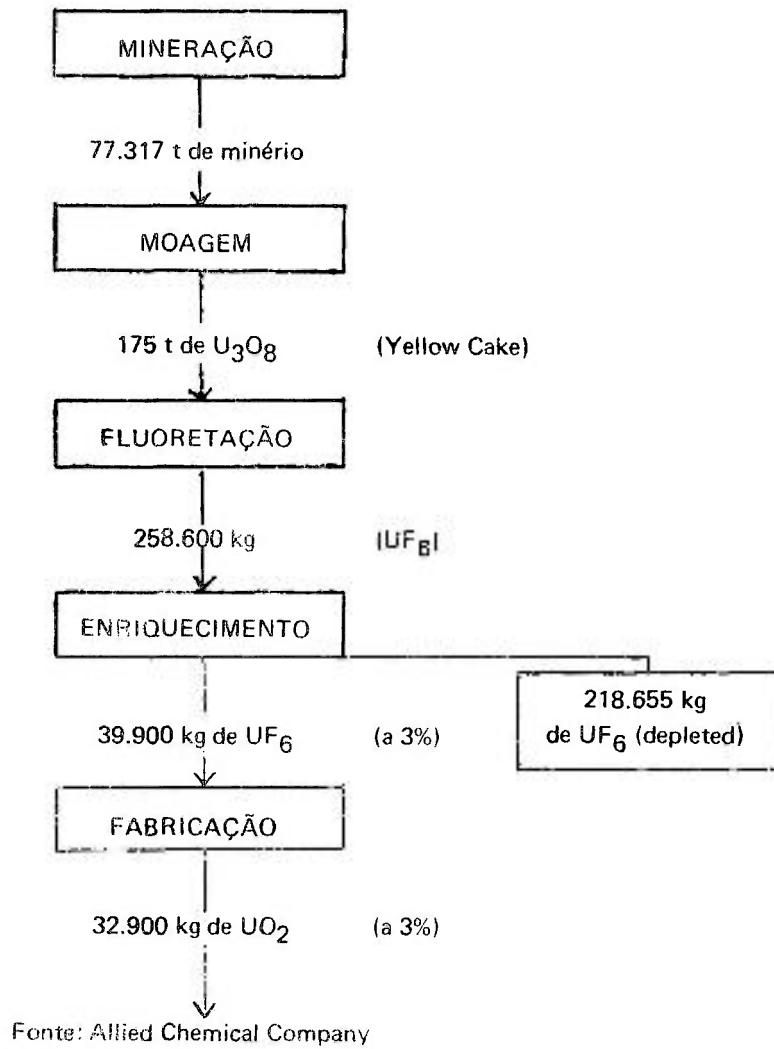


Fig. 53 - Valores percentuais referentes a um PWR - 1000 MW (e)

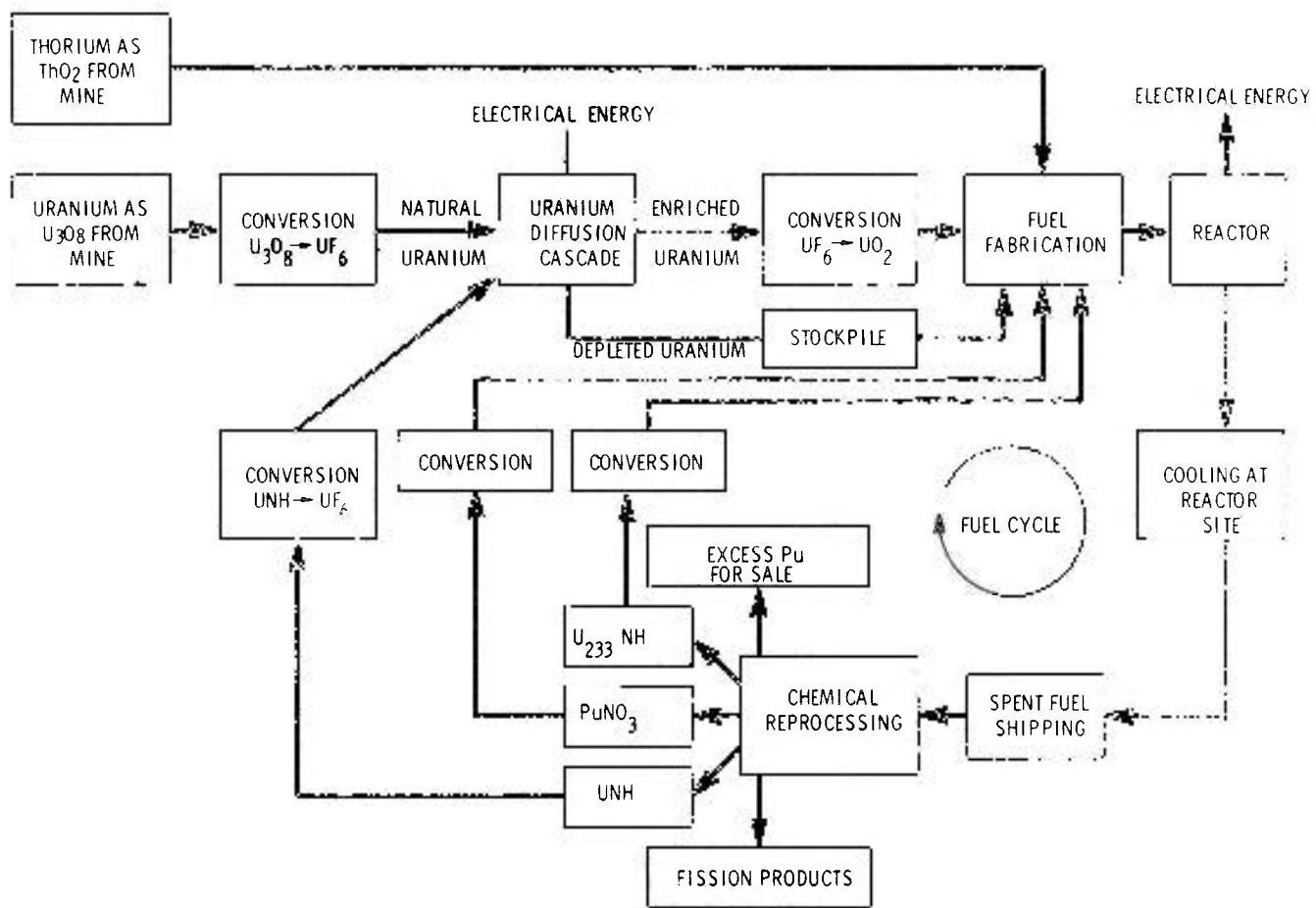


Fig. 54 - Ciclo do Combustível Nuclear

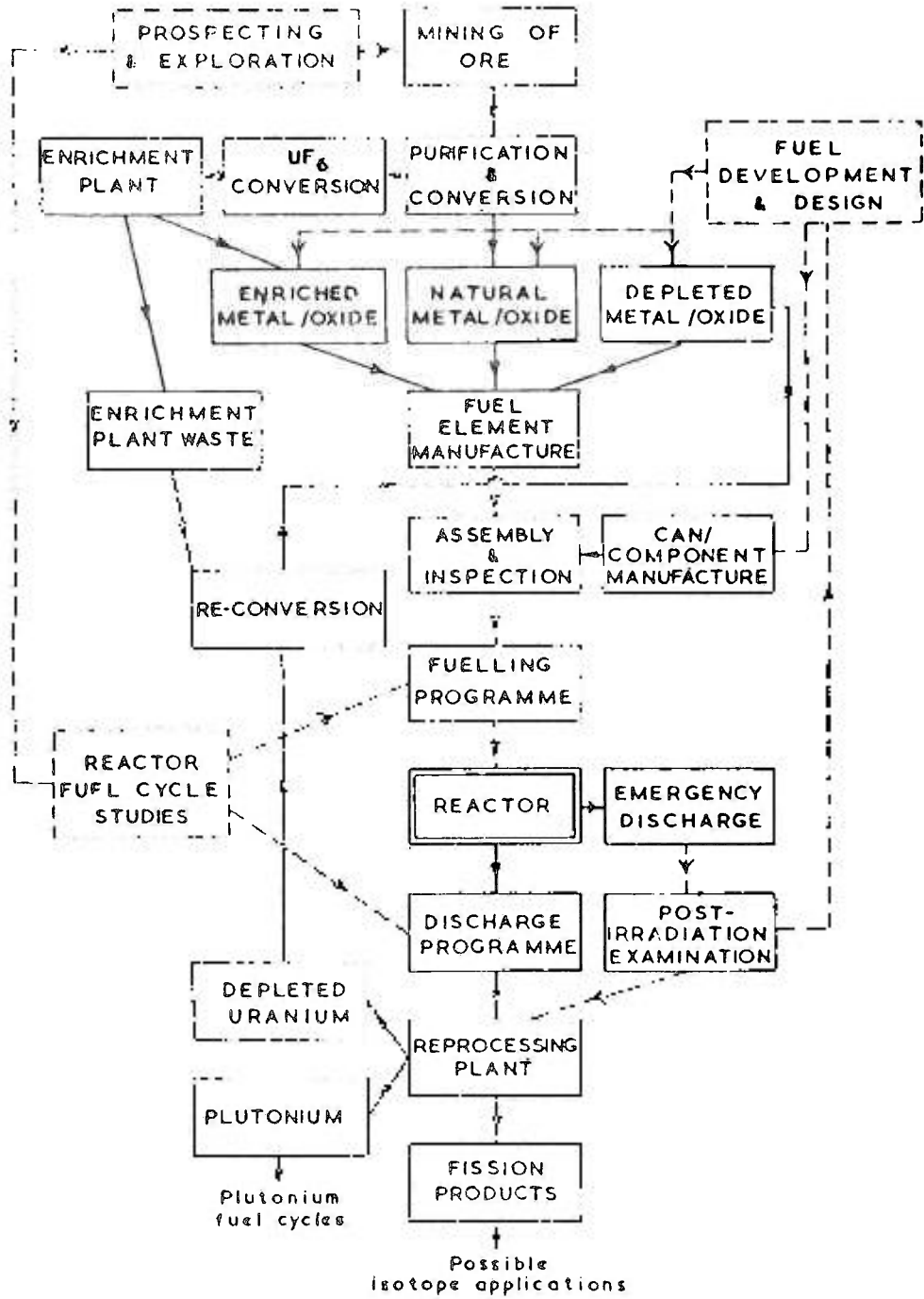


Fig. 55 - Diagrama das Fases do "Ciclo de Combustível"

b) - Os "Ciclos de Combustível" Referidos a "Tipos de Reatores"

Até aqui, as fases referentes aos ciclos de combustível, mostradas nos gráficos anteriores, representam operações genéricas, comuns a quase que à totalidade dos reatores nucleares. Há, entretanto, necessidade de se conhecer a distribuição dessas fases, embora de maneira sucinta, para os mais importantes tipos de reatores nucleares.

Assim é que, apesar de essas "fases" serem quase que as mesmas, há algumas diferenças que devem ser acentuadas; por exemplo, o ciclo simples, sem reciclagem, apresenta um aspecto, enquanto que o ciclo "com reciclagem" é algo diferente. Ademais, há tipos de reatores cujas fases percorridas pelo combustível são também diferentes daquelas percorridas pelo elemento combustível de outro tipo de reator. Sem dúvida, o procedimento é complexo - desde a mineração até o reprocessamento - mas um diagrama simplificado desses ciclos particulares servirá para dar uma idéia mais nítida do que ocorre. Tudo o que se segue referir-se-á a um reator típico de cada linha, projetado para a produção de 1.000 MW (e), a fim de tornar os diagramas um pouco mais comparativos.

1 - O Ciclo do "PWR"

No caso, por exemplo, do PWR, duas hipóteses podem ser feitas:

- 1a. sem reciclagem do Plutônio produzido;
- 2a. com reciclagem do Plutônio (*)

No caso de ciclo "sem reciclagem do Plutônio", no PWR, o diagrama de seqüência de fases é o seguinte (79):

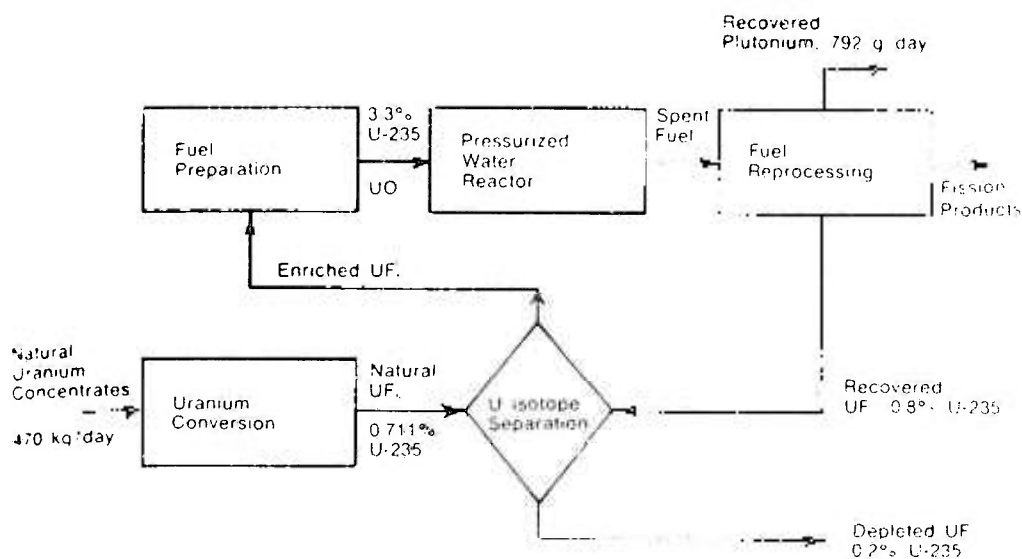


Fig. 56 - "Ciclo do PWR", sem Reciclagem do Plutônio

* - Até hoje, não foi adotado - pelo menos em escala comercial - o ciclo com reciclagem.

Para o mesmo PWR, mas considerando-se a "reciclagem" do Plutônio, o diagrama de seqüência de fases é o seguinte (80):

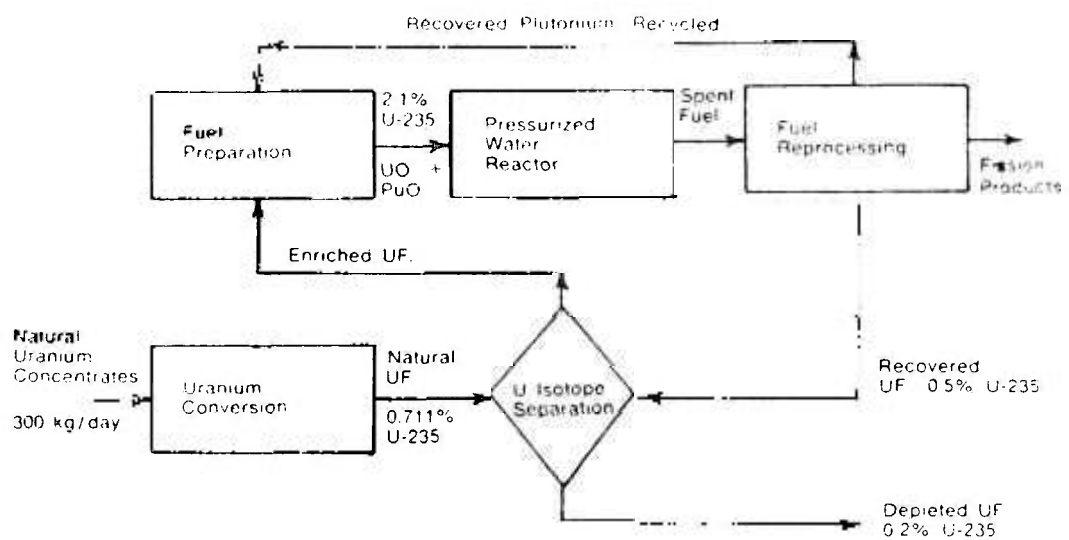


Fig. 57 - "Ciclo do PWR", com Reciclagem do Plutônio

II - O Ciclo do "HTGR"

Para o HTGR, que é o que mais de perto nos interessa aqui apreciar, o diagrama de seqüência de fases é o mostrado na Fig. 58 (81):

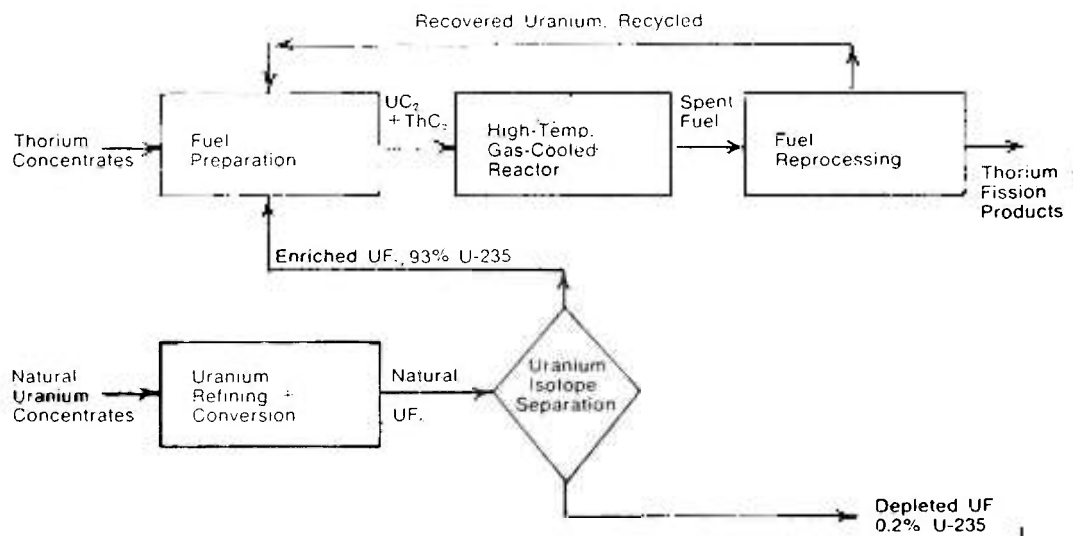


Fig. 58 - "Ciclo do HTGR" com Reciclagem do U-235

No diagrama da Fig. 58 está prevista a reciclagem do U-235 residual no próprio HTGR, após o reprocessamento do elemento combustível. É de se notar que o HTGR, como se viu, utiliza o Urânio totalmente enriquecido (93%) e, na sua descarga, o U-235 sai com um enriquecimento médio de 29% (82); com efeito, na Tabela XXXII abaixo, pode-se ver a composição do Urânio descarregado (típico) do HTGR:

Tabela XXXII

Composição do Urânio Descarregado do HTGR

| Material | Original Composition Per Kg of Feed | Composition After 4 Years Exposure Per Original Kg of Feed | Composition After 8 Years Exposure Per Original Kg of Feed |
|----------------------|-------------------------------------|--|--|
| U-234, gm | 10 | 5 | 2 |
| U-235, gm | 930 | 75 | 7 |
| U-236, gm | 2 | 133 | 118 |
| U-238, gm | 58 | 49 | 36 |
| U-235, enrichment, % | 93.0 | 29 | 9.8 |

Assim, para o caso do HTGR, talvez seja mais interessante vender o U-235, com o enriquecimento que apresenta ele na descarga, para utilização em outros tipos de reatores, do que re-enriquecê-lo para reciclagem no próprio HTGR.

