



CURSO DE INTRODUÇÃO A TECNOLOGIA DO HTGR
(High Temperature Gas - Cooled Reactor)

JOSÉ RIBEIRO DA COSTA

INFORMAÇÃO IEA N.º 20

Janeiro — 1972

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

CURSO DE INTRODUÇÃO À TECNOLOGIA DO HTGR
(High Temperature Gas - Cooled Reactor)

José Ribeiro da Costa

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

INFORMAÇÃO IEA Nº 20
Janeiro - 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

CURSO DE INTRODUÇÃO À TECNOLOGIA DO HTGR
(High Temperature Gas - Cooled Reactor)

	Pág.
I - INTRODUÇÃO	1
II - OS REATORES NUCLEARES DE POTÊNCIA E SUA TECNOLOGIA	1
III - OS REATORES REFRIGERADOS A GÁS - EVOLUÇÃO DA TECNOLOGIA	2
1) - O GCR - Gas Cooled Reactor	2
2) - O AGR - Advanced Gas-Cooled Reactor	11
3) - Os Conversores Avançados a Alta Temperatura	13
IV - O "HTGR" - HIGH TEMPERATURE GAS-COOLED REACTOR - CONCEITO E FILOSOFIA	15
1) - Características Gerais do "HTGR"	15
2) - O Tipo de Combustível Empregado no HTGR	16
2.1) - As partículas de Combustível (Coated Particles)	16
a) - Partículas com 2 Camadas Envolventes	17
b) - Partículas com 3 Camadas Envolventes	18
c) - Partículas com mais de 3 Camadas Envolventes	19
d) - Constituição das Partículas	20
2.2) - O Elemento Combustível do HTGR	20
a) - O Pebble Bed Fuel Element	20
b) - O Prismatic Fuel Element para o HTGR	21
b.1) - O Elemento Combustível do HTR (Dragon)	22
b.2) - O Elemento Combustível do HTGR-Peach Bottom	24
b.3) - O Elemento Combustível "Fort St. Vrain"	25
3) - O "High Temperature Gas-Cooled Reactor" - Versão Alemã	27
4) - O "High Temperature Gas-Cooled Reactor" - Versão Inglesa	29
a) - O Projeto HTR-650 MW	31
b) - O HTR - Ciclo Direto	32
5) - O "High Temperature Gas-Cooled Reactor" - Versão Americana	34
a) - O Projeto Pioneiro de "Peach Bottom"	34
b) - O Protótipo Comercial de "Fort St. Vrain"	36
V - TECNOLOGIA DO HTGR AMERICANO (I) - PROJETOS COMERCIAIS	38
1) - O Projeto "FORT ST. VRAIN"	38
a) - Elemento Combustível	38
b) - Vaso de Pressão	38
c) - O "Circulator" e o "Steam Generator"	38
2) - Os Projetos Comerciais: O HTGR-1100 e o HTGR-770 MW (e)	39
VI - TECNOLOGIA DO HTGR AMERICANO (II) - COMPONENTES	44

1) - O "Core"	44
2) - O "Steam Generator" - O "Circulator"	50
3) - Os Elementos Acessórios do HTGR	54
a) - Sistema de Purificação do Hélio	54
b) - Estocagem do Hélio	54
c) - Suprimento de Nitrogênio	55
VII - TECNOLOGIA DO HTGR AMERICANO (III) - PARÂMETROS IMPORTANTES	56
1) O HTGR como Conversor Avançado	56
2) O Ciclo do Tório nos HTGR's Americanos	57
3) As Variáveis Envolvidas nos Ciclos de Combustível do HTGR	58
a) - Razão Carbono/Tório	60
b) - O Tempo de Permanência do Combustível (Fuel Residence Time)	60
c) - A Razão de Conversão (Conversion Ratio)	61
d) - A Densidade de Potência	61
e) - O "Age Peaking Factor (Fator de Pico da Idade)	62
f) - A Frequência do Recarregamento	62
4) Exame do Comportamento dos Diversos Parâmetros Considerados	62
VIII - O "PCR V - PRESTRESSED CONCRETE REACTOR VESSEL" E O HTGR	66
1) - Preliminares	66
2) - Funções Gerais e Características do PCR V	66
3) - Cálculo do PCR V - Critérios e Métodos de Cálculo	77
a) - Teoria Convencional das Placas Planas e Curvas	77
b) - Método da Relaxação Dinâmica	77
c) - Método dos Elementos Finitos	77
4) - Protensão - Disposição dos Cabos	78
5) - A Proteção Contra os Efeitos da Temperatura	78
a) - O "Liner" ou Película de Estanqueidade	79
b) - A Barreira Térmica Interna	79
c) - Refrigeração do Concreto - Controle	81
6) - Propriedades do Concreto	81
IX - A QUARTA GERAÇÃO DOS REATORES A GÁS - O "GCFR-Gas Cooled Fast-Breeder Reactor"	86
1) - Preliminares	86
2) - O GCFR - "Gas Cooled Fast-Breeder Reactor" - Descrição Sumária	88
a) - O "Core"	88
b) - O Combustível do GCFR	88
c) - O "PCR V" do GCFR	91
3) - O "Overlap" de Tecnologia entre o HTGR e o GCFR	92
4) - Alguns Aspectos Técnicos e Econômicos Referentes ao GCFR	93
a) Performance do Combustível	94
X - CONCLUSÕES	97
XI - BIBLIOGRAFIA	100