No diagrama da Fig. 59 está mostrado, com outro aspecto, o ciclo comum do HTGR (U-235/Th-232/U-233), com reciclagem e sem reciclagem, quer do U-233 produzido quer do U-235 residual; este último, no entanto, deve ser preferentemente vendido ou, se reciclado, uma só vez (83):

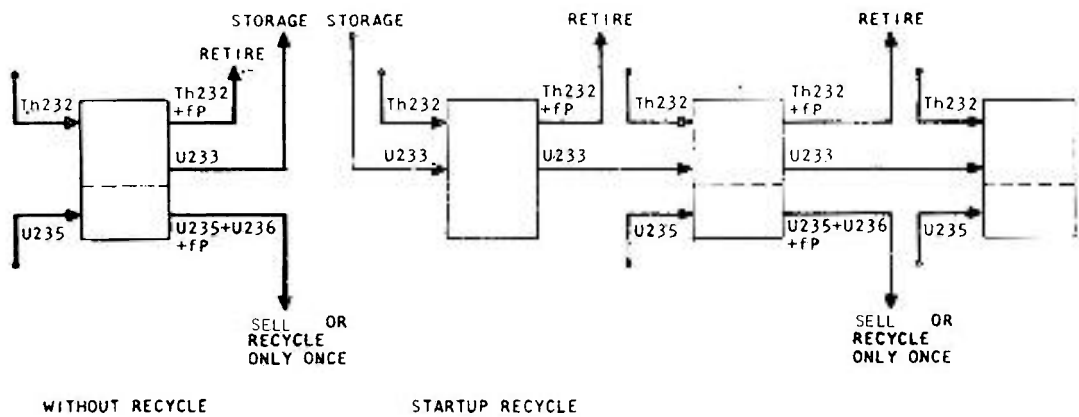


Fig. 59 - O Ciclo "U-235/Th-232/U-233" do HTGR, com e sem Reciclagem

III - O Ciclo do MSBR (Molten Salt Breeder Reactor)

O "Molten Salt Breeder Reactor - MSBR" é outro reator típico, que usa o "Ciclo do Tório" é que é um "breeder térmico", talvez o único possível em condições econômicas aceitáveis. O seu combustível é constituído de "sais fundidos" e o reprocessamento é "sui generis", uma vez que a separação é feita na própria "Central Nuclear" (in-plant reprocessing). A seqüência de fases está mostrada no diagrama da Fig. 60 (84):

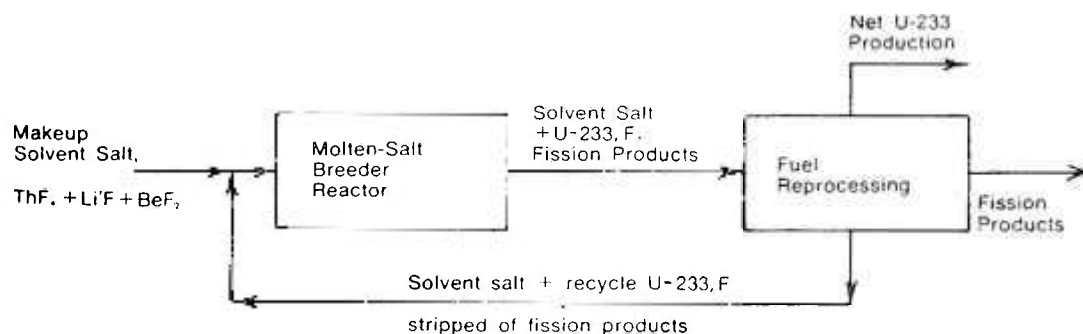


Fig. 60 - Ciclo do "MSBR"

IV - O "Fast Breeder Reactor"

Para o "Fast Breeder", o diagrama do ciclo de combustível também sofre algumas modificações, uma vez que aqui há a possibilidade da "reciclagem" do Urânio (empobrecido) e do Plutônio produzido (*). O diagrama das "fases do ciclo de combustível" está mostrado na Fig. 61 (85):

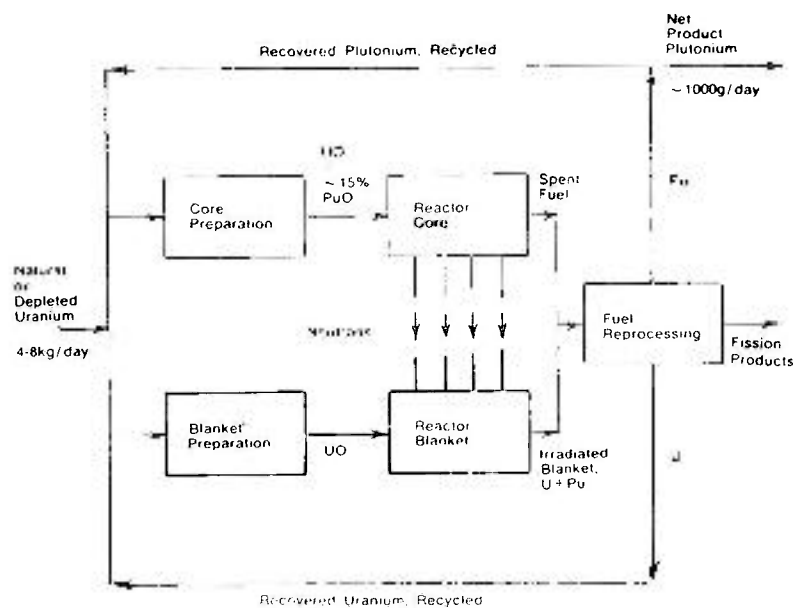


Fig. 61 - O Ciclo do Combustível do "Fast Breeder"

1*) Essa particularidade, obviamente, ocorre também no HTGR, com a reciclagem do Th-232 ; só que aqui com maiores dificuldades técnicas.

3 Os Custos Unitários

É muito difícil se determinar valores básicos de custos unitários, uma vez que esses custos sofrem flutuações, quer periódicas quer de um país para outro, para atualizações, por razões de inflação, etc.. Ademais, há custos (de fabricação, por exemplo) que variam sensivelmente de um para outro tipo de reator e, mesmo, para um determinado tipo de reator, poderá haver configurações geométricas diferentes para esses elementos combustíveis que concorrem para a variação de seu custo, tudo dependendo não do custo intrínseco do combustível, mas de sua performance no reator.

Alguns custos básicos, no entanto, podem ser analisados e apontados, uma vez que não sofrem variações tão acentuadas ou apresentam uma velocidade de variação muito pequena. Outros custos, ainda, são fixados por leis ou acordos internacionais, que limitam a sua faixa de variação, ou constituem, praticamente, valores fixos durante muito tempo; é o caso do denominado "Yellow Cake", por exemplo, cujo custo - fixado pela USAEC - é, desde há muito, de US\$ 8,00/libra de U_3O_8 .

Os "custos unitários" mais importantes se referem aos itens que se estudará a seguir, cada um deles englobando uma série de operações.

a) - Custo do "Yellow Cake"

O custo do denominado "Yellow Cake", determinado pela USAEC, é, desde há muito, de US\$ 8,00/libra de U_3O_8 (*). Esse custo engloba todas as operações, desde a mineração até a produção final do "Yellow Cake". É o primeiro "custo unitário" a considerar em qualquer estudo de combustível. O "Yellow Cake" contém, normalmente, uma percentagem de U_3O_8 que varia de 70 até 90%.

b) - Custo da Conversão ou Fluoretação

Esta operação, como já foi descrita antes (Cap.IV), compreende a transformação do U_3O_8 em UF_6 , para a operação de "Enriquecimento". Em geral, essa operação, hoje em dia, é processada nos Estados Unidos por uma só empresa; o custo médio dessa operação é considerado ser de US\$ 2,70/Kg de Urânio.

(*) - Segundo a opinião dos mineradores de Urânio nos Estados Unidos, debatida no "Atomic Industrial Forum", dezembro de 1969, em San Francisco, Califórnia, o aumento de US\$1,00/libra de U_3O_8 corresponderia a se triplicar as reservas disponíveis de Urânio dos Estados Unidos e, possivelmente, de todo o mundo ocidental. A opinião da USAEC, entretanto, e que esse aumento importará em um encarecimento do custo da energia produzida, de base nuclear, que ainda não é prudente suscitar, dada a pequena margem de competitividade que existe, ainda, entre a energia nuclear e a energia térmica convencional. Melhor será aguardar-se um maior desenvolvimento, com redução de custos, para, então, reajustar-se o preço estabelecido para o "Yellow Cake".

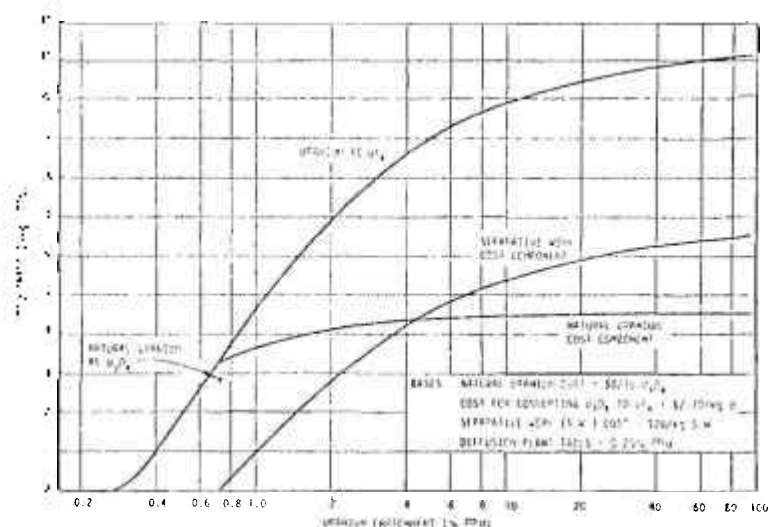
c) - Custo do Enriquecimento

É uma das operações mais complexas e dispendiosas no tratamento do Urânio; seu custo é afetado por três principais fatores, que são:

- 1º - o "tail" ou teor de U-235 no Urânio empobrecido resultante (restos), que é hoje estabelecido ser de 0,2% de U-235 no produto final;
- 2º - o teor de enriquecimento necessário, ou seja, a quantidade de U-235, em peso, no produto final (desde 0,7% no U-natural até 93% no denominado Urânio totalmente enriquecido);
- 3º - quantidade e custo dos "Separative Work Units" (SWU) necessários para a obtenção do U-235 no enriquecimento ou teor requerido. O custo de cada "SWU" era de US\$ 26,00; hoje em dia, está estabelecido em US\$ 32,00 (*).

Do jogo desses fatores - principalmente do segundo, que determina o terceiro e é, em parte, determinado pelo primeiro - resulta, então, o custo do U-235 no grau de enriquecimento necessário.

O gráfico da Fig. 62 mostra a variação do preço do U-235 em função do enriquecimento e como variam os diversos custos componentes desse enriquecimento, tomando-se ainda por base o valor de US\$ 26,00 para o "SWU" e o "tail" de 0,2% (86):



(*) - O custo do "Separative Work Units" (SWU) foi aumentado em agosto de 1972, para US\$ 38,50, que vigorara 180 dias após (março de 1973)

Como dado para cálculos, a Tabela XXXIII mostra as necessidades em Urânio natural, para a produção de Urânio enriquecido, para diversos graus de enriquecimento, além das "SWU" (Separative Work Units) correspondentes, para um "tail" de 0,253%:

Tabela XXXIII

"Uranium Feed and Separative Work Units for Various Enrichments (0.253 Tails)"

| Enrichment % | U Feed Kg U nat/Kg U product | Separative Work SWU/Kg U product |
|--------------|---------------------------------|-------------------------------------|
| 93 | 202.6 | 214.6 |
| 25 | 54.0 | 52.8 |
| | | |
| 3.28 | 6.61 | 4.34 |
| 2.61 | 5.15 | 3.03 |
| 0.90 | 1.41 | 0.19 |
| 0.71 | 1.00 | 0.00 |
| 0.40 | 0.32 | - 0.13 |

Ainda como dado informativo, a Tabela XXXIV mostrada a seguir indica alguns valores do U-235 para determinados graus de enriquecimento (*):

Tabela XXXIV

Valores do U-235 para Diversos Graus de Enriquecimento

| Enriquecimento (%) | Custo do U-235 (US\$/g) |
|--------------------|-------------------------|
| 0,71 | 2,92 |
| 3,00 | 8,02 |
| 4,00 | 8,62 |
| 5,00 | 9,01 |
| 6,00 | 9,29 |
| 10,00 | 9,92 |
| 93,00 | 11,17 |

d) - Custos de Fabricação

O "Custo de Fabricação" representa o item mais importante do custo do ciclo de combustível, consumindo cerca de 40% desse custo. Constitue-se ele de:

- custos diretos
- custos indiretos

Os custos diretos incluem, normalmente, como já se adiantou, as operações de conversão (UF_6 em UO_2 ou UC_2), transporte, além da fabricação propriamente dita. Os custos indiretos se referem aos custos de materiais, mão de obra e de testes, destrutivos ou não destrutivos.

É um pouco difícil - se não mesmo impossível - estabelecer-se custos unitários aqui, dada a diversidade de formas geométricas apresentadas, teores de enriquecimento, tipos físicos de elementos combustíveis (barras, microesferas, etc), etc. Por exemplo, os custos unitários de elementos combustíveis para os reatores do tipo LWR (PWR e BWR) variam, grosso modo, entre US\$ 70,00 - US\$ 100,00/ $Kg_m U$ (87), enquanto que os do HTGR (GGA) variam no entorno de US\$ 400,00 / $Kg_m U$.

Os custos diretos de fabricação se compõem de:

1. Custos de capital (uso das instalações);
2. Custos de operação
3. Custos de ferramental (Hardware costs)

Esses custos são calculados por meio da seguinte equação (88):

$$Y_{c,o,h} = AX^B + C \quad (a)$$

onde:

$Y_{c,o,h}$ = Custos de Capital (c), Custos de Operação (o), ou Custos de ferramental (h, de "hardware");

X = rateio geral da produção da fábrica, em kg_m /dia (tomada por base a produção anual);

A,B,C = constantes, dadas na Tabela XXXV seguinte, para o caso do PWR e do HTGR.

Tabela XXXV

Constantes do Custo de Fabricação

| Tipo do Reator | Fabrication Cost | A | B | C |
|------------------------------|------------------|---------|--------|--------|
| PWR (UO_2 Fueled) | Capital | 0.1276 | 0.689 | 2.6768 |
| | Operating | 0.02258 | 0.7348 | 1.289 |
| | Hardware | 0.01181 | 0.9216 | 0.4702 |
| HTGR ($U,Th)O_2$ Fueled) | Capital | 0.0592 | 0.9096 | 8.421 |
| | Operating | 0.01119 | 0.9157 | 2.393 |
| | Hardware | 0.0304 | 0.7658 | 1.2161 |

Se a "planta de fabricação" estiver operando a uma capacidade menor do que a sua capacidade total, a fórmula (a) apresentada dará, somente, os custos relativos a "capital" (uso das instalações); se, por exemplo, ela trabalha a "capacidade média" (50%), a fórmula ficará:

$$Y_o = \left(1 + \frac{Z}{X}\right) \left[0,5(A X^B + C)\right] \quad (b)$$

e os "hardware costs" (ferramental) serão dados por:

$$Y_h = A Z^B + C \quad (c)$$

onde Z representará a real produção da fabricação, melhor dito, a real capacidade de produção da fábrica, em Kg_m /dia.

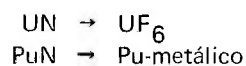
É fácil de verificar que as equações (b) e (c) se reduzem a (a) quando $Z = X$.

e) - Reprocessamento - Custos

Após o uso (burnup) e o "decaimento", o elemento combustível é então enviado para reprocessamento; essa operação já foi descrita sumariamente.

No reprocessamento, após a remoção do "cladding" e separados o Urânio residual, o Plutônio (ou o U-233) e os demais produtos de fissão, procede-se à operação de aproveitamento dos materiais úteis.

O Urânio residual, por exemplo, e o Plutônio são convertidos em Nitratos: o Nitrato de Urânio (UN) e o Nitrato de Plutônio (PuN), que, após, são reconvertidos em:



sendo o UF_6 , em geral - com menor teor de enriquecimento, evidentemente - enviado para a "planta de enriquecimento", e o Plutônio estocado.

Os elementos combustíveis que usam o Tório - os do HTGR, por exemplo - ainda não sofrem reprocessamento, por falta de uma "planta de reprocessamento" especializada (*).

O reprocessamento é ainda uma operação que não está totalmente comercializada; nos EE.UU., por exemplo, o reprocessamento é, em geral, realizado em instalações da USAEC, arrendadas a empresas privadas para exploração. De um modo geral, o custo do reprocessamento, nesse caso, envolve as seguintes despesas (89):

1. Arrendamento da Planta

na base de US\$ 1.000/dia. O número de dias D é determinado pela fórmula:

(*) - para o caso do Tório e de seu produto U-233, há nos EE.UU. o denominado "Buy Back Program", que será analisado sumariamente mais adiante.

$$D = \frac{M}{R} + T \quad (d)$$

onde:

M = Massa de combustível em kg (considerada a massa processada durante todo o ano), ou seja, a massa que foi reprocessada entre 1/1 até 31/12;

R = Taxa de Reprocessamento, dependendo do enriquecimento inicial, r_1
(R = 1000 kg_m/dia, se $r_1 < 3\%$);

$$T = 2 \text{ se } \frac{M}{R} < 2$$

$$T = \frac{M}{R} \text{ se } 2 < \frac{M}{R} < 8$$

$$T = 8 \text{ se } \frac{M}{R} > 8$$

2. Conversão do UN (Nitrato de Uranila) em UF₆

na base de US\$ 5,60 kg_mU se $r < 5\%$;

na base de US\$ 32,00/kg_mU se $r > 5\%$.

3. Conversão do PuN em Pu-metálico

na base de US\$ 1,50/gm Pu.

As perdas que ocorrem durante o reprocessamento são levadas também em consideração; estas são estimadas em:

- 1% de U e de Pu, para a conversão em Nitratos;
- 0,3% para a conversão do UN em UF₆;
- 1% para a conversão do PuN em Pu-metálico.

f) - Transporte

O "transporte" é uma operação intermediária entre:

- a) - para o combustível novo: $\begin{cases} \text{Enriquecimento} \rightarrow \text{Fabricação} \\ \text{Fabricação} \rightarrow \text{Central Nuclear} \end{cases}$
- b) - para o "spent fuel": Central Nuclear \rightarrow Usina de Reprocessamento
- c) - para os produtos re-utilizáveis: Usina de Reprocessamento \rightarrow Enriquecimento

Os primeiro e terceiro tipos de transporte não apresentam grandes dificuldades, nem representam grande despesa, uma vez que a "taxa de radiação" é baixa; já o segundo tipo ("Spent Fuel Transportation") é uma operação delicada, pelos riscos envolvidos.

Após "decaimento", na própria "Central Nuclear" (± 100 dias), os elementos combustíveis irradiados, ainda com alta taxa de radiação, são colocados em "containers" ou "casks", de chumbo, especialmente projetados para o confinamento e transporte, de determinado tipo de elemento combustível sem grandes riscos de contaminação, até a Usina de

Reprocessamento.

Após o reprocessamento, são os produtos finais enviados para novo enriquecimento (Urânio aproveitado) ou para estocagem (Plutônio e, ou U-233 produzido) para estocagem ou para outros fins (radioisótopos de uso comercial, rejeitos, etc.).

Nos EE.UU. esses custos são estimados segundo regras e normas estabelecidas pela USAEC, as quais, segundo os casos médios, apresentam os seguintes valores:

| | |
|---|-----------------------|
| 1. da USAEC para o fabricante | US\$ 1,50/kg U |
| 2. do Fabricante para a Central Nuclear . . . | US\$ 1,50/kg U |
| 3. da Central Nuclear para Reprocessamento | US\$16,00/kg U |
| 4. do Reprocessamento para a USAEC | US\$ 1,00/kg U |
| 5. Total (médio) | <u>US\$20,00/kg U</u> |

4. Os Materiais Utilizáveis em Reciclagem

a) - Preliminares

Como já foi dito antes, o "combustível usado" dos reatores nucleares não constitui um "rejeito" propriamente; do ponto de vista econômico pode até apresentar maior valor do que o combustível "novo" - no caso, por exemplo, dos denominados "fast breeders" - pela quantidade de material fissil residual e pelos materiais físseis "bred", de ótimas características neutrônicas, como o Plutônio (ciclo do Urânio) e o Urânio-233 (ciclo do Tório).

Em face da importância desses produtos, vamos analisá-los aqui, com um pouco mais de detalhes; embora esta discussão talvez fosse mais adequada ser feita no final do Cap. IV, preferimo-la colocar aqui, por envolver "valores negativos de custo", como se verá mais adiante.

b) - O Urânio Residual

Após a sua utilização no reator (Burnup), uma parte do U-235 permanece ainda no elemento combustível, por não ter sido "queimada". No reprocessamento, esse U-235 residual, com menor teor de enriquecimento, evidentemente, é recuperado, como vimos, em forma de UN (Nitrato de Uranila) e, então, re-enviado à Usina de Enriquecimento. Normalmente, a operação de transformação do UN em UF₆ é feita na própria Usina de Reprocessamento e, assim, o produto enviado para enriquecimento já é o próprio UF₆.

Um PWR típico, por exemplo, dimensionado para a produção de 1000 MW(e) e com "Frequência de Recarregamento" anual, apresentará, por ano, no ciclo de equilíbrio, os seguintes valores médios:

| Carga (anual) | Descarga (anual) |
|--|----------------------------|
| 29.000 kg, a 3% de U-235 | 27.600 kg, a 0,9% de U-235 |
| com um consumo da ordem de 4,5%, apenas. | |

É preciso notar que, para a reciclagem, este Urânio já não apresentará as mesmas condições neutrônicas, pela presença nele do U-236.

Nas mesmas condições (1.000 MW (e) e no ciclo de equilíbrio - recarregamento anual) um HTGR apresenta os seguintes valores:

| Carga (anual) | Descarga (anual) |
|------------------------|-----------------------|
| 750 kg, a 93% de U-235 | 180 kg a 25% de U-235 |

com um consumo médio da ordem de 26%.

c) - O Plutônio Produzido

Nos PWR's e nos HTGR's a "Ciclo do Urânio", há a conversão do U-238 em Plutônio. A composição média do Plutônio descarregado pelos LWR's é a seguinte, considerando-se uma "Taxa de Irradiação" de 30.000 MWD/t:

Tabela XXXVI

Composição Média do Plutônio Descarregado pelos LWR's

| Isótopo | % |
|---------|----|
| Pu-239 | 57 |
| Pu-240 | 26 |
| Pu-241 | 13 |
| Pu-242 | 4 |

Aqui, só os isótopos ímpares é que são importantes, por serem físséis; o Pu-240, que aparece em proporção razoável (26%, em média), é considerado um "veneno", dada a sua alta seção de choque de absorção.

A descarga normal de um PWR típico, como o assinalado antes (1000 MW (e), carregamento anual e no ciclo de equilíbrio) é, em média de 195 Kg/ano de Plutônio.

O papel do Plutônio é relevante, como combustível ideal para os "fast breeders", dado o alto valor para "eta" (η) que apresenta, no espectro rápido. Já foi tentado, pelo menos experimentalmente, o seu aproveitamento nos LWR's e mesmo nos HTGR's mas não há interesse econômico nesse aproveitamento.

O HTGR a "baixo enriquecimento" trabalha, também, como vimos, no "Ciclo do Urânio", conseqüentemente produzindo Plutônio.

d) - O Valor do U-233 Produzido

d.1 - O Processamento do U-233

A produção do U-233 necessitará de instalações especiais, devido à presença do U-232 que é formado segundo a cadeia de reações seguintes:

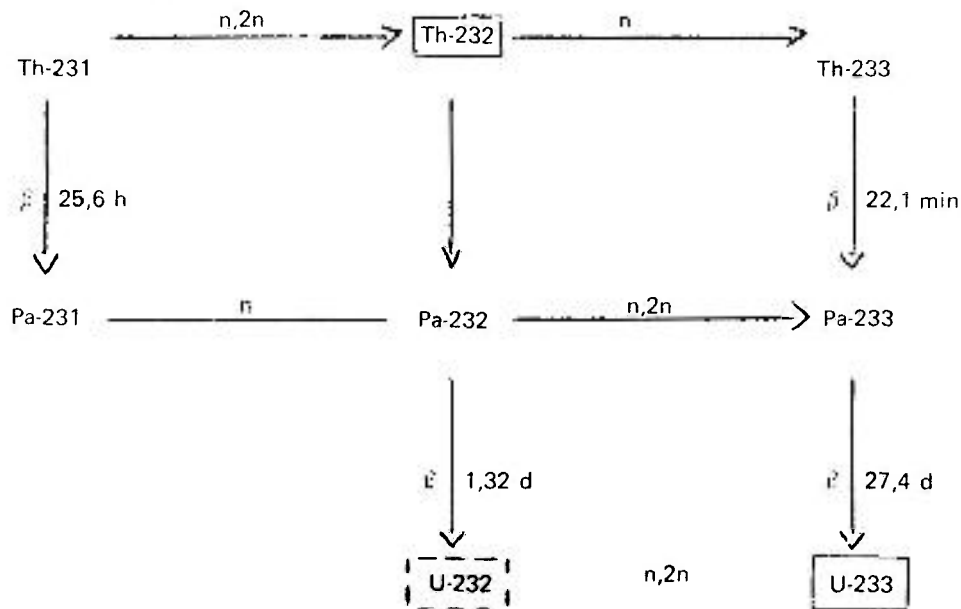


Fig. 63 - Cadeia de Crescimento do U-232

Na descarga das partículas férteis dos HTGR's, a concentração de U-232 pode atingir a 300 - 400 ppm; porém, não é só a presença do U-232 que traz dificuldades para o seu manuseio, mas - e principalmente - os produtos do seu decaimento (daughter products). A cadeia desse decaimento está mostrada no diagrama da Fig. 64.

Analisemos essa cadeia: o Bi-212, que é produzido a partir do U-232 após cinco emissões "alfa" (α) e uma emissão final "beta" (β), decai emitindo radiações gama de alta energia (0,4 - 2,1 MeV). O decaimento do Tl-208 produzirá também gamas de alta energia (2,6 MeV).

Após o processamento químico do Urânio, e por tempo limitado, o material emitirá pequena radiação gama, em virtude da longa meia-vida do U-233 (74 anos) e da do Th-228 (1,9 anos). Os produtos (daughter products) após o Th-228 têm, todos eles, meia-vida relativamente curta e, por conseqüência, a taxa de radiação crescerá gradualmente. Por isso, após 10 dias do reprocessamento, o manuseio do U-233 com luvas de proteção (glove box) é tudo o que se requer.

Mas, a partir de algumas semanas após o reprocessamento, o nível de radiação passará, no entanto, a exigir uma forte blindagem para esse manuseio. Esse é um dos maiores problemas para o processamento do U-233 e que encarecerá o seu custo, além da percentagem de U-232 que ele contiver.

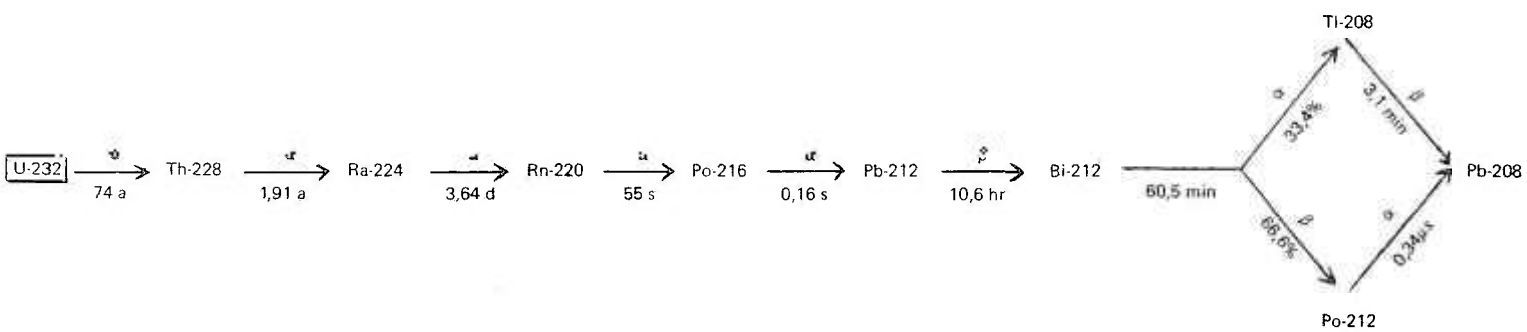


Fig. 64 - Decaimento do U-232

d.2 - O Valor do U-233

O valor do U-233 está estabelecido pela USAEC como sendo de 14/12 do valor do Urânio-235 a 90% de enriquecimento, segundo o denominado "Buy-back Program" para o U-233 (33-FR-30 e 30-FR-3886). O procedimento padrão para se calcular o valor efetivo do U-233 contido no combustível é o seguinte (90):

- 1º) - determina-se o enriquecimento equivalente do material físsil, segundo a fórmula:

$$\epsilon^1 \equiv \frac{\text{Massa do U-233} + \text{Massa do U-235}}{\text{Massa total de U}} \quad (e)$$

- 2º) - o valor do material físsil é, então, determinado mediante a hipótese de que todo o material físsil seja U-235, usando-se, para isso, as "Tabelas de Enriquecimento" de Urânio da USAEC; assim, é obtido o "Valor do Material Físsil"

$$V(\epsilon^1)$$

- 3º) - Com esse $V(\epsilon^1)$, calcula-se, então, o valor do U-233 tirado da fórmula geral do "Valor do Material Físsil" V^1 :

$$V^1 \equiv V(\epsilon^1) \left[\frac{14}{12} f(\text{U-233}) + f(\text{U-235}) \right] \quad (f)$$

na qual V^1 : representa o Valor Total do Material Físsil, e onde:

$$f(\text{U-233}) \equiv \frac{\text{Massa do U-233}}{\text{Massa do U-233} + \text{Massa do U-235}} \quad (g)$$

$$f(\text{U-235}) \equiv \frac{\text{Massa do U-235}}{\text{Massa do U-233} + \text{Massa do U-235}}$$

Como se vê, a fração de material físsil, em forma de U-233, está multiplicada pelo valor 14/12.

d.3 - O "Valor Indiferente" (Indifference Value) do U-233 no HTGR

O denominado "Valor Indiferente" (Indifference Value)(*) para o U-233, para o caso do HTGR, é um conceito que merece ser aqui definido. A USAEC estendeu, em princípio, o seu denominado "Buyback Program" para o U-233 até o final do ano de 1975, uma vez que não deverá existir até aquela data reprocessamento em escala comercial para o combustível do HTGR e, pois, poucas possibilidades para o uso do U-233 na reciclagem.

(*) - Preferimos a expressão "Valor Indiferente" à tradução literal "Valor Indiferença".

O valor de compra do U-233 produzido nos HTGR's é, então, estabelecido usando-se a mesma "Técnica da Indiferença" que é usada para a determinação do valor do Plutônio produzido pelos reatores do tipo LWR. Nessa determinação, o ônus do manuseio do U-233 e as suas características neutrônicas já são levadas em consideração. Com base em tudo isso, é determinado um valor para o U-233 tal que, quer com a sua "reciclagem" ou "não-reciclagem", **do ponto de vista econômico-financeiro**, "é indiferente" ou "vender" ou "usar o U-233 em reciclagem"; por exemplo, supondo-se a variação do "Fuel Cycle Cost" em função do "Valor do U-233", considerando-se esses valores "com reciclagem" e "sem reciclagem e venda do U-233", obter-se-á um gráfico com o seguinte aspecto:

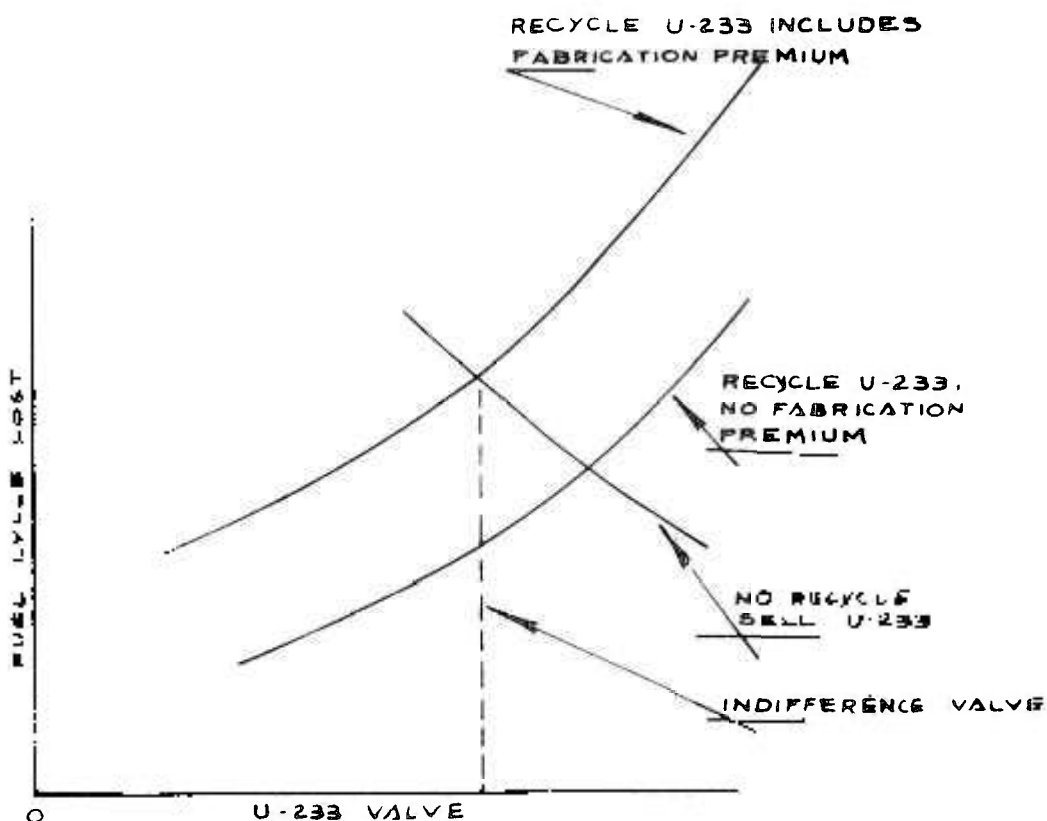


Fig. 65 - O "Indifference Value" para o U-233

O ponto "I", de intersecção das duas curvas, levado ao eixo das abscissas, dará para o U-233 o "Valor Indiferente", para o qual, **do ponto de vista econômico-financeiro**, tanto faz reciclar o U-233 como vendê-lo.

O valor de compra estabelecido pela USAEC, entretanto, é considerado como "in-reactor value", isto é, o valor do U-233 quando descarregado. A dedução devido à percentagem de U-232 que contiver o produto é calculada pela Tabela seguinte:

Tabela XXXVII

Dedução no Valor do U-233 por Existência de U-232

| Concentração do U-232 (ppm) | Dedução (\$/gm de U Total) |
|--------------------------------|-------------------------------|
| 0 | 0,40 |
| 20 | 0,60 |
| 45 | 0,80 |
| 80 | 1,00 |
| 130 | 1,20 |
| 190 | 1,40 |
| 250 | 1,50 |
| 350 | 1,60 |
| 500 | 1,70 |
| 700 | 1,80 |
| 1000 | 1,90 |
| 1500 | 2,00 |

Nota: Os valores intermediários serão determinados por interpolação linear.

O valor de dedução, determinado pela tabela acima, é então deduzido do valor do U-233 que for calculado, segundo a expressão (b) já vista.

5. As Necessidades Típicas de um HTGR-1100 (GGA)

Depois de tudo o que foi exposto, é interessante se verificar qual a necessidade média de um HTGR para 1100 MW (e), do tipo projetado pela Gulf General Atomic (USA-HTGR). Essas necessidades estão mostradas na Tabela XXXVIII seguinte (91):

Tabela XXXVIII

HTGR FUEL LOADINGS
(per segment - 4 segments)

| Item | Equilibrium Segment | |
|-----------------------------|---------------------|---------|
| | Non-Recycle | Recycle |
| Metal Charged, kg | | |
| BISO Particle | | |
| Th-232 | 8080 | 8080 |
| Recycle U-233 | — | 200 |
| Recycle U-235 | — | 20 |
| Total U Recycle | — | 300 |
| TRISO Particle | | |
| U-235 | 670 | 390 |
| Total U | 720 | 420 |
| Metal Discharged, kg | | |
| BISO Particle | | |
| Th-232 | 7470 | 7490 |
| U-233 for Recycle * | 190 | 200 |
| U-235 for Recycle | 10 | 20 |
| Total U | 240 | 330 |
| TRISO Particle | | |
| U-235 | 40 | 30 |
| Total U | 170 | 100 |
| Fissile Pu | 1,0 | 0 |

(*) - This includes the Pa-233 in addition to the U-233. Since the Pa-233 half life is only 27.4 days, its decay to U-233 will be essentially complete by the time reprocessing occurs.