CURSO DE INTRODUÇÃO

A

TECNOLOGIA DO "H.T.G.R." (High Temperature Gas-Cooled Reactor)

I - INTRODUÇÃO

Dentro do campo da Engenharia Nuclear, um dos tópicos básicos para a compreensão de como se desenvolve um conceito de reator nuclear de potência é o que se relaciona com a tecnologia dos reatores, sua evolução, aperfeiçoamento e otimização, tendo sempre em vista desenvolver a tecnologia de tal forma que, a par do desenvolvimento de uma dada linha de reatores, seja alcançada também outra meta, possivelmente de maior importância ainda, qual seja a da economicidade na geração de energia elétrica, de forma a permitir o maior grau possível de competitividade entre essa fonte de geração elétrica e as fontes térmicas convencionais para essa mesma geração de energia, inclusive com a geração elétrica de base hidráulica, em casos especiais e, possivelmente, em todos os casos em futuro remoto.

Procuraremos aqui focalizar a forma de como se desenvolveram os reatores nucleares de potência refrigerados a gás, exclusivamente, uma vez que o nosso objetivo é o estudo dos reatores a alta temperatura, ou seja, o denominado HTGR (High Temperature Gas-Cooled Reactor), que pode ser considerado como uma "terceira geração" de reatores a gás, como veremos mais adiante. Não entraremos, contudo, em minúcias especializadas, que não cabem no escopo do presente trabalho; esses pormenores deverão ser estudados em um "Curso de Tecnologia de Reatores", nos moldes dos já existentes nos Cursos Avançados de Pós-Graduação em Engenharia Nuclear das grandes Universidades do exterior, e complementados com o estudo e a análise de bibliografia já existente, da qual citaremos boa parte referente ao HTGR.

Não é, também, nosso objetivo suscitar polêmicas ou discussões sobre os diversos pontos que iremos apreciar, nem objetivamos impor pontos de vista ou soluções. Pretendemos, exclusivamente, expor o assunto e tecer alguns comentários ou adiantar algumas conclusões que, a nosso ver, possam servir de subsídio para orientar escolha de soluções ou tendências que possam ser seguidas a posteriori.

II - OS REATORES NUCLEARES DE POTÊNCIA E SUA TECNOLOGIA

Os reatores nucleares de potência se constituem hoje em dia, sem dúvida, num dos mais modernos meios de geração de energia elétrica, e a sua tecnologia, ainda de certa forma sofisticada, mormente nos conceitos mais avançados de reatores nucleares, não é fácil de ser dominada, dadas as dificuldades naturais decorrentes de seu recente desenvolvimento, o alto custo das pesquisas de que necessita para a sua evolução, e mesmo a complexidade que ainda envolve alguns de seus dispositivos ou partes componentes, tudo isso aliado a uma velocidade de desenvolvimento muito alta que torna obsoletas em pouco tempo muitas das soluções encontradas, a ponto de não haver, a rigor, duas centrais nucleares que sejam identicamente

iguais. Entretanto, é possível distinguir-se "Linhas" de reatores e, dentro dessas "Linhas de Reatores", conceitos ou filosofias de projeto, segundo uma tecnologia básica que se desenvolve continuamente, com a adição de novas soluções que implementam essa tecnologia, sem alterar, contudo, as suas características fundamentais.