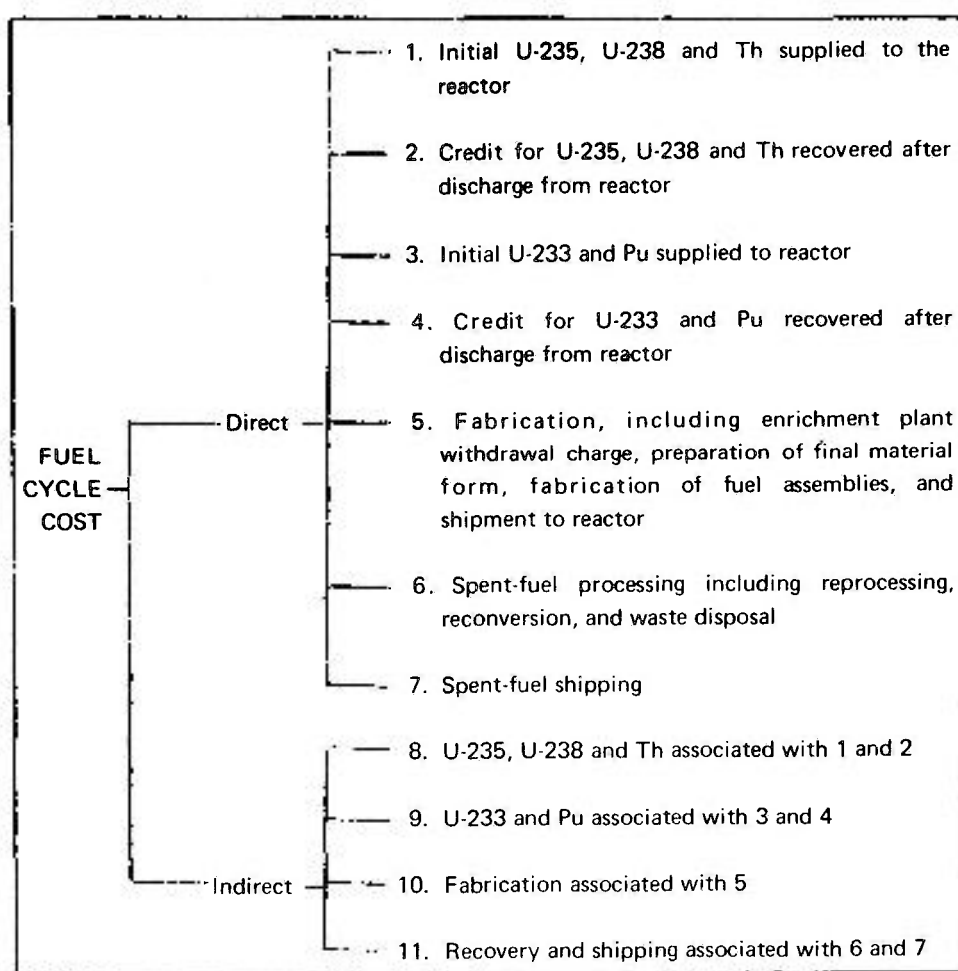
Note-se que as necessidades acima se referem a 1/4 (um quarto) do "Core", uma vez que há "quatro segmentos" nele, a serem recarregados anualmente cada um. Assim, essas necessidades, bem como as descargas, deverão ser multiplicadas por 4.

6. A Composição Geral do Custo do Ciclo de Combustível

A composição geral do custo do ciclo de combustível nuclear, segundo a orientação adotada pela USAEC, é a seguinte:

Tabela XXXIX

Composição do "Fuel Cycle Cost"



Como se pode ver, pelos dados dessa tabela, a determinação do custo do ciclo de combustível, para o caso dos reatores nucleares de potência, é uma operação complexa e que deve ser a mais minuciosa possível; com efeito, dos cuidados e da precisão do seu cálculo é que vai depender a exata determinação do "ciclo de combustível "optimum" e, conseqüentemente, a competitividade ou não de uma dada central nuclear, segundo as condições impostas: de projeto, de localização, dos parâmetros físicos previamente determinados, etc.

A determinação desse custo é influenciada por uma série de fatores; o gráfico da Fig. 66, por exemplo, mostra como se determinar o ponto "optimum" para a exposição (irradiação) do elemento combustível, em função desses fatores (92):

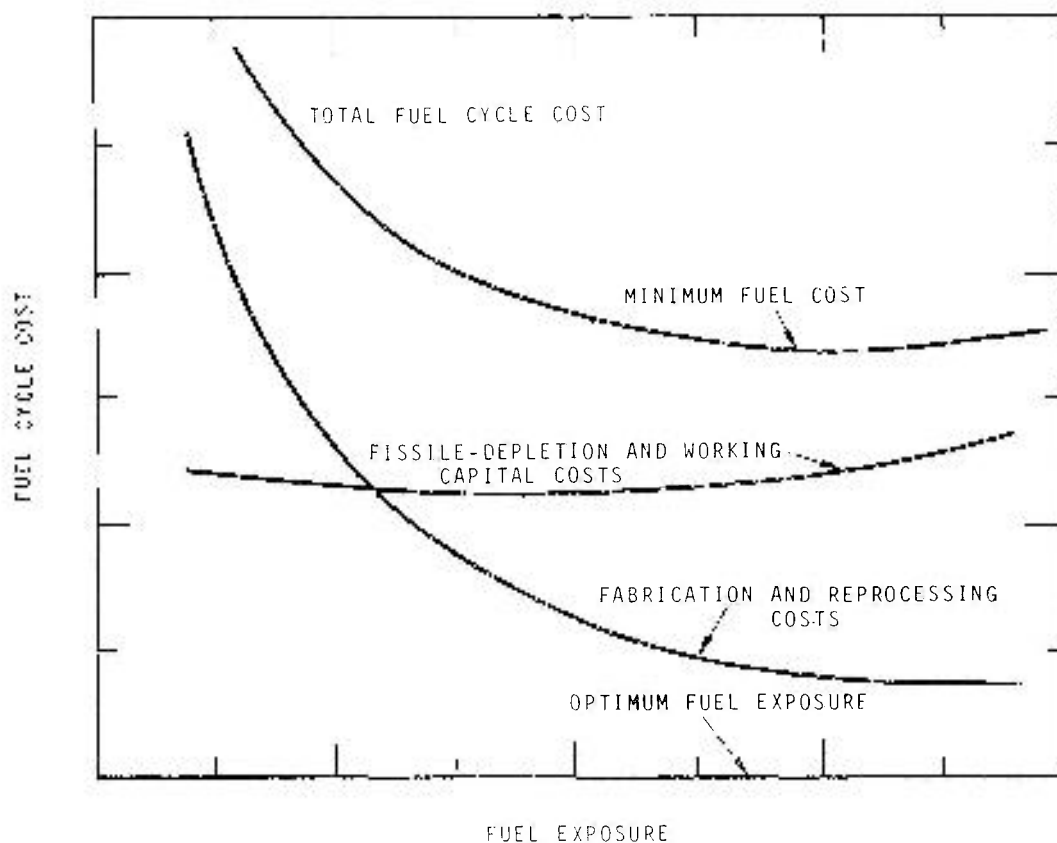


Fig. 66 - Custo do Ciclo de Combustível em Função do "Fuel Exposure"

O custo do ciclo de combustível é, pois, um dos parâmetros-chave para a determinação dos custos de produção de energia, uma vez que, pela sua flexibilidade na escolha de soluções, permite adotar-se aquela que melhor condizer com as condições particulares impostas pelo projeto, enquanto que, no caso das centrais térmicas convencionais, esse custo quase que só depende do custo do óleo (ou do carvão) e da distância entre a central térmica e as fontes de suprimento de combustível. A título de ilustração, a Figura 67 mostra como se compõe o "custo de produção de energia", no caso de uma central térmica convencional e de uma central nuclear (93):

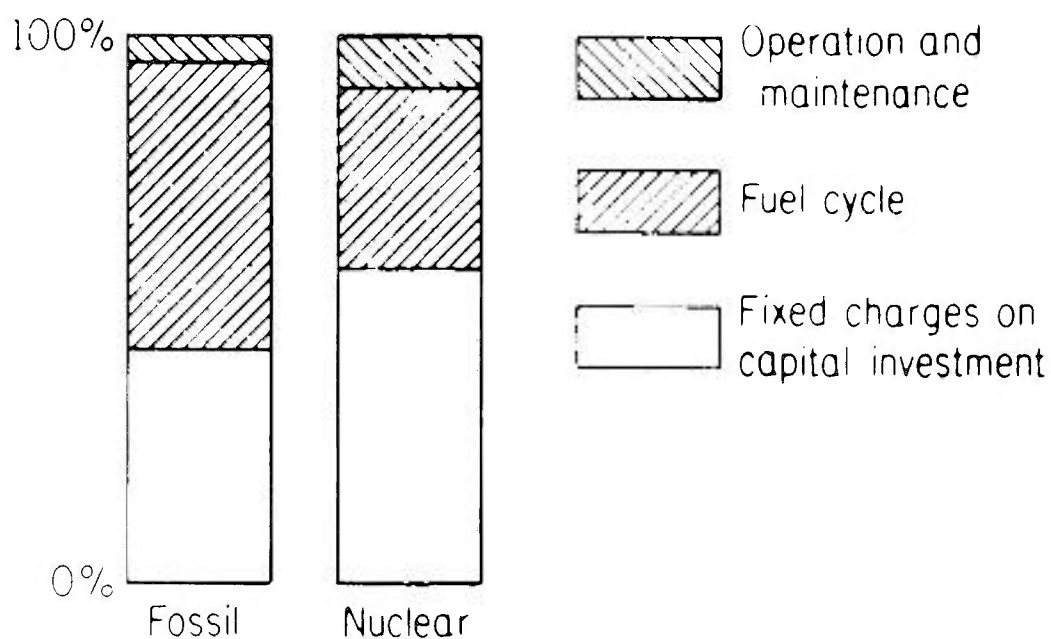


Fig. 67 - Composição do Custo de Energia - Gráfico Comparativo entre uma Central Térmica e uma Central Nuclear

Sintetizando tudo o que foi aqui exposto, para a determinação do "Custo do Ciclo de Combustível", o gráfico da Figura 68 mostra como variam os diversos componentes desse custo (*).

(*) Apresentado pelo Prof. Edward A. Mason em seu trabalho, no "Symposium on Education and Research in the Nuclear Fuel Cycle" - University of Oklahoma, USA, em dezembro de 1970.

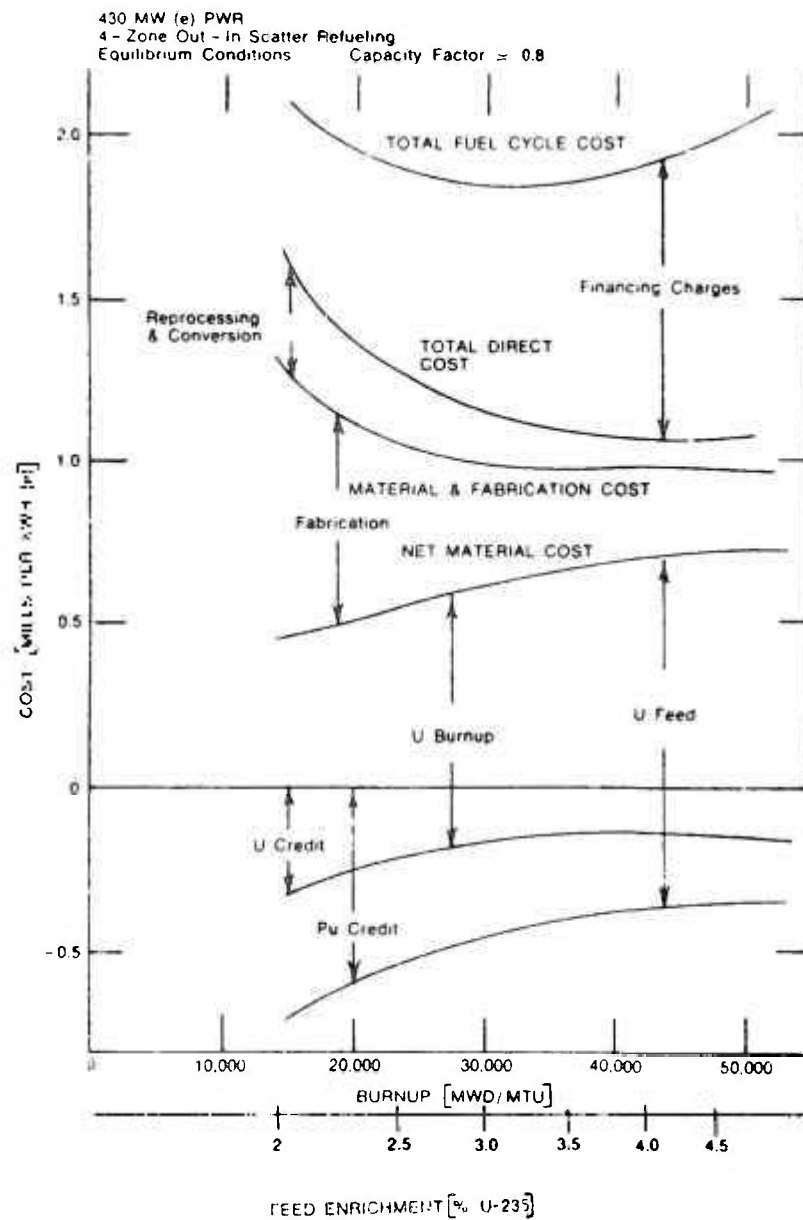


Fig. 68 - Variação dos Componentes do Custo do Ciclo de Combustível

Finalmente, o gráfico da Figura 69 (página seguinte) sintetiza a variação dos “valores dependentes do tempo” que compõem o “ciclo de combustível, desde a aquisição do U_3O_8 até a possível “reciclagem” - ou venda - dos materiais combustíveis resultantes do reprocessamento do “spent fuel”.

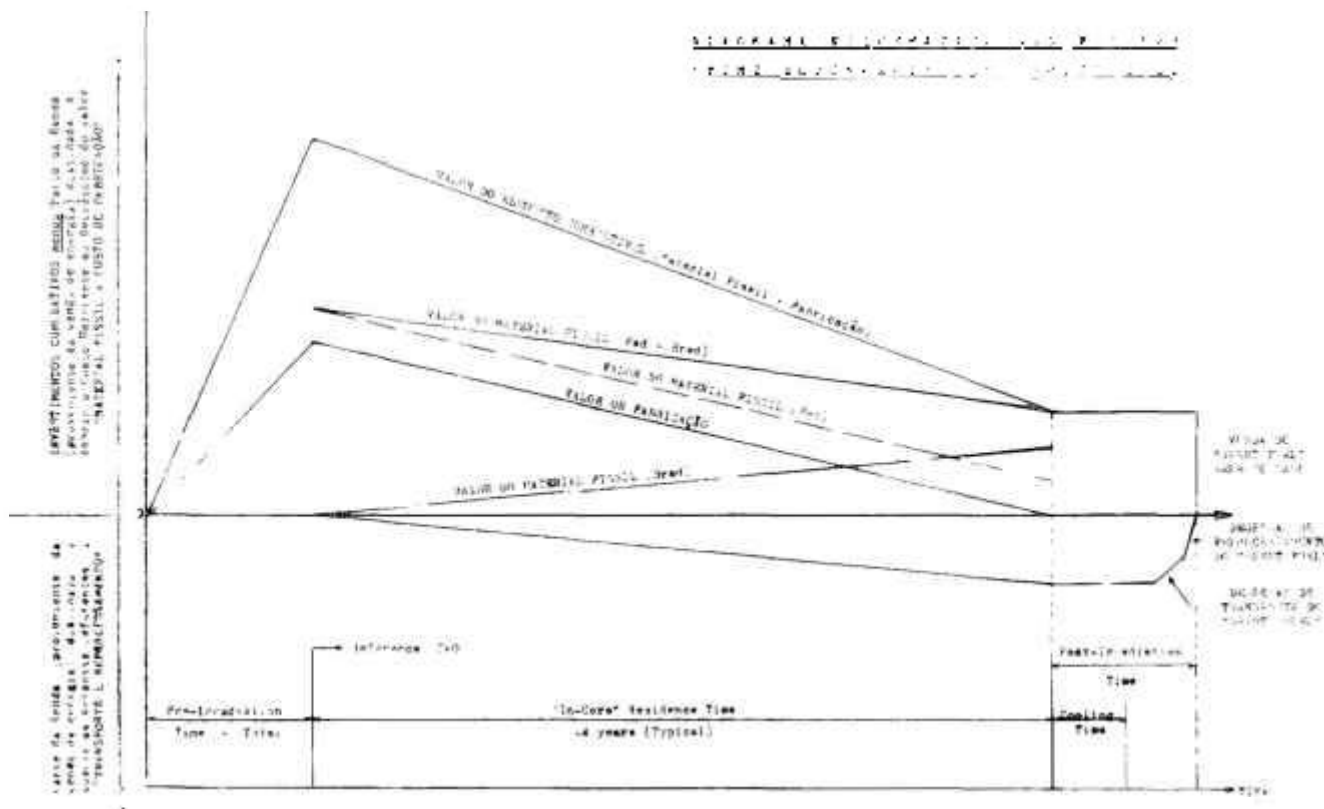


Fig. 69 - Diagrama Esquemático dos valores "time dependent" do ciclo de combustível

Por esse gráfico, vê-se que há um “custo de pré-irradiação” do combustível, compreendendo o período de tempo em que o material (físsil, fértil) é adquirido, processado e fabricado o elemento combustível, durante o qual o custo do elemento combustível cresce, desde zero até o ponto “A”.

Após, no ponto “A”, o elemento combustível apresenta o seu valor total, dado pelo segmento de reta AF, a partir desse ponto, então, a produção de energia (“In-core” Residence Time), até que, no ponto “B”, que corresponde à vertical Bb, o “valor de fabricação” se anula (vide ponto “b”), mas o “valor do material físsil” não se anula, mostrando um “valor residual”, dado por bb^1 ; além disso, o material físsil produzido (bred) terá um valor, dado por $b^1 B$ e, pois, o “valor total do material físsil (residual (fed) + bred) será dado pelo segmento bB, que corresponde ao segmento CD = venda do “spent fuel”.

O ramo DEF representa as despesas de reprocessamento, transporte do “spent fuel”, etc.. Logicamente que, do ponto de vista contábil-financeiro, o ramo FE representa o capital que vai, teoricamente, sendo imobilizado para fazer face às despesas de reprocessamento, transporte, seguro, etc.

Ainda se pode ver no gráfico o ramo BC, paralelo ao eixo horizontal, e que representa uma “imobilização” de valor do combustível após irradiação (“spent fuel”) e que corresponde ao tempo em que ele permanece no “cooling pond”, na própria central nuclear, para decaimento, antes de ser reprocessado.

VIII - OS CUSTOS DA ENERGIA NUCLEAR - (I) - Considerações Gerais

1. Preliminares

Os custos da energia nuclear, como os custos de qualquer tipo de energia, são submetidos a regras gerais mas que variam com o tempo, de um país para outro e mesmo de um para outro tipo de reator. Assim, torna-se difícil estabelecer-se normas rígidas de cálculo de custos de energia de base nuclear sem que, antes, haja sido estabelecido um sistema de regras, conveniências e de oportunidades (como, porque e quando) que sirvam como “background” para o estudo econômico que deverá ser feito.

Entretanto, essas dificuldades não são de tal sorte que invalidem as tentativas que se fizerem nesse sentido; ao menos, constituirão elas um ponto de partida ou um objeto de discussões, e isso já será uma boa contribuição.

Se deixarmos de lado os fatores outros que não os puramente econômicos - tais como: necessidade de se implantar uma nova tecnologia de assimilação difícil e demorada; ou conseqüências estratégicas da implantação de uma nova tecnologia - o ponto básico, fundamental, será o de que a energia elétrica de base nuclear seja barata, competitiva, apresentando o **mais baixo custo possível**.

Será, pois, sob esse aspecto que, neste Capítulo, iremos analisar os custos da energia elétrica de base nuclear, procurando ressaltar os aspectos econômico-financeiros.

2. Os Fatores de Composição de Custos

Para se alcançar os objetivos visados, uma análise dos aspectos fundamentais dos fatores de custo deverá ser feita inicialmente, partindo-se do geral para o particular; assim é que, na composição do custo da energia nuclear, há dois aspectos ou categorias de custos fundamentais a apreciar, e que são:

- I. Custos de Instalação ("Capital Costs");
- II. Custos de Produção ("Production Costs").

Os "Custos de Instalação" (Capital Costs) compreendem todos os gastos necessários para a construção de uma central nuclear, desde a sua idealização, projeto, aquisição de terreno, construção, etc., até a sua operação em regime normal. Esses custos se subdividem ainda em:

- a) - Custos Diretos
- b) - Custos Indiretos

segundo eles se relacionem **diretamente** com a construção da central nuclear (terreno, construções, etc.) ou **indiretamente** (despesas de projeto, de engenharia, juros durante a construção, etc.).

Os "Custos Diretos" ainda se subdividirão em:

- a.1) - Não-Depreciáveis
- a.2) - Depreciáveis

os "Não-Depreciáveis" correspondendo a custos que não sofrem mutações de valor com o tempo, para menos (terreno, direitos, custo de D_2O ou de He, se for o caso, etc.), e os "Depreciáveis" aqueles que sofrem um "desgaste" de custo com o tempo (construções, reator, equipamentos, etc.).

Assim, pois, sintetizando-se tudo o que foi dito até aqui, poderemos traçar o diagrama mostrado na Fig. 70:

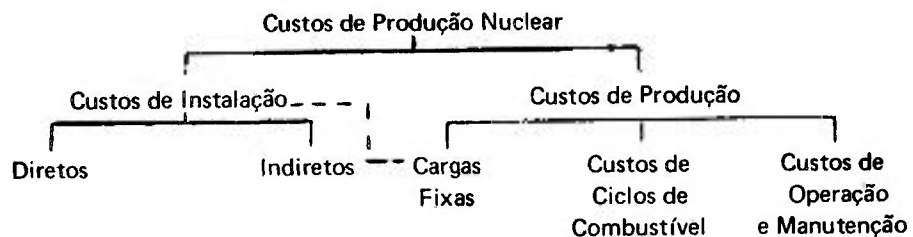


Fig. 70 - Composição dos Custos da Energia

Os "Custos de Instalação" (Capital Costs) são, em geral, dados em US\$/KW(e) instalado, enquanto que os "Custos de Produção de Energia" são, em geral, referidos a Mills/KWh.

3. Os Custos de Instalação (Capital Costs)

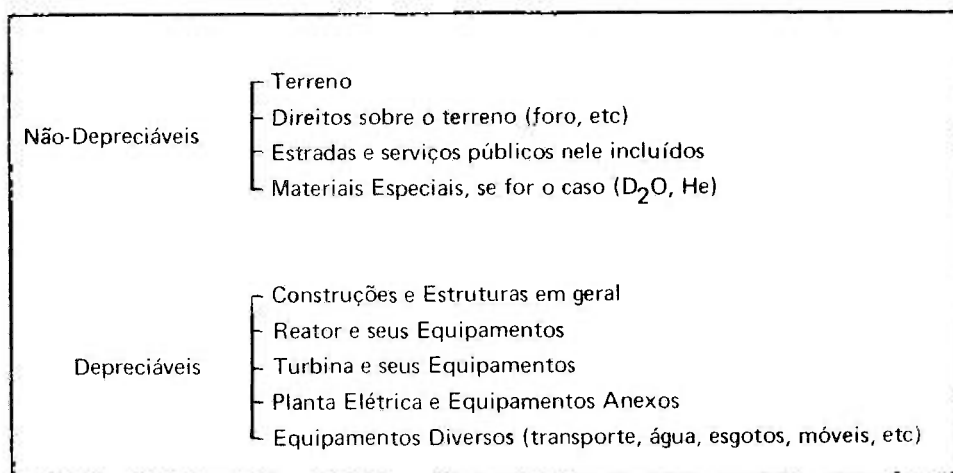
Como vimos antes, estes custos se referem a Custos Diretos e a Custos Indiretos, sendo ainda os Custos Diretos subdivididos em "Não-Depreciáveis" e "Depreciáveis".

a) - Os Custos Diretos

Os Custos Diretos, como se disse, são aqueles que compõem diretamente o Custo de Instalação de uma Central Nuclear e podem ser assim catalogados:

Tabela XL

Classificação dos Custos Diretos



Na análise e cálculo destes custos é regra geral fazer-se sempre previsões sobre os efeitos da inflação (escalation) durante o período de estudos e de construção.

b) - Os Custos Indiretos

Os Custos Indiretos são, geralmente, calculados como percentagens de custos diretos; podem ser catalogados em quatro categorias:

Tabela XLI

Classificação dos Custos Indiretos

| | |
|------------------|--|
| Custos Indiretos | - Construções Temporárias e Serviços (aluguel de ferramental, compra de equipamento somente para a construção e posterior revenda, etc.) |
| | - Serviços de Engenharia e de Arquitetura (projetos: reator, da central, de arquitetura em geral, fiscalização, etc.) |
| | - Outros Custos - Impostos, Taxas, Seguros, Treinamento de Pessoal, etc.) |
| | - Juros Durante a Construção (sobre quaisquer despesas) |

A título de orientação, somente, no gráfico da Fig. 71 é mostrada a variação percentual média desses custos indiretos sobre o total dos custos diretos para as condições existentes nos Estados Unidos (94):

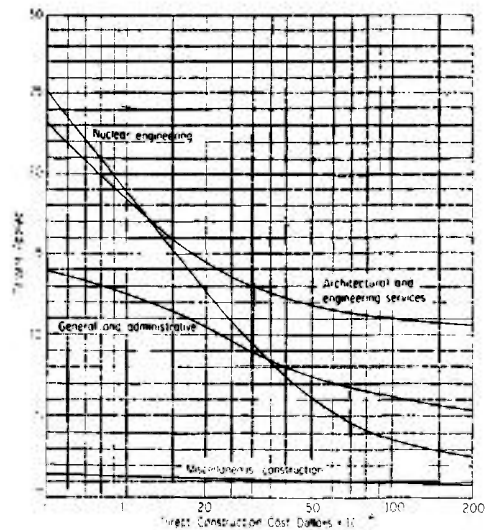


Fig. 71 - Curvas de variação dos Custos Indiretos (EE.UU)

4. Os Custos de Produção de Energia

Os "Custos de Produção" constituem a verdadeira medida sobre a economicidade de uma central nuclear. Desde as primeiras centrais, cujos custos de produção eram demasiado altos (possivelmente superiores a 65 mills/Kwh) até as mais modernas centrais, o desenvolvimento tecnológico permitiu que as centrais nucleares se tornassem competitivas - na maioria dos casos - com as centrais térmicas convencionais.

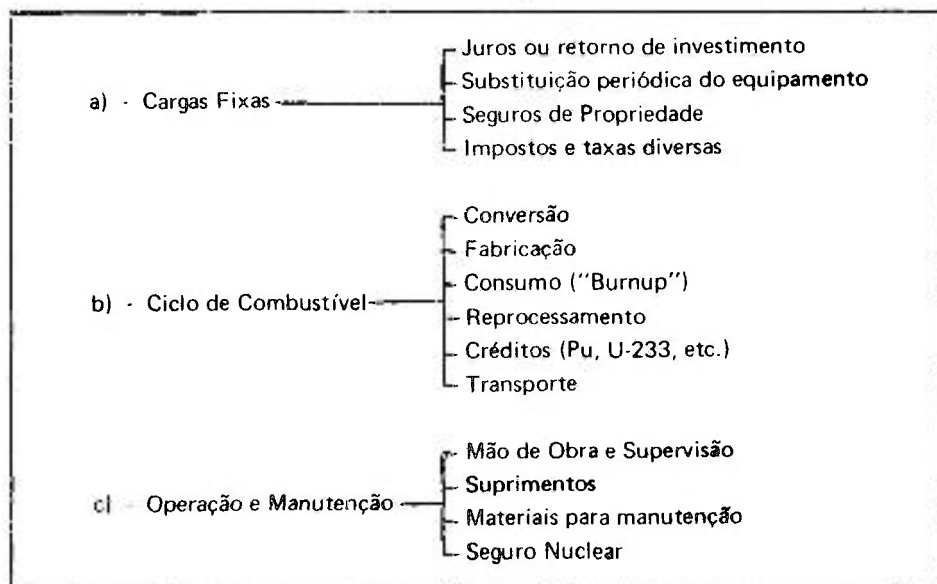
Já vimos anteriormente que os "Custos de Produção" se subdividem em três grandes classes, que são:

- I. Cargas Fixas
- II. Custos do Ciclo de Combustível
- III. Operação e Manutenção

A composição - ou seja, a subdivisão - desses Custos de Produção pode ser assim descrita:

Tabela XLII

Composição dos Custos de Produção de Energia



a) - Cargas Fixas

As Cargas Fixas, pelo diagrama apresentado pela Fig. 70 anterior, são compostas por parte dos "Custos de Instalação". É óbvio que isto aconteça: os valores da "Depreciação" devem ser absorvidos pela produção.

Essas "Cargas Fixas" - e o nome diz bem - **não são dependentes da potência de saída real, ou instalada** da central, exceto no que se refere às taxas e impostos, que, regra geral, são **determinados em função dessa potência instalada ou de saída**. Embora sua determinação seja inicialmente feita em, por exemplo, **US\$/Kw (e) instalado, é este custo após transformado em mills/Kwh**, que depende da energia produzida e do "fator de carga" ("plant loading factor"). Este "fator de carga" é definido, como se verá mais adiante, como a razão entre o total de Kwh (bruto) gerado num dado período (geralmente, 1 ano) e a capacidade bruta de geração no mesmo período; regra geral, esse fator é estimado em 80%, quando se necessita dele, nos cálculos "a priori".

Os diversos itens que compõem as "Cargas Fixas" são claros, não exigindo maiores esclarecimentos; recorde-se que, como se adiantou no início, a correlação que existe entre os "Custos de Instalação" e as "Cargas Fixas" (linha interrompida da Fig. 70) se refere ao item "Depreciação" daquela.

b) - Custo do Ciclo de Combustível

Este item - objeto de quase todo o presente Curso - já foi pormenorizadamente estudado nos capítulos anteriores, aos quais nos reportamos.

c) - Operação e Manutenção

A Operação e Manutenção é o terceiro e último item importante de composição do custo de geração de energia. Neste item estão incluídos:

1. os custos indiretos de Mão de Obra, Administração, etc;
2. os materiais e equipamentos de manutenção;
3. A segurança Nuclear.

A Mão de Obra exigida por uma Central Nuclear é bem menor - em volume - do que a requerida por uma central térmica convencional; entretanto, necessita de pessoal bem mais qualificado e treinado e, conseqüentemente, de salários mais elevados. Nos EE.UU., a "Mão de Obra" de uma central nuclear é considerada como apresentando um "custo global" ligeiramente maior do que o mesmo custo para uma central térmica convencional, de mesma capacidade de produção.

A parte referente à "Segurança Nuclear" dependerá da legislação de cada país; é ela, em geral, baseada:

1. na capacidade nuclear instalada, em MW(t), da Central;
2. das proximidades ou não dessa Central a centros de alta concentração populacional;
3. das populações existentes na sua periferia, a distâncias previamente estabelecidas na legislação.

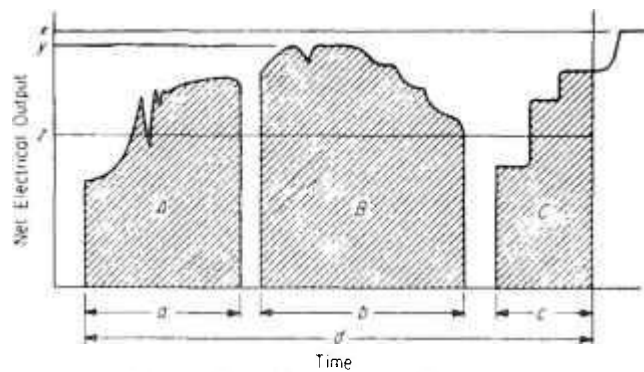
Regra geral, nos EE.UU., o valor do "prêmio" anual de "Segurança Nuclear" varia entre os seguintes valores limites (95):

- a) - mínimo: US\$ 90.000/ano
- b) - máximo: US\$260.000/ano

5. Alguns Conceitos Básicos

Para o cálculo da produção da energia elétrica de base nuclear é necessário que se conheça, antes, alguns conceitos básicos, que veremos a seguir.

Antes que se analise esses conceitos, suponhamos que temos um diagrama de produção de energia de uma dada central nuclear, ao longo de um ano - ou um determinado período qualquer - que apresente o seguinte aspecto:



Hypothetical diagram of operation of a power plant:
 x = rated net capacity of plant, y = peak load during period d , z = average load during period d . *Plant operating factor* = $(A + B + C) / xd$. *Plant load factor* = z / y . *Plant availability factor* = $(a + b + c) / d$. d is usually taken as 1 year.

Fig. 72 - Diagrama Hipotético de Operação de Uma Central

Nesse diagrama temos:

- x = capacidade (líquida) de produção de energia da central
- y = pico de carga, no período "p"
- z = "carga média" durante o período "p".

Com base nesses elementos, vamos procurar definir os nossos fatores.

a) - Fator de Operação (Plant Operating Factor)

Esse fator, " P_f " será dado por :

$$P_f = \frac{(A + B + C)}{xp}$$

b) - Fator de Carga (Plant Load Factor)

Este fator será dado por:

$$\eta = \frac{X}{Y}$$

c) - **Fator de Disponibilidade (Plant Availability Factor)**

Será dado por:

$$\eta = \frac{(a + b + c)}{p}$$

d) - **Valores Básicos Gerais**

Para estimativas, em geral, o "Fator de Operação" (Plant Operating Factor) é considerado pela AEC como sendo de 0,8. Esse valor, nas centrais nucleares, é sempre atingido - e mesmo excedido - mormente nos primeiros anos de funcionamento de uma central nuclear, decrescendo com o tempo de vida destas, à medida que novas centrais nucleares, mais modernas e econômicas, forem sendo introduzidas nos sistemas elétricos.

Do ponto de vista de "tempo de vida", as centrais térmicas convencionais, pelo menos nos EE.UU., não ultrapassam - ao longo de seu período de vida - a um "plant loading factor" superior a 0,5 (50%). As centrais nucleares, regra geral, são projetadas para a produção de níveis de energia de valores de certa forma conservativos, e é comum nessas centrais que, após algum tempo de funcionamento, seja estabelecida uma capacidade máxima de produção para elas superior à capacidade estabelecida no projeto inicial.

Por outro lado, uma central nuclear será tanto mais econômica quanto mais trabalhar; isto equivale a dizer que uma central nuclear deve trabalhar continuamente como "central de base", o que equivale a dizer: trabalhar na parte inferior do "diagrama de demanda", na "base" desse diagrama, os "picos" dessa demanda ficando por conta das centrais hidráulicas (economia de água) ou de centrais térmicas (economia de combustível).

6. Os Custos de Produção de Energia de Base Nuclear

Os custos de produção de energia elétrica de base nuclear apresentam algumas particularidades na sua composição, como já foi analisado anteriormente. O Prof. Edward A. Mason (*), com base em uma fórmula, estabeleceu um método de análise de cálculo do custo de energia elétrica de geração nuclear muito interessante, e que é conhecido como o "Método de Mason". Esse método, que mostraremos a seguir e do qual faremos um exemplo, é baseado no estudo da seguinte fórmula (96):

$$e = 1000 \frac{\phi I + O + F}{E} \quad (h)$$

* Tese apresentada no "Symposium in Education and Research in the Nuclear Fuel Cycle", University of Oklahoma, December 1970. USA

onde:

- e = custo unitário da eletricidade, em mills/Kw(e)
- ϕ = rateio das cargas fixas anuais, ano
- I = custo inicial (Custos de Instalação) da planta
- O = custo anual de operação (\$/ano)
- F = custo anual do combustível (\$/ano)
- E = capacidade elétrica gerada, líquida, em Kw (e)/ano.

Por esta equação, vê-se que o custo dessa energia gerada pode ser subdividido em três importantes partes, ou fatores, a saber:

- a) - os relacionados com o "custos da central nuclear", vale dizer, com os "custos de instalação" (capital costs);
- b) - os relacionados com os custos anuais do combustível;
- c) - os relacionados com os custos anuais de operação e manutenção.

Para isso, façamos a seguinte análise: uma vez que a capacidade gerada, líquida, por ano, é dada por "E", pode ela ser assim expressa:

$$E = 8760 L K = 24\eta BU \quad (i)$$

onde:

- K = capacidade, líquida, da planta;
- L = fator de capacidade, ou fator de operação da planta, em Kw (e), real/Kw (e) instalados;
- B = "Burnup" do combustível, em MWD/t.U (metric tonnes)
- U = consumo de combustível (kg de U colocado no reator/ano)
- η = eficiência térmica, em kw (e)/kw (t);
- 8760 = número de horas em 1 ano.

Se fizermos, agora:

$$F = c_f U \quad (j)$$

onde:

- c_f = custo total do ciclo de combustível,

a equação (h), após algumas transformações dará:

$$e = \frac{1000}{8760 L} \left(\phi \frac{I}{K} + \frac{O}{K} \right) + \left[\frac{1000}{24} \left(\frac{c_f}{\eta B} \right) \right]$$

Essa equação se compõe de duas partes:

$$\begin{array}{ll}
 \text{I)} & \frac{1000}{8760 L} \left(\phi \frac{I}{K} + \frac{O}{K} \right) \quad \text{(representando os custos fixos, em \$/Kw(e)-ano)} \\
 \text{II)} & \frac{1000}{24} \left(\frac{c_f}{\eta B} \right) \quad \text{(representando o custo do combustível, em mills/KWh(e))}
 \end{array}$$

A primeira parte, é uma **parte fixa**, e a segunda parte uma **parte variável**, que é dependente da eficiência da planta (η) e do "Burnup" (B).

Analisemos esta última parte, ou seja, a parte variável; por ela vê-se que é possível diminuir-se o custo da produção de energia quer aumentando-se a eficiência (η), ou o "Burnup" (B) ou, então, decrescendo-se o custo do combustível (c_f).

A equação (k) torna-se, dessa forma, uma combinação de:

- a. um custo fixo;
- b. um custo variável.

Com o auxílio dessa fórmula é que faremos uma análise do método preconizado por Mason, com o auxílio de um exemplo real.

7. O "Método de Mason" Aplicado à Análise do HTGR-330

Como exemplo do procedimento estudado, faremos aqui uma análise resumida do HTGR-330 MW (e), de Fort St. Vrain (Denver, Colorado, USA), aplicando a essa Central Nuclear o método analisado.

a) - Valores Iniciais

Os valores que interessam a essa análise foram escolhidos na bibliografia, alguns, outros de dados pré-estabelecidos pela USAEC para essa análise. Assim, temos:

$$\begin{array}{ll}
 I = \text{Initial Cost Plant} & \\
 I = \text{US\$ } 117.000.000 & (1)
 \end{array}$$

$$\begin{array}{ll}
 \phi = \text{Annual Fixed Charge Rate (97)} & \\
 \phi = 14\% & (2)
 \end{array}$$

$$\begin{array}{ll}
 O = \text{Annual Operating Costs (98)} & \\
 O = \text{US\$ } 1.110.000 & (3)
 \end{array}$$

$$\begin{array}{ll}
 L = \text{Plant Operating Capacity} & \\
 L = 0,80 \text{ (80\%)} & (4)
 \end{array}$$

Com esses dados iniciais, vamos procurar desenvolver o nosso estudo adotando duas hipóteses, que são:

- 1a. **Hipótese** - Calcularemos o custo total da energia gerada, por meio da fórmula (h), que não é diretamente influenciada pela eficiência " η " e pelo Burnup "B";

2a. Hipótese - calcularemos esse mesmo custo por meio da fórmula (m), que é diretamente influenciada por esses fatores "η" e "B".

b) - Cálculo pela 1a. Hipótese

Aqui, a fórmula a empregar é

$$e = 1000 \frac{\phi I + O + F}{r}$$

Precisamos calcular "E" (capacidade elétrica, líquida, gerada em 1 ano). Mas, "E" será dado por;

$$E = (8,76 \times 10^3) (0,8)(0,33 \times 10^6)$$

$$E = 2,318 \times 10^9 \text{ Kw (e)/ano}$$

então, a fórmula (h) nos dá:

$$e = 10^3 \frac{0,14 \times 1,17 \times 10^8 + 1,11 \times 10^6 + F}{2,318 \times 10^9} \quad (5)$$

fórmula que nos dará o custo da energia, em mills/Kwh, sendo "F" dado em US\$/ano (custo do combustível/ano).