No caso particular dos reatores nucleares, um dos elementos básicos que definem uma tecnologia é o tipo de refrigerante empregado; de um modo geral, pode-se falar de uma "Tecnologia de Reatores a Água", de uma "Tecnologia de Reatores a Gás", de uma "Tecnologia de Reatores a Metal Líquido", etc., sem grande margem de erro, uma vez que a tecnologia do refrigerante utilizado define, praticamente, a tecnologia do reator, do ponto de vista do "engineering design", ou seja, da engenharia de projeto. Se, em uma segunda e mais particularizada classificação, adicionarmos o tipo do "moderador" empregado (no caso particular dos reatores nucleares denominados "térmicos"), a classificação será ainda mais rigorosa, podendo se falar, sem perigo de erro grave, da tecnologia dos reatores a:

1. Água Leve/Água Leve
2. Água Pesada/Água Leve
3. Grafita/Gás, etc.

Entretanto, para o caso particular que estudaremos, será somente considerada a Tecnologia dos Reatores Refrigerados a Gás (CO₂ ou He).

III - OS REATORES REFRIGERADOS A GÁS - EVOLUÇÃO DA TECNOLOGIA

1) - O "GCR" - Gas Cooled Reactor

Os reatores nucleares refrigerados a gás foram, talvez, os que mais cedo se desenvolveram e os que mais efetivamente, até bem pouco tempo, vinham sendo utilizados como dispositivos geradores de energia elétrica de base nuclear em escala comercial. Desde "Calder Hall" até "Wylfa", por exemplo, a Grã-Bretanha instalou somente em seu território (Inglaterra, Gales, Escócia) cerca de 5.000 Mw elétricos, no período de 1956 até 1970. Até 1969, inclusive, a energia elétrica de base nuclear gerada por reatores refrigerados a gás carbônico (164.771 x 10⁶ Kw h) era superior, em todo o mundo ocidental, à energia elétrica de base nuclear gerada pelos demais tipos de reatores de potência até então em funcionamento, da seguinte forma (1):

Tabela I
Geração de Energia Elétrica de Base Nuclear até 1969 (*)

Período	Geração Elétrica: Kw h x 10 ⁶		
	Reatores a Gás	Outros	Total
Até 1968	161.855	60.577	222.432
Em 1969 (até 30/11)	2.916	1.772	4.688
Totais	164.771	62.349	227.120

(*) - Só foram consideradas as centrais nucleares de tipo comercial mais importantes dos EE.UU., Grã-Bretanha, Japão, Itália, Canadá e Índia.

Os chamados "Gas Cooled Reactors" ou reatores tipo "Calder Hall" são constituídos de um "Core" de grandes dimensões relativas, onde se posiciona o combustível nuclear, constituído de barras cilíndricas de urânio natural (metálico), encamisadas (cladding) a "Magnox" (liga de Magnésio e Alumínio), as quais são introduzidas em "canais", também cilíndricos existentes no moderador, no caso a grafita, constituindo o conjunto o denominado "Core" ou "Núcleo" do reator.

Esse "Núcleo" ou "Core" é formado por blocos de grafita (prismas quadrangulares ou cubos, nos projetos ingleses; prismas hexagonais, nos projetos franceses), com um furo central, cilíndrico, que constitui o denominado "Canal". Esses blocos são empilhados formando o "Core" de tal forma que os furos se superponham formando canais contínuos, verticais, desde o topo até a base do "Core". Nesses canais é que são posicionadas as barras de combustível:

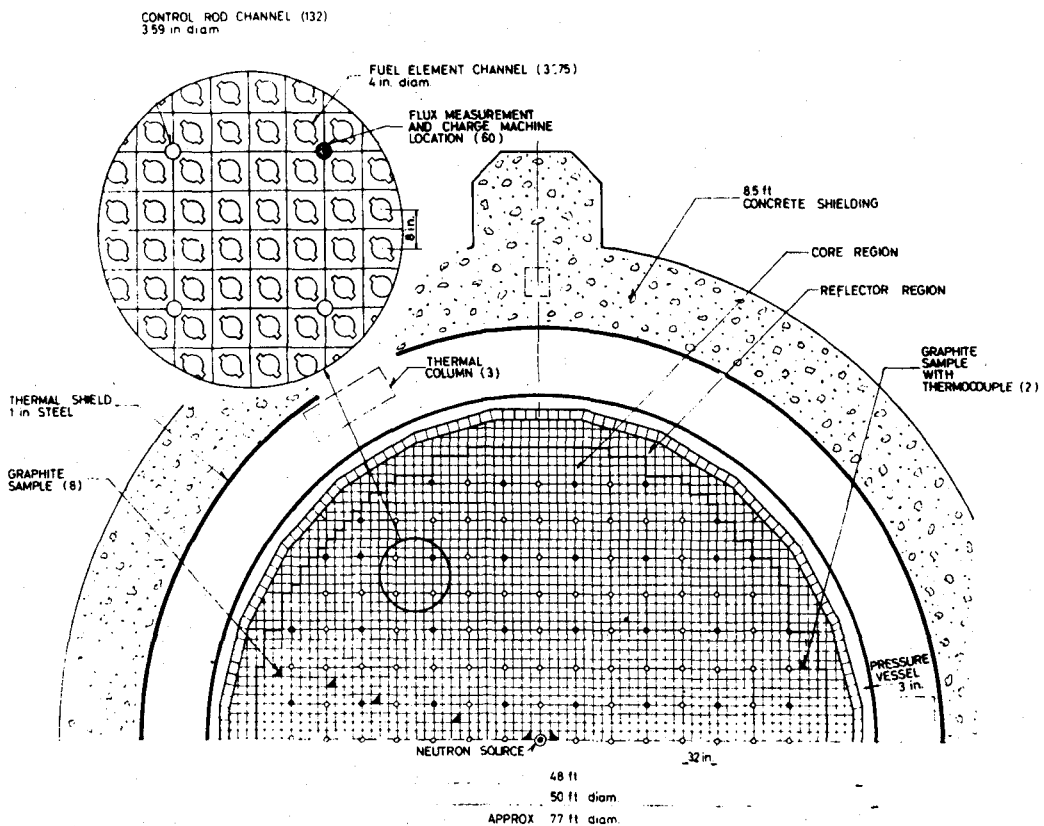


Fig. 1 - Plano ou Mapa do "Core" do GCR (Calder Hall)

O empilhamento dos blocos de grafita é feito com precisão de tal forma a que não haja desalinhamento quer para os blocos quer para os canais. Para esse empilhamento, são realizados cálculos estruturais rigorosos, nos quais são levados em conta os parâmetros em jogo: tensões mecânicas, tensões térmicas, estabilidade do empilhamento, etc.

Na Fig. 2 e Fig. 2.a estão mostrados alguns detalhes concernentes ao empilhamento e detalhes estruturais, canais, etc.

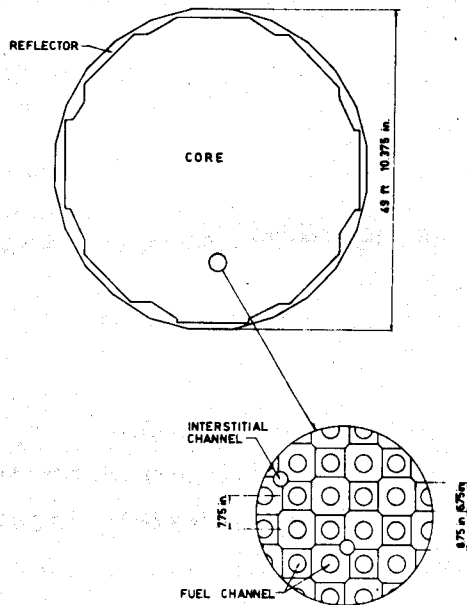
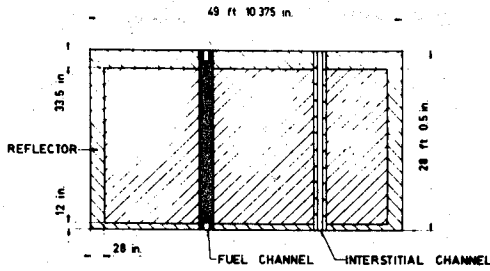


Fig. 2 - Esquema do Empilhamento da Grafita (Oldbury)