Segundo os cálculos realizados pela Gulf General Atomic, o material combustível, carregado, e o seu preço, até atingir-se o ciclo de equilíbrio, para o reator de "Fort St. Vrain", é o seguinte (99):

Tabela XLIII

Material Carregado e Descarregado e Custos, até o Equilíbrio,
para o reator de Fort St. Vrain

| Year of Operation | Th-232 | U-235 | Th-232 | U-233 Pa-233 | U-235 | Total U | Fabrication Costs at \$400/kg |
|-------------------|--------|-------|--------|-----------------|-------|------------|-------------------------------------|
| Initial Load | 19,500 | 870 | | | | | |
| 2 | 2,500 | 210 | 3,520 | 51,8 | 42,7 | 94,5 | \$1,082,000 |
| 3 | 2,500 | 210 | 3,290 | 63,4 | 47,9 | 111,3 | \$1,082,000 |
| 4 | 2,500 | 210 | 3,160 | 69,3 | 43,2 | 112,4 | \$1,082,000 |
| 5 | 2,500 | 210 | 2,840 | 69,0 | 34,4 | 103,3 | \$1,082,000 |
| 6 (*) | 3,100 | 210 | 3,390 | 84,2 | 26,5 | 110,7 | \$1,322,000 |
| 7 | 2,500 | 204 | 2,770 | 72,0 | 18,4 | 90,4 | \$1,080,000 |
| 8 | 2,500 | 210 | 2,330 | 60,0 | 23,4 | 83,4 | \$1,082,000 |
| 9 | 2,500 | 210 | 2,330 | 60,0 | 22,5 | 82,5 | \$1,082,000 |
| 10 | 2,500 | 210 | 2,320 | 59,9 | 21,7 | 81,6 | \$1,082,000 |
| 11 | 2,500 | 210 | 2,320 | 59,8 | 21,1 | 81,0 | \$1,082,000 |
| 12 (*) | 3,100 | 210 | 2,380 | 72,7 | 21,7 | 94,0 | \$1,322,000 |
| 13 | 2,500 | 224 | 2,320 | 59,8 | 20,0 | 79,8 | \$1,090,000 |

(*) - Central Region Refueled

Com base nos valores dessa Tabela XLIII e na fórmula (5), resultam, então, os seguintes valores:

Tabela XLIV

Custos de Energia Gerada (HTGR-330)

| Ano de Operação (por ordem) | Custo da Eletricidade Gerada (em mills/KWh e) |
|--------------------------------|--|
| -- | |
| 2º | 8,01 |
| 3º | 8,01 |
| 4º | 8,01 |
| 5º | 8,01 |
| 6º | 8,10 (*) |
| 7º | 8,00 |
| 8º | 8,01 |
| 9º | 8,01 |
| 10º | 8,01 |
| 11º | 8,01 |
| 12º | 8,10 (*) |
| 13º | 8,02 |

(*) - Recarregamento da Região Central

c) - Cálculo pela 2a. Hipótese

Retomemos a fórmula (m) e introduzamos nela os valores dados anteriormente em (1), (2), (3) e (4); teremos:

$$e = \frac{1000}{8760 \times 0,80} \left(0,14 \times \frac{117 \times 10^6}{0,33 \times 10^6} + \frac{1,11 \times 10^6}{0,33 \times 10^6} \right) + 41,6 \left(\frac{c_f}{\eta E} \right)$$

que, desenvolvida, dará:

$$e = 7,1 + 41,6 \left(\frac{c_f}{\eta E} \right) \quad (5)$$

Será essa a fórmula que iremos empregar. Para calcular os valores de c_f , usaremos os dados da Tabela XLIII e a fórmula (j):

$$F = c_f \cdot U$$

Como podemos variar os valores de " η " e de " B ", ou seja, a eficiência térmica da central e o "Burnup", respectivamente, vamos, no presente estudo, considerar os valores seguintes:

para " η ": 35% — 40% — e 45%.

para " B ": 55.000 — 60.000 — 75.000 — 80.000 — 90.000 e 100.000

Assim, com o auxílio das fórmulas (5) e (j) e com os dados da Tabela XLIII resultaram os valores registrados na Tabela XLV:

Tabela XLV

Custos de Eletricidade Gerada - Fort St. Vrain

| "BURNUP" "B" em MWD(th)/t | Custos da Geração - em mills/Kwh (e) | | |
|------------------------------|--------------------------------------|---------------|---------------|
| | $\eta = 35\%$ | $\eta = 40\%$ | $\eta = 45\%$ |
| 55.000 | 7,967 | 7,856 | 7,772 |
| 60.000 | 7,895 | 7,794 | 7,717 |
| 75.000 | 7,735 | 7,655 | 7,594 |
| 80.000 | 7,696 | 7,621 | 7,563 |
| 90.000 | 7,630 | 7,538 | 7,512 |
| 100.000 | 7,576 | 7,516 | 7,470 |

É interessante comparar-se, agora, os resultados da Tabela XLV acima com os resultados constantes da Tabela XLIV anterior.

d) - Análise dos Fatores Determinantes do Custo

Da equação (k), principalmente de sua primeira parte (Parte I), que representa os custos fixos, pode-se verificar que esses "Custos Fixos", para o caso do reator de Fort St. Vrain são de 5,1 mills/Kwh(e); este valor é conseguido para os seguintes valores particulares:

$$I = \text{US\$}117.000.000$$

$$K = 330.000 \text{ KW (e)}$$

$$L = 80\% (0,8)$$

$$\phi = 14\%$$

Este valor de " ϕ " foi baseado na "Ground Rules" da USAEC (ver Referência 97), que considera um valor de 14,5% para o "Depreciating Capital" e um valor de 13% para o "Non-Depreciating Capital"; em geral, nos cálculos resumidos, considera-se o valor médio de 14%.

É necessário, no entanto, considerar-se que o "HTGR-330 MW (e) - FORT ST. VRAIN" é o que se denomina "First-of-Kind", ou seja, o "primeiro da espécie", constituindo-se mais em uma "Commercial Demonstration Plant" do que, propriamente, em um "Reator Comercial da Série".

O seu custo global, por exemplo, de US\$117 milhões (*), representa um custo unitário de:

$$\frac{\text{US\$117.000.000}}{330.000 \text{ MW (e)}} = \text{US\$355/KW (e)}$$

que é um valor de certa forma elevado para uma central nuclear. O custo de um HTGR seriado, para 1.100 MW (e), segundo o "Bid" para a "Washington Public Power Supply System - WPPSS" é de (100):

| | |
|-----------------------------------|----------------|
| 1. Nuclear Plant | US\$64,900,000 |
| 2. Initial Fuel Loading | US\$11,400,000 |

que daria (carga inicial incluída), um valor de:

$$\frac{\text{US\$76,300,000}}{1,100,000 \text{ MW (e)}} = \text{US\$69.4/KW (e) (**)}$$

IX - OS CUSTOS DA ENERGIA NUCLEAR - (II) - Análise Comparativa Sumária

1. Introdução

Neste Capítulo, procuraremos analisar os "custos de produção de energia elétrica de base nuclear" e os "custos globais de construção" (ou Capital Costs) das centrais nucleares de tipos de reatores de maior aceitação - por razões econômicas ou de confiabilidade - e daqueles tipos de reatores que apresentam as melhores perspectivas para as próximas décadas, dos pontos de vista de eficiência e de economia.

Nos limites do presente Curso não há campo para uma análise minuciosa; entretanto, procuraremos ser sintéticos, sem sermos demasiados omissos, desenvolvendo o estudo comparativo até os limites possíveis, sempre com base nos elementos já disponíveis na bibliografia que, embora não seja copiosa, já é algo diversificada mas, infelizmente, ainda só constando de estudos ou muito genéricos ou demasiado particulares, na maioria das vezes de uso restrito.

2. Os Tipos Mais Importantes de Reatores Nucleares

(*) - Dado particular obtido na GGA pelo Autor

(**) - Incluindo, somente, o "Nuclear Steam Supply System - NSSS", ou seja, o reator e seus equipamentos nucleares.

É ponto pacífico que, dentre os reatores nucleares de potência atualmente disponíveis, os de maior aceitação - exclusivamente do ponto de vista de custos (de construção ou de geração) são os denominados "Light Water Reactors - LWR", como são o "Boiling Water Reactor - BWR" e o "Pressurized Water Reactor - PWR", este último o mais lógico para servir de termo de comparação.

Após os LWR's, seguem-se os denominados "Reatores a Gás Grafita", que podem ser subdivididos, inicialmente, em:

1. "GCR" - "Gas Cooled Reactor" (Reator a Urânio (metálico) Natural, refrigerado a gás carbônico e usando a grafita como Moderador);
2. "AGR" - Advanced Gas-Cooled Reactor (Reator Avançado, a Urânio ligeiramente enriquecido (~2,5%), refrigerado a gás carbônico e moderado a Grafita).

nessa mesma ordem; os HTGR e os GCFR será melhor situá-los como "Conversores Avançados" e como "Fast-Breeders", respectivamente, embora sejam eles - também nessa ordem - a continuação da cadeia de desenvolvimento dos "reatores a gás" (que usam refrigerantes gasosos); a propósito, enquanto o GCR e o AGR usam o CO₂ como refrigerante, o HTGR e o GCFR usam para esse mesmo fim o Hélio.

Além dessas duas grandes linhas de reatores nucleares, há ainda os denominados "Reatores a Água Pesada" ("Heavy Water Reactors - HWR"), que usam como combustível o Urânio Natural (cerâmico, UO₂) e a "Água Pesada" (D₂O) como moderador e como refrigerante, em geral em circuitos distintos, sendo o do refrigerante pressurizado, naturalmente.

A seguir, podem ser citados os denominados "Conversores Avançados", dos quais os mais importantes são o já citado HTGR - "High Temperature Gas-Cooled Reactor" - e o MSBR - "Molten Salt Breeder Reactor", que também pode ser um "breeder", mas que, em geral, é catalogado como "Advanced Converter".

Finalmente, há os denominados "Fast Breeders", reatores a nêutrons rápidos (trabalhando na "faixa rápida" dos nêutrons) com razão de conversão superior à unidade (breeding), entre os quais os que merecem citação são o "LMFBR - Liquid Metal (sodium cooled) Fast Breeder Reactor" e o "Gas Cooled (helium cooled) Fast Breeder Reactor".

Na apreciação que faremos a seguir usaremos a seguinte simbologia:

- C_c = Custo Global da Construção (Capital Cost);
 $C_{o,m}$ = Custos de Operação e Manutenção
 C_{fc} = Custo do Ciclo de Combustível

Adotar-se-á, ainda, quando outra coisa não for expressa, um "Plant Loading Factor" (ou "Plant Capacity Factor"), (KW gerados por KW instalados), referente a 1 ano, de 80% (0,8) e uma taxa de "Cargas Fixas" de 14%.

3. Os Custos Unitários de "Produção" e de "Construção"

a) - O "GCR" - Gas Cooled Reactor

Os GCR's foram os primeiros reatores de potência a serem largamente empregados em escala comercial, na Inglaterra e na França. O "Programa Francês", contudo, não foi tão bem sucedido como o "1º Programa Britânico, ambos baseados no tipo GCR e atingindo, somente na Grã-Bretanha, dentro desse "1º Programa", a cerca de 5.000 MW (e) de potência instalada.

O maior entrave econômico - além de outros, sem dúvida - para o desenvolvimento do GCR (e, em parte, do AGR) e devido a seu alto investimento em "Custo de Construção" (Capital Cost); até hoje não se conseguiu resultados muito positivos na diminuição desse custo.

Regra geral, no dimensionamento para a produção de 500 MW (e), apresenta o GCR os seguintes custos unitários medios:

$$\begin{aligned} C_c &= \text{US\$ } 250/\text{MW (e) instalado} \\ C_{o,m} &= \text{US\$ } 4,6/\text{KW/ano} \\ C_{fc} &= \text{US\$ } 1,7 - 1,8 \text{ mills/KWh} \end{aligned}$$

Neste caso, para a determinação do $C_{o,m}$ e do C_{fc} adotou-se um "Burnup" de 4.000 MWD/t, um custo do U_3O_8 de US\$8,0/1b U_3O_8 e custos de fabricação do combustível da ordem de US\$43,00/Kg U.

b) - O "AGR" - "Advanced Gas-Cooled Reactor

O AGR constitui a base do "2º Programa Nuclear Britânico" (8.000 MW e); este Programa apresenta alguns atrasos, por razões diversas mas não propriamente tecnológicas. As informações de que se dispõe hoje em dia se referem aos reatores de "Dungeness-B", cujo cronograma está bastante atrasado, e ao "Hinkley Point-B".

Para esse tipo de reator e para o seu dimensionamento padrão (600 MWe), os seus custos unitários apresentam os seguintes valores:

$$\begin{aligned} C_c &= \text{US\$ } 250/\text{KW (e) instalado} \\ C_{o,m} &= \text{US\$ } 2,2/\text{KW/ano} \\ C_{fc} &= 1,7 - 1,8 \text{ mills/KWh} \end{aligned}$$

c) - Os Reatores do Tipo "HWR - Heavy Water Reactor"

Os denominados HWR só conseguiram alguns resultados razoáveis no Canadá, (talvez por razões especiais, particulares), que baseia todo o seu "Programa Nuclear" no denominado "HWR-Candu", que é um reator a Urânio Natural (UO_2), moderado a Água Pesada (D_2O) e refrigerado, também, a D_2O pressurizada (Tubos de Pressão).

Os reatores comerciais típicos, para o Canadá, são os do denominado "Projeto Pickering", para 500 MW (e), que apresenta o seguinte valor unitário médio para "Custo de Construção" (Capital Cost):

| | |
|--|------------|
| Reator | US\$206,00 |
| Inventário de D ₂ O (*) | 34,00 |
| Valor do C _c | US\$240,00 |

Embora haja esperanças de que esse valor desça para US\$200,00, ou mesmo para US\$190,00/KW (e) instalado, não existem ainda argumentos válidos para se aceitar tais valores, dada a pouca aceitação do HWR, em que pese todas as tentativas, não só do Canadá como também da Grã-Bretanha ("SGHWR - Steam Generating Heavy Water Reactor"), da Índia e da praticamente mal sucedida experiência da Suécia.

Os valores unitários assinalados, para o caso do HWR, podem ser assim estimados:

$$C_c = \text{US\$240,00/KW (e) instalado}$$

$$C_{o,m} = \text{US\$ 4,00/KW/ano (**)}$$

$$C_{fc} = \text{US\$ 0,8 mills/KWh}$$

Um estudo realizado pelo "Edison Electric Institute - EEI", que é uma instituição particular dos Estados Unidos que congrega a maioria das "Public Utilities" daquele país que exploram a energia elétrica, apresentou (1970) os seguintes resultados para o HWR Canadense (Tipo Candu) (101):

Tabela XLVI

Custos Estimados para o HWR - 500MW (e)

| Item | Valor |
|---|-------|
| Units (MWe) | 500 |
| Plant Cost (US\$/KW) | 268 |
| Capital Cost (mills/KWh) | 5.36 |
| Operation & Maintenance, (mills/KWh) | 0.30 |
| D ₂ O Makeup | 0.13 |
| Fuel (mills/KWh) | 0.64 |
| Energy Cost (mills/KWh) | 6.43 |

d) - Os Reatores do Tipo "LWR - Light Water Reactor"

Os reatores do tipo LWR são, sem dúvida, os de maior confiabilidade atualmente, e, possivelmente também, os de menores custos. Segundo estudos realizados pela USAEC, apresenta o LWR os seguintes custos (102):

(*) - É usual adicionar o Inventário de D₂O, de custo bem elevado, ao Capital Cost do HWR.

(**) - Já incluindo as perdas, e a conseqüente reposição, de D₂O, de custo da ordem de US\$ 1,00/KW/ano.

Tabela XLVII

Custos Unitários para o LWR (Light Water Reactor)

| Item | Valores em US\$ x 10 ³ | | |
|---|-----------------------------------|--------------|--------------|
| | 600 MW(e) | 800 MW(e) | 1000 MW(e) |
| a) - Capital Cost: | | | |
| Direct Cost | 71,290 | 88,370 | 104,980 |
| Indirect Cost: | | | |
| Owner's G & A | 2,340 | 2,590 | 2,870 |
| A-E Cost & Constr. Management | 4,250 | 5,300 | 6,280 |
| Miscel. Construction Cost | 1,710 | 1,880 | 2,050 |
| Start-Up | 410 | 440 | 470 |
| Station Crew Training | 350 | 360 | 370 |
| Licensing & Public Relations | 580 | 680 | 780 |
| Spare Parts | <u>600</u> | <u>800</u> | <u>1,000</u> |
| Total Indirect Cost | 10,770 | 12,770 | 14,910 |
| Contingency | <u>2,130</u> | <u>2,600</u> | <u>3,010</u> |
| Sub-Totals | 84,190 | 103,740 | 122,900 |
| Interest During Construction | 6,940 | 9,130 | 10,840 |
| TOTAL CAPITAL COST, C_c | 91,130 | 112,870 | 133,740 |
| b) - Operation & Maintenance Cost | | | |
| Operating Labor | 390 | 400 | 400 |
| Fixed Maintenance | 310 | 340 | 360 |
| Variable Maintenance | 260 | 320 | 390 |
| Operating Supplies & Expenses | 200 | 200 | 200 |
| TOTAL OPERATION & MAINTENANCE COST | 1,160 | 1,260 | 1,350 |
| c) - TOTAL FUEL CYCLE COST (mills/KWh) | | | 1,74 |

No estudo já citado, feito pelo "Edison Electric Institute-EEI", foi realizada uma análise muito interessante - do ponto de vista de uma empresa proprietária de uma central nuclear - sobre os custos estimados de um LWR para o ano de 1975 e para um reator de 1.150 MW (e) (103):

Tabela XLVIII

Plant Cost Projections for LWR - 1975

| ITEM | US\$/KW(e) Net |
|---|----------------|
| 1. Structures & Improvements, including Containment | 32 |
| 2. Reactor Plant Equipment | 68 |
| 3. Turbine-Generator Plant Equipment | 43 |
| 4. Stepup Facilities and Miscellaneous | <u>15</u> |
| Sub-total | 158 |
| 5. Engineering and Construction Costs | <u>11</u> |
| Sub-total | 169 |
| 6. Owner's General Engineering and Administration | <u>12</u> |
| Sub-total | 181 |
| 7. Property Taxes During Construction | 6 |
| 8. Interest During Construction | <u>33</u> |
| Total Plant Cost | 220 |

Para finalizar a parte referente aos LWR's, é interessante fazer-se aqui um ligeiro confronto sobre custos de um "BWR" (Browns Ferry, da Tennessee Valley Authority) e de uma central térmica convencional, a carvão (104):

1. Custos Globais de Construção (Capital Cost)

| | |
|---------------|--------------------|
| Nuclear | US\$ 116,00/KW (e) |
| Carvão | US\$ 117,00/KW (e) |

2. Custos de Operação e Manutenção

| | |
|---------------|---------------------|
| Nuclear | US\$ 1,45/KW(e)/ano |
| Carvão | US\$ 1,80/KW(e)/ano |

e) - Os "Conversores Avançados" e os "Fast Breeders"

Os "Conversores Avançados", como o HTGR e o MSBR, e os "Fast Breeders", tais como o LMFBR e o GCFR, têm sido objeto de vários estudos realizados pela USAEC recentemente, com o objetivo de se estudar a sua viabilidade e economicidade; nesses estudos, o PWR tem servido como "termo de comparação".

Dessas análises realizadas, podemos tirar os seguintes dados:

Tabela XLIX

Custos Globais de Instalação (Capital Costs) (105)
(1000 MW e)

| Account | Unit Costs US\$/KW(e) | | | | |
|---|-----------------------|--------------|--------------|--------------|--------------|
| | PWR | HTGR | LMFBR | GCFR | MSBR |
| 21 - Structures & Improvements | | | | | |
| 221D - Turbine Building | 3.17 | 2.66 | 3.13 | 3.37 | 3.40 |
| 212F - Steam Generator Building | | | 1.77 | | |
| 212G - Reactor Auxiliaries Building | 2.14 | | 0.71 | 1.11 | 0.77 |
| 219 - Reactor Building | 9.77 | 4.13 | 11.41 | 7.04 | 6.51 |
| Other account 21 | <u>3.43</u> | <u>3.13</u> | <u>3.58</u> | <u>3.48</u> | <u>4.10</u> |
| Total Account 21 | 18.51 | 9.92 | 20.60 | 15.00 | 14.77 |
| 22 - Reactor Plant Equipment | | | | | |
| 221.1 - Reactor Vessel | 9.24 | 14.10 | 1.59 | 14.53 | 5.88 |
| 221.2 - Control Rod and Drives | 3.02 | 3.40 | 1.28 | 2.62 | 0.75 |
| 221.3 - Shielding (thermal) | | | 2.28 | | 5.69 |
| 221.4 - Reflector | | 3.60 | 0.12 | | 1.87 |
| 221.5 - Auxiliary Heating and Cooling | 4.80 | | 4.01 | 0.75 | 3.14 |
| 222.1 - Reactor Coolant System | 5.97 | 3.48 | 10.08 | 10.30 | 3.35 |
| 222.2 - Intermediate Coolant | | | 16.69 | | 13.18 |
| 222.3 - Steam Generators | 12.91 | 13.49 | 22.70 | 16.43 | 19.17 |
| 222.4 - Reheaters (live steam) | 2.19 | | | | |
| 222.5 - Coolant Receiving and Treatment | 3.34 | 1.35 | 3.80 | 2.84 | 0.15 |
| 222.6 - Moderator Auxiliaries | | | | | |
| 223 - Fuel Handling and Storage | 2.18 | 5.57 | 4.46 | 4.48 | 2.55 |
| 225 - Radiactive Waste Treatment | 0.58 | 1.13 | 0.66 | 1.49 | 0.67 |
| 226 - Instrumentation and Control | 4.79 | 4.50 | 8.04 | 4.48 | 6.18 |
| 227 - Feedwater Supply and Treatment | 4.75 | 6.78 | 5.05 | 5.01 | 6.66 |
| 228 - Steam, Condensate & Feedwater Piping | 6.86 | 12.94 | 5.45 | 8.85 | 6.66 |
| 229 - Other Reactor Plant Equipment | 1.03 | 1.25 | 1.46 | 1.20 | 7.48 |
| Other Account 22 | <u>0.25</u> | <u>0.83</u> | <u>1.02</u> | <u>1.51</u> | <u>0.98</u> |
| Total Account 22 | 61.91 | 72.42 | 88.70 | 74.48 | 84.36 |
| 23 - Turbine-Generator Plant | | | | | |
| 231 - Turbine-Generator | 35.13 | 24.79 | 25.17 | 26.04 | 24.31 |
| Other Account 23 | <u>9.38</u> | <u>7.20</u> | <u>7.30</u> | <u>6.87</u> | <u>6.35</u> |
| Total Account 23 | 44.51 | 31.99 | 32.47 | 32.91 | 30.66 |
| Total Accounts 24 and 25 | 7.71 | 7.38 | 7.85 | 7.60 | 7.09 |
| TOTAL UNIT COSTS (Accounts 21 to 25) | <u>132.7</u> | <u>121.7</u> | <u>149.6</u> | <u>130.0</u> | <u>137.8</u> |

Tabela L

Custos de Operação e Manutenção (106)
(1000 MW e)

| Reactor Concept | Fixed Operating Cost (*) (US\$) |
|-----------------|---------------------------------|
| PWR/BWR | 1,003,000 |
| HTGR | 1,060,000 |
| LMFBR | 1,117,000 |
| GCFR | 1,060,000 |
| MSBR | 1,117,000 |

(*) Do not includes taxes, property insurance or interim replacement.

Tabela LI

Custos de Ciclo de Combustível (107)
(Projeções dos Custos do Ciclo de Combustível - 1000 MW e)

| Year | Fuel Cycle Costs (mills/KWh) | | | | |
|------|------------------------------|-----------|-----------|-----------|-----------|
| | LWR | HTGR | LMFBR | GCFR | MSBR |
| 1975 | 1.7 - 1.9 | 1.2 - 1.4 | — | — | — |
| 1980 | 1.5 - 1.7 | 1.2 - 1.4 | — | — | — |
| 1985 | 1.4 - 1.6 | 1.1 - 1.3 | 0.7 - 0.9 | — | — |
| 1990 | 1.4 - 1.6 | 1.0 - 1.2 | 0.6 - 0.8 | 0.7 - 0.9 | — |
| 2000 | 1.4 - 1.6 | 1.0 - 1.2 | 0.4 - 0.6 | 0.4 - 0.6 | 0.2 - 0.4 |

Resumindo todos esses dados, podemos formar a seguinte Tabela:

Tabela LII

Custos Gerais dos Conversores Avançados e Fast Breeders
(1000 MW e)

| Valores | HTGR | MSBR(*) | LMFBR(*) | GCFR(*) | PWR |
|-----------------------------|-------|---------|----------|---------|-------|
| C_c (US\$/KW e instalado) | 121.7 | 137.8 | 149.6 | 130.0 | 132.7 |
| $C_{o,m}$ (US\$/KW/ano) | 1.06 | 1.20 | 1.20 | 1.06 | 1.35 |
| C_{fc} (mills/KWh) | 1.40 | 0.60 | 1.00 | 1.00 | 1.74 |

(*) - Valores estimados, somente.

4. Análise Econômica Comparativa, Sumária

a) - Preliminares

Do que foi exposto até aqui, pode-se tentar agora realizar uma análise econômica comparativa, sumária, entre os diversos conceitos de reatores estudados. É óbvio que o assunto merece maiores considerações, com a análise minuciosa de todos os fatores em jogo; mas, em uma primeira tentativa - e analisando-se cuidadosamente os resultados a que chegaram as diversas entidades que estudaram o problema (USAEC e Edison Electric Institute-EEI, etc.), poder-se-á chegar a conclusões muito próximas da realidade.

Nesta análise sumária fundamentaremos a nossa apreciação nos últimos estudos realizados por importantes órgãos que se dedicaram - ou se dedicam ainda - à apreciação desses fatores econômicos; referidos documentos são:

1. WASH-1082 - Current Status & Future Technical & Economic Potential Of Light Water Reactors. Report USAEC, March 1968. { Ref. (102) }
2. WASH-1087 - An Evaluation on Advanced Converter Reactors. Report USAEC, April, 1969. { Ref. (112) }
3. WASH-1090 - An Evaluation of Alternate Coolant Fast Breeder Reactors. Report USAEC, April, 1969 { Ref. (105) }
4. WASH-1097 - The Use of Thorium in Nuclear Power Reactors. Report USAEC, June, 1969. { Ref. (44) }
5. WASH-1126 - Cost Benefit Analysis of the US Breeder Program. Report USAEC, April 1969. { Ref. (108) }
6. WASH-1098 - Potential Nuclear Power Growth Patterns. Reports USAEC, December, 1970. { Ref. (77) }
7. Fast Breeder Reactor Report. Report EEI 68-28. Edison Electric Institute, May 1968. USA. { Ref. (109) }
8. Report of the Reactor Assessment Panel. Report EEI 70-30, April 1970 - USA. { Ref. (101) }
9. Factors Affecting the Cost of Nuclear Fuels and the Selection of Reactor Fuel Cycles - Proceedings IAEA Symposium on Nuclear Energy Costs and Economic Development. October, 1969. { Ref. (1) }
10. A Review of Nuclear Power Costs. IAEA Regional Survey Course on Prospects and Problems on Nuclear Power Applications in Developing Countries. December, 1967.

b) - O "PWR" e os Conceitos Avançados de Reatores Nucleares

O "PWR" é, sem sombra de dúvida, o reator mais econômico entre os conceitos hoje em dia comprovados de reatores de potência; daí porque uma análise comparativa entre ele - PWR - e os conceitos de reatores mais avançados - HTGR, LMFBR e GCFR - é a mais adequada.

Valendo-nos dos estudos realizados principalmente pela USAEC, é possível se estabelecer o seguinte quadro comparativo de "Custos Unitários" para o "Capital Cost" desses reatores (110):

Tabela LIII

Comparação de Custos Unitários - "Capital Costs"

| Concept | Unit Costs - \$/Kw(e) | | | |
|----------------------------------|-----------------------|-------|-------|-------|
| | PWR | HTGR | LMFR | GCFR |
| 21 - Structures and Improvements | 11.9 | 11.5 | 13.9 | 15.0 |
| 22 - Reactor Plant Equipment | 47.2 | 44.5 | 72.7 | 46.6 |
| Other Accounts | 73.6 | 67.3 | 63.0 | 68.4 |
| Totals: | 132.7 | 123.3 | 149.6 | 130.0 |

Pelos dados da tabela acima vê-se que há uma acentuada vantagem para o HTGR e para o GCFR (estimativa) referente ao "Capital Cost", em confronto com o PWR. Esta conclusão é insuspeita, uma vez que resultou de estudos minuciosos realizados pela U.S. Atomic Energy Commission.

5. O Caso Particular do Confronto PWR x HTGR

Este caso comparativo, quer pela sua importância quer pela competitividade já existente no momento, merece alguns comentários particulares.

A Tabela LIV mostra um quadro comparativo da composição de custos do "Capital Cost" do PWR e do HTGR, já levando em conta as eventualidades que possam ocorrer durante a construção (vide página seguinte) (111).

Esse estudo se refere à construção de um reator para 1.100 MW(e), líquidos. A rubrica "Materials" se refere ao fluxo de materiais para a construção integral da central nuclear, enquanto que a rubrica "Labor", se refere à "Mão de Obra" necessária, em Homens-hora (MH).

Como se pode ver pelos dados dessa tabela, existe já essa vantagem do HTGR, referente a "Capital Cost", em comparação com o PWR.

Também o "custo da energia produzida" já é menor para o HTGR do que para o PWR - nas mesmas condições, como se pode ver pelos dados da Tabela LV a seguir. É interessante ressaltar que estes resultados foram produto de estudos feitos pela USAEC, portanto insuspeitos (112):

Tabela LIV

TOTAL PLANTS COSTS - HTGR x PWR - 1100 MW (e)

| I T E M | H.T.G.R. | | P.W.R. | |
|---|------------------------------|-------------------------------|------------------------------|-------------------------------|
| | Material (x10 ⁶) | Labor (MH x 10 ⁶) | Material (x10 ⁶) | Labor (MH x 10 ⁶) |
| 320 Land and Site Improvements | 0.1 | 18 | 0.3 | 18 |
| 321 Structures | 15.9 | 1943 | 17.6 | 2183 |
| 322 Reactor Plant Equipment | | | | |
| NSSS | 65.0 | 170 | 40.0 | 230 |
| PCR/V Construction | 2.7 | 300 | - | - |
| Piping | 7.3 | 560 | 7.3 | 560 |
| Balance of Reactor Plant | 6.1 | 180 | 17.7 | 449 |
| 323 Turbine Plant Equipment | | | | |
| T-G Set | 23.6 | 147 | 32.5 | 185 |
| Condenser and Auxiliaries | 2.4 | 95 | 3.3 | 123 |
| C. W. System(*) | 9.0 | 445 | 12.8 | 672 |
| 324 I & C and Miscellaneous Turbine Plant Equipment | 0.3 | 3 | 0.3 | 3 |
| 325 Accessory Electrical Equipment | 2.7 | 304 | 4.7 | 489 |
| 352 Miscellaneous Power Plant Equipment | 1.0 | 20 | 0.9 | 20 |
| 353 Switchyard | 1.5 | 60 | 1.5 | 60 |
| Main Transformer | 1.6 | 22 | 1.6 | 22 |
| Sub-totals | 139.2 | 4267 | 140.5 | 5015 |
| Total Direct Cost (\$8.00/hr labor) | 173.3 | | 180.6 | |
| Construction Indirects (75% of Direct Field Labor) | 25.6 | | 30.1 | |
| A-E Construction Management Site Consultants | 10.0 | | 10.0 | |
| Owners Costs | 11.2 | | 11.9 | |
| Sub-total | 220.1 | | 232.5 | |
| Escalation (22%) | 48.4 | | 51.2 | |
| Sub-total | 268.5 | | 283.7 | |
| Interest During Construction (18%) | 48.3 | | 51.1 | |
| TOTAL PLANT CAPITAL COST | 316.8 | | 334.8 | |

(*) - For "Wet Cooling Tower".

Custos da Energia para o PWR e o HTGR

| Concept | Costs (mills/kwh) | | | |
|---------|-------------------|------------|-------|-------|
| | Capital | Fuel Cycle | O & M | Total |
| PWR/BWR | 2.60 | 1.46 | 0.29 | 4.35 |
| HTGR | 2.38 | 1.02 | 0.29 | 3.69 |

Como se verifica, quer em "Capital Costs" quer mesmo no custo do produto final - vale dizer, o custo da energia elétrica produzida - já existe, desde agora, uma acentuada vantagem a favor do HTGR, que tenderá a aumentar nos próximos anos, quando algumas restrições sobre este tipo de reator forem vencidas, uma vez que é ele onerado pelo fato de não ser "ainda" um reator totalmente comprovado, pois se trata de conceito novo.

Outro dos mais importantes objetivos dos "conversores avançados" - como é o HTGR - ao lado da obtenção de mais baixos valores para o "custo da energia gerada", é diminuir a "pressão da demanda" sobre o Urânio, em forma de U_3O_8 , para fazer face a crescente demanda de centrais elétricas de geração nuclear. Nesse particular, o HTGR apresenta outra de suas características importantes, qual seja a de exigir - nas mesmas condições - menores quantidades de Urânio do que o PWR para o seu funcionamento.

Com efeito, as exigências de Urânio, na forma de U_3O_8 , são menores para o HTGR do que para o PWR, conforme demonstra o quadro da Tabela LVI (113):

Tabela LVI

Utilização do Urânio no HTGR, Comparativamente com o PWR (*)

| Concept | Fuel Inventory {MT U_3O_8 /Mw(e)} | Fuel Burnup in 30 Years (MT U_3O_8 /MW) | Total Fuel Required in 30 Years {MT U_3O_8 /MW(e)} |
|---------|--|---|--|
| PWR/BWR | 0.5 | 3.4 | 3.9 |
| HTGR | 0.3 | 1.6 | 1.9 |

(*) - Para um "Plant Factor" de 0,8

Reforçando e explanando melhor essa característica do HTGR - de economizar Urânio - a Tabela LVII mostra como, ao longo do período de vida (30 anos) de uma central nuclear, a que funcionar com um HTGR consumirá menor quantidade de Urânio do que outra de mesmas características, do tipo PWR (114).

Tabela LVII

Comparison of Mass Flows for HTGR and PWR

| Item | PWR | | HTGR |
|---|----------|-------|----------|
| Core Thermal Power, MW (th) | 3411 | | 3000 |
| Equilibrium Burnup, MWD/Kg | 33.0 | | 96.2 |
| Electrical Power, (net), MW (e) | 1130 | | 1160 |
| Initial Core Loading: | | | |
| Thorium, Kg | — | | 37,500 |
| Uranium, Kg | 87,000 | | 1,720 |
| U-235 Enrichment, % | 2.60 | | 93 |
| Total | 2,262 Kg | | 1,599 Kg |
| Replacement Fuel Loading (non-recycle) | | | |
| Thorium, Kg | — | | 8,430 |
| Uranium, Kg | 29,000 | | 750 |
| U-235 Enrichment | 3.28 | | 93 |
| Total | 951.2 | | 697.5 |
| Fuel Discharged (non-recycle) | | | |
| Residual Feed Uranium, Kg | 27,600 | | 180 |
| U-235 Enrichment, % | 0.90 | | 25 |
| Pu, gms Fissile/Kg U Initial | 6.7 | | — |
| U-233, Kg | — | | 195 |
| Replacement Fuel Loading (recycle) | | | |
| Thorium, Kg | — | | 8,430 |
| Makeup Uranium + Pu | 22,650 | 6,345 | 425 |
| U-235 Enrichment, % | 3.28 | 0.71 | 93 |
| Pu, gms Fissile/Kg U | 0 | 30.0 | — |
| U-233, Kg | — | — | 210 |
| Fuel Discharged (recycle) | | | |
| Residual Feed Uranium + Pu | 21,560 | 6,040 | 105 |
| U-235 Enrichment, % | 0.90 | 0.40 | 25 |
| Pu, gms Fissile/Kg U Initial | 6.7 | 19.4 | — |
| U-233, Kg | — | — | 210 |

Há, no entanto, ainda um outro fator que poderá levar a conclusões falsas sobre o HTGR; pelo fato de este tipo de reator exigir Urânio altamente enriquecido (93 de U-235), ao contrário do PWR que necessita, em média, de um enriquecimento de 3%, pode parecer, em uma análise mais apressada, que o combustível para o HTGR exija mais unidades de "Separative Work" para o seu enriquecimento do que o combustível do PWR. Na realidade, isso se dá quando comparamos cada quilograma de combustível de cada um desses reatores; não é o caso, no entanto, que ocorre se considerarmos as exigências totais de combustível, ao longo da vida útil (30 anos) do reator.

Realmente, conforme os dados constantes da Tabela LVIII, as necessidades em "Separative Work Units" (SWU) são menores, nesse caso, para o HTGR do que para o PWR (115).