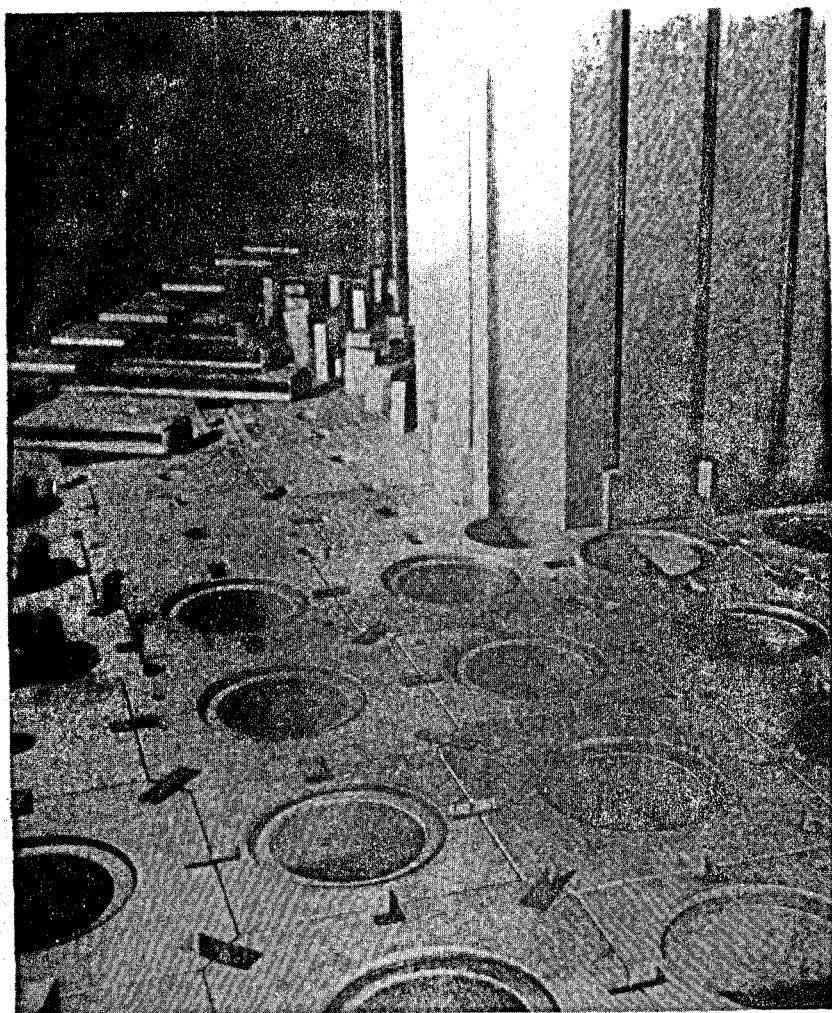


Fig. 2.a - Detalhes Referentes ao Empilhamento da Grafita

O elemento combustível do GCR é constituído de uma barra cilíndrica de urânio natural (metálico), com diâmetro aproximado de 1 polegada (aproximadamente, 2,54 cm), encamisada (cladding) a "Magnox" (liga de magnésio e alumínio). Esse encamisamento, além de sua função estrutural - dar maior rigidez à barra do elemento combustível - serve também para reter no seu interior os produtos de fissão, não permitindo a sua interação com o refrigerante, evitar a corrosão (oxidação) do urânio metálico pelo CO_2 , e como superfície de transferência de calor. Essa superfície pode ainda ser aumentada, até certo ponto, com a adição de aletas ao longo de toda a barra de combustível, o que permite não só o aumento da área dessa superfície como provoca também um maior turbilhonamento do gás refrigerante (o escoamento de calor nos reatores refrigerados a gás é realizado no regime turbilhonar), propiciando melhores condições de refrigeração, obviamente aumentando a queda de pressão do refrigerante. Na Figura 3 estão

mostrados alguns tipos de elemento combustível dos GCR's ingleses:

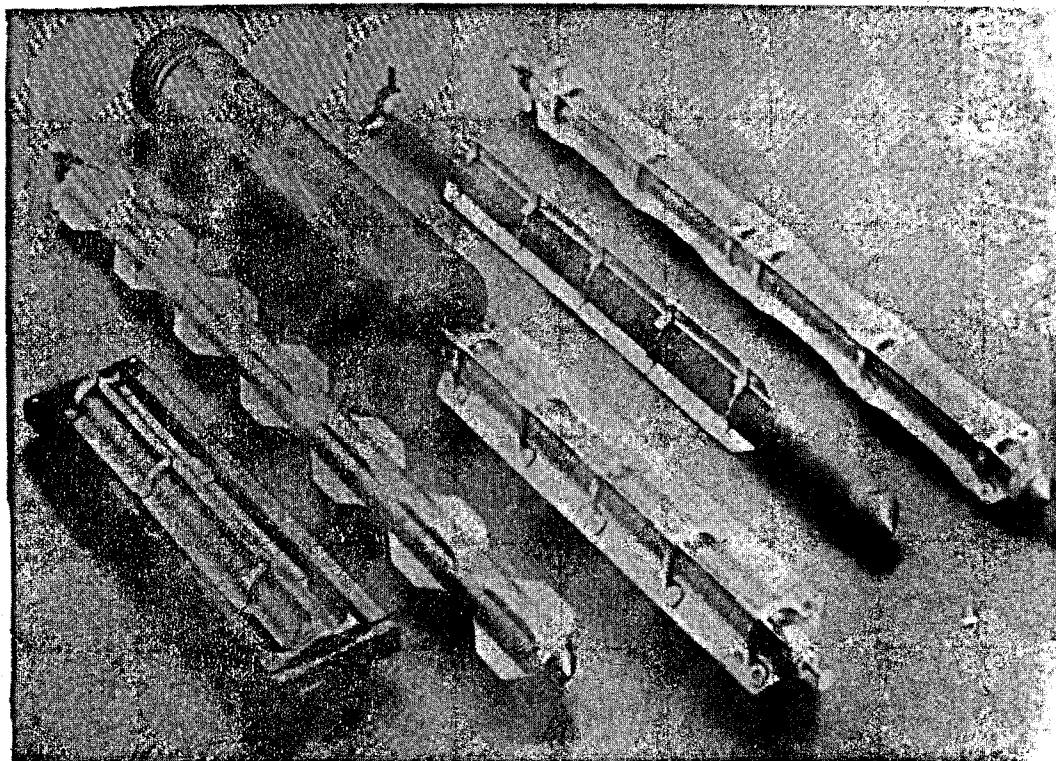


Fig. 3 - Elementos Combustíveis de Alguns GCR's Ingleses

O "Core" ou núcleo do reator é colocado dentro de uma estrutura fechada hermeticamente: o Vaso de Pressão (Pressure Vessel). Essa estrutura, nos primeiros GCR's, era fabricada em aço especial com uma espessura tal que permitisse resistir à pressão de trabalho do fluido refrigerante - aqui, no caso, o CO_2 - veículo de transporte do calor produzido nas fissões, desde o "Core" até os denominados "Trocadores de Calor", em circuito fechado.

Envolvendo o Vaso de Pressão há uma outra estrutura suplementar, em concreto armado, que atua como absorvedor ou atenuador das radiações provindas do "Core" e produzidas pelas fissões, a fim de proteger o pessoal que opera a Central Nuclear: é a denominada "Blindagem Primária" ou "Blindagem Biológica".

Essa estrutura, por ser em concreto, necessita de uma "proteção" contra os efeitos da temperatura, que podem ser danosos para esse material, se atingir a limites relativamente altos (mais de 60-70°C); para isso, há entre o Vaso de Pressão e a Blindagem Biológica uma outra estrutura, denominada "Blindagem Térmica", que envolve internamente a Blindagem Biológica. Além dessa Blindagem Térmica, é necessário manter-se um circuito de refrigeração (ar, por exemplo), entre a Blindagem Térmica e a Blindagem Biológica, a fim de se manter o concreto a temperaturas compatíveis, conseqüentemente a integridade de suas propriedades mecânicas.

Na Figura 4 estão mostradas essas diversas peças estruturais ou de proteção, como sejam:

1. Vaso de Pressão (Pressure Vessel)
2. Blindagem Térmica (Thermal Shield)
3. Blindagem Biológica (Biological Shield)

cuja análise ajudará à compreensão do papel que representam os modernos Vasos de Pressão em Concreto Protendido, os denominados PCRV (Prestressed Concrete Reactor Vessel), usados nos HTGR.

Os países que mais se dedicaram à exploração comercial dos denominados GCR's foram a Grã-Bretanha e a França. Desde o protótipo de "CALDER HALL" até a construção da Central Nuclear de SIZEWELL - na Grã-Bretanha - e, na França, desde os reatores da Central Nuclear de CHINON (CHINON 1, 2 e 3, antigamente denominados EDF-1, EDF-2 e EDF-3) até a Central de BUGEY-1 (antigo EDF-5), o desenvolvimento da linha de reatores GCR atingiu a estágios de desenvolvimento bem adiantados, sem, contudo, remover uma série de problemas inerentes a esse tipo de reator, principalmente no que concerne ao comportamento do combustível e ao custo global de uma central do tipo GCR.