Tabela LVIII

Comparison of Separative Work and Uranium Requirements for HTGR and PWR

| Item | PWR | HTGR |
|--|-------|-------|
| Initial Core | | |
| U ₃ O ₈ - tons/MW(e) | 0.52 | 0.39 |
| Separative Work - 1000's SWU/MW(e) | 0.23 | 0.32 |
| Recycle Replacement Feed | | |
| U ₃ O ₈ - tons/MW(e) /year | 0.192 | 0.097 |
| Separative Work - 1000's SWU/MW(e) year | 0.093 | 0.079 |
| Recycle Replacement - Discharge | | |
| U ₃ O ₈ - tons/MW(e)/year | 0.039 | 0.006 |
| Separative Work - 1000's SWU/MW(e)/year | 0.003 | 0.005 |
| Net Annual Requirement | | |
| U ₃ O ₈ - tons/MW(e)/year | 0.153 | 0.091 |
| Separative Work - 1000's SWU/MW(e)/year | 0.084 | 0.074 |
| 30 Year Requirement | | |
| U ₃ O ₈ - tons/MW(e) | 4.96 | 3.03 |
| Separative Work - 1000's SWU/MW(e) | 2.83 | 2.47 |
| 30 Year Costs | | |
| U ₃ O ₈ - \$1000/MW(e) | 79.4 | 48.5 |
| Conversion - \$1000/MW(e) | 10.4 | 6.4 |
| Separative Work - \$1000/MW(e) | 90.4 | 79.0 |
| Total - \$1000/MW(e) | 180.2 | 133.9 |

X - CONCLUSÕES

Na análise sumária a que procedemos, ao longo de toda a exposição sobre combustíveis nucleares, sua tecnologia e - principalmente - o "ciclo do combustível" nos reatores nucleares, procuramos deixar bem claro, na medida do possível e dentro dos objetivos do presente trabalho, a importância de que se reveste o problema referente a combustíveis e seus ciclos de utilização, nos reatores de potência.

Se nos lembrarmos que - como foi visto e analisado - do ciclo de combustível e de sua judiciosa escolha vai depender a maior parcela de competitividade, ou não, da energia nuclear, em comparação com as demais fontes de geração elétrica, veremos que nunca é demais enfatizar o estudo dos "ciclos de combustível" em Engenharia Nuclear.

A geração elétrica de base nuclear só agora começa a se corporificar como fonte econômica de recursos energéticos, deixando para o passado o empirismo pioneiro, fase essa já superada com o desenvolvimento da tecnologia nuclear. Como decorrência disso, vem gradativamente aumentando a demanda de centrais nucleares, cada vez mais eficientes, modernizadas e de maior porte, a fim de satisfazer às necessidades básicas de energia dos sistemas elétricos de grande capacidade instalada. Paralelamente a esse fenômeno, a exaustão das fontes energéticas convencionais - hidráulicas ou fósseis - torna a demanda de centrais elétricas de base nuclear cada vez maior.

Assim, dois são os fatores que fazem crescer essa demanda:

1. a expansão cada vez maior dos sistemas elétricos, quer nos países super-desenvolvidos quer nos países em desenvolvimento, como decorrência da explosão econômica natural;
2. a exaustão das fontes energéticas convencionais, dadas as necessidades crescentes de energia em todo o mundo.

Esse aumento da demanda de centrais nucleares já é de tal magnitude que - antes mesmo de a energia nuclear haver se firmado totalmente como fonte energética competitiva - a velocidade de crescimento dessa demanda energética já preocupa os engenheiros nucleares, no que concerne às "fontes de combustíveis nucleares", levando-os, desde agora, ao estudo criterioso dessas fontes de combustíveis, seu máximo aproveitamento e, mais ainda, já se estudando conceitos mais avançados de reatores nucleares que permitam o "bred" ou, pelo menos, a "conversão", com o uso daqueles materiais que, embora não sejam fósseis, transformam-se nestes por transmutação nuclear, isto é, os chamados "materiais combustíveis férteis" Urânio-238 e Tório-232.

Como tivemos oportunidade de analisar, os denominados "Conversores Avançados" - cujo conceito mais desenvolvido e, possivelmente, o de melhor otimização é o "HTGR" - e os denominados "Fast Breeders" ou "Superconversores Rápidos" constituem os mais modernos conceitos de reatores nucleares de potência e que deverão interessar mais, dos pontos de vista de:

- a. economicidade de exploração comercial;
- b. preservação das reservas de combustíveis nucleares;

numa simbiose que, em uma análise mais apressada, poderá até parecer paradoxal. Entretanto, ela é verdadeira.

É principalmente nesses modernos conceitos de reatores nucleares de potência que existe o melhor campo de aplicação para o estudo dos ciclos de combustível. Vimos, por exemplo, que o "HTGR" é um tipo de reator dos mais flexíveis - do ponto de vista de "ciclo de combustível" - aceitando economicamente não só o "Ciclo do Tório" (sua maior importância e aplicação, segundo parece), como o "Ciclo de Urânio". Se este último tipo de ciclo permite tornar o "HTGR" um reator produtor de Plutônio, a ser usado, após, nos "Fast Breeders", o "Ciclo do Tório" propiciará, por outro lado, imensas vantagens, uma vez que permitirá a utilização do Tório, transformando-o em "material físsil" - o Urânio-233 gerado - cujas características neutrônicas, principalmente no "espectro térmico de nêutrons" são superiores às do U-235 e às do Pu-239. E mesmo no "espectro rápido", o U-233 está situado logo após o Pu-239, permitindo até, mediante certas condições, o seu emprego nos denominados "Fast Breeders".

Ao lado do "ciclo de combustível" mais adequado a cada caso, há ainda que considerar, dentro de cada ciclo específico ("Ciclo do Urânio" e "Ciclo do Tório") qual o de maior economicidade para cada caso particular, levando-se em conta:

1. o tipo de combustível a empregar;
2. a sua forma geométrica;
3. a sua disposição no "core";
4. os parâmetros físicos a serem obedecidos (taxa de enriquecimento, "burnup", temperaturas limites, "fast fluence", etc.);
5. o tipo de recarregamento (anual, semestral, etc.);

tudo de acordo com as características específicas do reator e com os fins visados (*).

O grau de enriquecimento, por exemplo, é um dos fatores que mais influencia o "ciclo de combustível"; com efeito, mesmo se deixando de parte os reatores, digamos assim, "convencionais" (BWR, PWR, HWR, GCR, etc.), cuja influência do enriquecimento já é por demais conhecida, os denominados "Conversores", com maior ênfase para o "HTGR", são sensíveis à "taxa de enriquecimento" do combustível. Assim, o "Ciclo do Tório" exige um alto enriquecimento para ser economicamente viável; nesse caso, o "HTGR" trabalhará no "Ciclo do Tório", produzindo Urânio-233. Se, no entanto, se usar baixo enriquecimento (da ordem de 5 a 7% de U-235), o "HTGR" trabalhará no "Ciclo do Urânio", produzindo Plutônio. A escolha entre cada um desses ciclos será função da política nuclear previamente estabelecida.

Do ponto de vista de "Custos de Energia", o "Ciclo de Combustível" representa, possivelmente, a parcela mais delicada, uma vez que como se adiantou, é do seu valor que vai depender, em grande parte a economicidade - consequentemente, a competitividade - ou não de uma central nuclear, em comparação com as centrais térmicas convencionais ou até mesmo com outra central nuclear que use tipo diferente de reator.

Do exposto, conclue-se que o estudo dos "ciclos de combustível", embora de certa forma sofisticado e de recente afirmação como disciplina autônoma nos "Currículos" dos Cursos de Engenharia Nuclear, é, sem dúvida, um dos elos mais importantes do complexo formado pelo corpo de disciplinas que compõem a Engenharia Nuclear, aliando a tecnologia à economia.

Finalmente, é de se esperar que aqui, no Brasil, o estudo dos "Ciclos de Combustível" venha a merecer as atenções que já merece nos centros nucleares mais desenvolvidos, e que este Curso - de simples "introdução" - possa ser seguido de cursos mais avançados, onde os conceitos aqui emitidos possam ser ampliados, analisados e estudados com maior profundidade, segundo as necessidades futuras da energia nuclear no Brasil.

(*) No caso dos denominados "reatores plutonígenos" (produtores de Plutônio, como finalidade principal), por exemplo, as condições econômicas do "ciclo de combustível" são alteradas.

REFERÊNCIAS

- (1) - IAEA Proceedings "Nuclear Energy Costs & Economic Development" - "Factors Affecting the Costs of Nuclear Fuels and the Selection of Reactor Fuel Cycles in Developing Countries" - A.D. Wordsworth et al., pg. 320. 1968.
- (2) - Nuclear Power Development - Prospects in the Nineteen Seventies - G.R. Bainbridge - Oslo, March 1968.
- (3) - Energie Atomique, May 1968, pg. 36.
- (4) - BNX Review - No. 1 - November 1966, pg. 28.
- (5) - BNX Review - British Nuclear Export Executive No. 1, pg. 28. November 1966.
- (6) - Ref. (1), pg. 320.
- (7) - Exploitation of the Advanced Gas-Cooled Reactor for Hinkley Point-B - The Nuclear Power Group. pg. 4.
- (8) - Ref. (1), pg. 318/319.
- (9) - IAEA Directory of Nuclear Reactors - Vol. IV, Power Reactors, pg. 34 e 66.
- (10) - Proceedings of "American Nuclear Society" - N. 30, pg. 298. 1968.
- (11) - Ref. (9), pg. 34 e 67.
- (12) - Ref (1), pg. 321.
- (13) - The British Steam Generating Heavy Water Reactor for Medium-Size Power Stations - TRG Report 1718(R), M.F. Greenlees, pg. da Fig. 7. 1968.
- (14) - Proceedings "Gas-Cooled Reactor Information Meeting" - "HTGR Fuel and Materials Development In Germany" - B.Liebmann et al. - Conf-700401-ORNL, pg. 593. April, 1968.
- (15) - Journal of the British Nuclear Energy Society - Vol. 9, No. 3. - "The Development of Coated Particle Fuels for High Temperature Reactors - L.R. Shepherd, pg. 174. July 1970.
- (16) - The Design of Prismatic High Temperature Reactor Fuel Elements - Report No. DP-719, Part 5. E. Smith - May, 1970.
- (17) - Power from the High Temperature Reactor - A Survey of the Work of the "OECD Dragon Project" - pg. 24 - September, 1971.

- (18) - HTGR Fuel and Fuel Cycle - Summary Description - Report GA-10233 - L.J. Colby, R.C. Dahlberg and S. Jaye., pg. 4. May 1971.
- (19) - Ref. (14) - "Operating Experience with the AVR Experimental Power Station", H.J. Hantke et al. pg. 46.
- (20) - Empire State Atomic Development Associates - Design Study 1000 MW (e) Sodium-Cooled Fast-Breeder Reactor Power Plant - Final Report to Atomics International - Report AI-68-27, Vol. I, pg. II-10.
- (21) - Ref. (20) - Vol. II, pg. II-12.
- (22) - Gas Cooled Fast Breeder Reactor Report - GGA Publication, pg. 22.
- (23) - A Developmental Gas-Cooled Fast Reactor Plant - Report GA-9413 - P. Fortescue et al. - pg. 5 - September, 1969.
- (24) - Thermal Analysis of Pressurized Water Reactors - ANS Technical Book - L.S. Tong and J. Weismann, pg. 51 - 1970.
- (25) - Ref. (24), pg. 53.
- (26) - Reactor Handbook - Vol. I - Materials - Interscience Publishers - C.R. Tipton Editor, pg. 315/321.
- (27) - Ref. (24), pg. 65.
- (28) - The Role of Thorium in Power-Reactor Development - Reprinted from Atomic Energy Review by IAEA - P.R. Kasten - pg. 492/493 - 1970.
- (29) - Ref. (28), pg. 492.
- (30) - Ref. (24), pg. 64.
- (31) - Ref. (24), pg. 67.
- (32) - Nuclear Heat Transport - International Textbook Company - M.M. El-Wakil, pg. 105 - 1971.
- (33) - Gas-Cooled Fast Breeder Reactor Demonstration Plant - Report GA-10064, May 1970, pg. 119.
- (34) - Factors Affecting the Design of Gas-Cooled Fast Breeders - Report GA-8583 - G. Melese d'Hospital, pg. 20 - 1968.
- (35) - Advanced Fast Breeder Reactors with Gas Cooling - Report GA-8833, G. Melese d'Hospital, pg. 5, 1968.

- (36) - Gas-Cooled Fast Breeder Reactor Demonstration Plant - Nuclear Steam Supply. Report GA-10064. Pg. 70 - 1970.
- (37) - Power from High Temperature Reactor - Report OECD Dragon Project, September 1971. Pg. 29.
- (38) - The Design of "Buffer-Isotropic-Coated Fuel Particles" to Survive High Burnup Operation - Report GA-7262. A.S. Schwartz. 1967.
- (39) - Nuclear Applications - 2/1969. pg. 402/414. J.W. Prados & J.L. Scott.
- (40) - Description of a 330 MW(e) - High Temperature Gas-Cooled Reactor. Report GA-8456 - pg. 4-7. 1968.
- (4 1) - Proceedings of Gas-Cooled Reactor Information Meeting - ORNL-TID-4500 - Conf-700401. Oak Ridge, 1970. pg. 538. Table 1.
- (42) - Nuclear Fuel - Westinghouse Electric Corporation, Nuclear Fuel Division, pg. 18. 1968.
- (43) - Ref. (28), pg. 475.
- (44) - The Use of Thorium in Nuclear Power Reactors. Report WASH-1097. pg. 14. June, 1969.
- (45) - Ref. (44). Pg. 15.
- (46) - Ref. (28). Pg. 476.
- (47) - Ref. (28). Pg. 478.
- (48) - Ref. (44). Pg. 17.
- (49) - Ref. (44). Pg. 18.
- (50) - Ref. (44). Pg. 19.
- (51) - Ref. (28). Pg. 483.
- (52) - Ref. (28). Pg. 483.
- (53) - Ref. (44). Pg. 22.
- (54) - Ref. (44). Pg. 23.
- (55) - Ref. (44). Pg. 23.
- (56) - Ref. (44). Pg. 24.

- (57) - The HTGR and the Subsequent Nuclear Power Plants for Brazil. Report of Stay at Gulf General Atomic. José Ribeiro da Costa. Pg. 8.
- (58) - Ref. (57). Pg. 9.
- (59) - High Temperature Gas-Cooled Reactor Fuel and Fuel Cycle - Their Progress and Promise. Report GA-7482. Rev. S. Jaye et al. Pg. 18/19.
- (60) - Ref. (57) - Pg. 12.
- (61) - HTGR Fuel and Fuel Cycle - Summary Description. L.J. Colby, R.C. Dahlberg and S. Jaye. Report GA-10233. Pg. 3. 1971.
- (62) - Ref. (57). Pg. 7
- (63) - Ref. (59). Pg. 17.
- (64) - Ref. (57). Pg. 19 (Fig. 2).
- (65) - Ref. (57). Pg. 20 (Fig. 3).
- (66) - HTGR Benchmark Fuel Cycle Cost Studies - Private Communication, March, 15, 1971.
- (67) - Ref. (66)
- (68) - Ref. (61). Pg. 13.
- (69) - PSC - 330 MW(e) - Quarterly Progress Report. Report GA-8270, October, 1967 (Classified).
- (70) - The Use of Low Enrichment Uranium in the HTGR. Report GA-9715. B.W. Southworth, R.C. Dahlberg, pg. 3. 1970.
- (71) - Ref (70). Pg. 9.
- (72) - Ref. (70). Pg. 10.
- (73) - Ref. (70). Pg. 12, 13, 15 e 17.
- (74) - Parametric Survey on Fuel Cycles and Total Generating Costs for HTGR's with Hollow Rod, Teledial and Tubular Interacting Fuel Elements. Report DP-719, Part. 6. Dragon Project Group. H. Gutmann et al. May 1970.
- (75) - Ref. (74).
- (76) - Allied Chemical Corporation. Publicação avulsa.
- (77) - Potential Nuclear Growth Patterns. Report WASH-1098. Pg. 2-32. 1970.

- (75) - Ref. (1). Pg. 319.
- (79) - An Over-all View of the Nuclear Fuel Cycle. Nuclear News. February, 1971. E. Mason. Pg. 36.A. Fig. 1a.
- (80) - Ref. (79). Pg. 36.A - Fig. 1b.
- (81) - Ref. (79). Pg. 36.A - Fig. 2.
- (82) - Ref. (61). Pg. 19.
- (83) - Ref. (61). Pg. 11.
- (84) - Ref. (79). Pg. 36-A - Fig. 3.
- (85) - Ref. (79). Pg. 36-B - Fig. 4.
- (86) - Ref. (28). Pg. 498.
- (87) - Nuclear Energy Conversion. Intext Educational Publishers. M.M. El-Wakil, pg. 579. 1971.
- (88) - Ref. (87). Pg. 579.
- (89) - Ref. (87). Pg. 580.
- (90) - USAEC "Buyback Program - May 8, 1970.
- (91) - Ref. (87), pg. 566 Fig. 17.2.
- (92) - Ref. (77). Pg. 2-33.
- (93) - Ref. (87). Pg. 584.
- (94) - Ref. (87). Pg. 566, Fig. 17.2.
- (95) - Ref. (87). Pg. 584.
- (96) - Proceedings of "Symposium on Education and Research in the Nuclear Fuel Cycle", University of Oklahoma, "An Overall View of the Nuclear Fuel Cycle, by Edward A. Mason. December, 1970.
- (97) - USAEC Report Guide to Nuclear Power Cost Evaluation - TID-7025. Henry J. Kaiser Co. - 1962.
- (98) - PSC HTGR Base Program Report for Period Ending May, 30, 1969. Report GA-9372, 1969.
- (99) - PSC Quarterly Progress Report for Period Ending May, 31, 1968. Report GA-7939. 1968 (Classified).
- (100) - Nucleonics Week, Vol 12, No. 2, January 14, 1971, pg. 10.

- (101) - Report of the EEI Reactor Assessment Panel - Edison Electric Institute. Report No. 70-30, April 1970. New York, USA. pg. 21.
- (102) - Current Status & Future Technical & Economic Potential of Light Water Reactors - Report WASH-1082. Pg. 1-27.
- (103) - Ref. (101). Pg. 12.
- (104) - Proceedings - Regional Survey Course - IAEA - Santiago Chile. "A Review of Nuclear Power Costs", by L. Green, W. Huenlich and R. Krymm. December, 1967. pg. 21.
- (105) - An Evaluation of Alternate Coolant Fast Breeder Reactors - Report WASH-1090, pg. 110. 1969.
- (106) - Ref. (77). Pg. 2-35.
- (107) - Ref. (101). Pg. 4.
- (108) - Cost Benefit Analysis of the U.S. Breeder Reactor Program. Report WASH-1126 USAEC. April, 1969.
- (109) - Fast Breeder Reactor Report. Edison Electric Institute. Report No. 68-28, Subcommittee for Fast Breeder Reactor Development - EEI Policy Committee on Atomic Power. April, 1968. USA.
- (110) - Ref. (105). Pg. 113 e 121.
- (111) - GGA-Private Data.
- (112) - An Evaluation of Advanced Converter Reactors. Report WASH-1087. USAEC. April, 1969. Pg. 23.
- (113) - Ref. (112). Pg. 24.
- (114) - GGA-Private Data.
- (115) - GGA-Private Data.