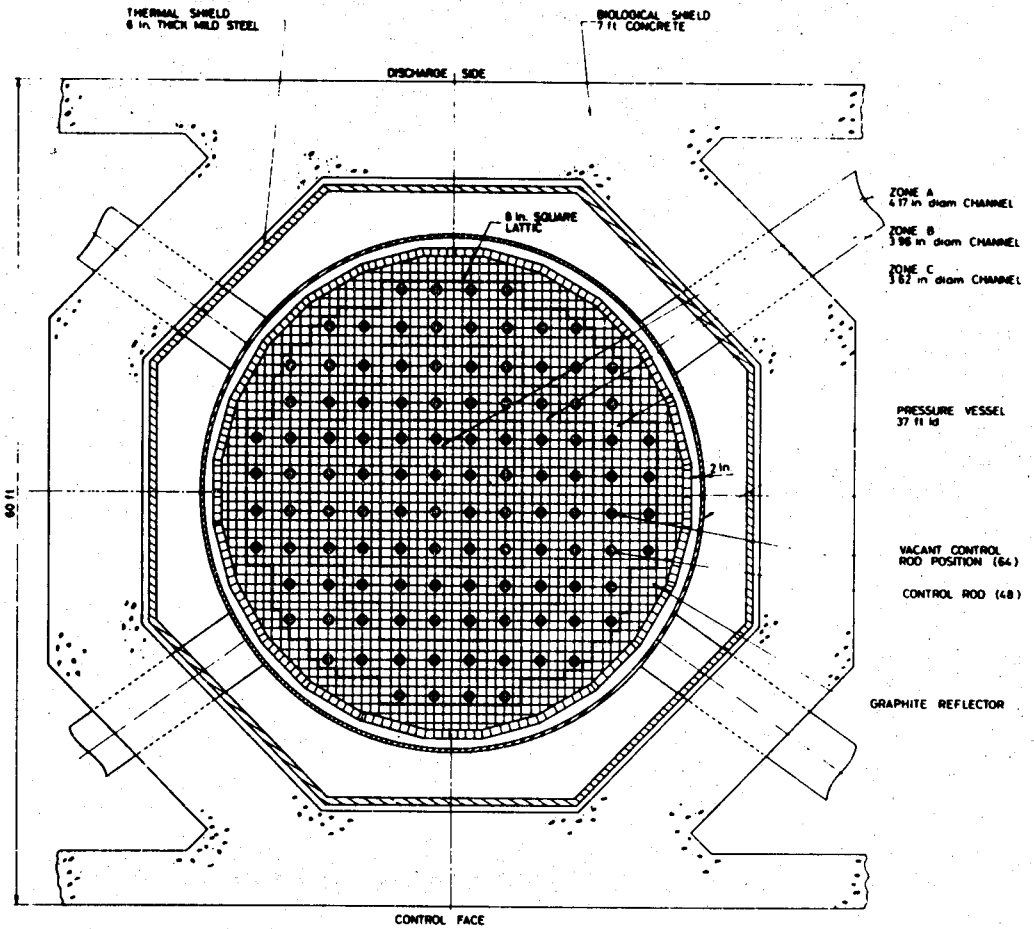


Fig. 4 - Corte Horizontal do Reator de Calder Hall (GCR)

Pelos dados da Tabela II podemos analisar, comparativamente, como se processou a evolução de alguns importantes parâmetros referentes aos reatores GCR na Grã-Bretanha, país que mais se dedicou ao estudo e construção dessa linha de reatores nucleares de potência:

Tabela II
Quadro Comparativo da Evolução de Alguns Parâmetros do GCR

Parâmetro	Central Nuclear				
	Calder Hall	Bradwell	Hinkley Point	Sizewell	
Potência, MW (e)	35	150	250	290	
Eficiência, (%)	19,2	28	26	30,5	
Pressão de Trabalho - CO ₂ (kg/cm ²)	10,2	9,0	13	18	
Volume do "Core", m ³	—	915	1.342	1.115	
Temperatura de Saída, °C	336	390	373	410	
Dimensões do Vaso de Pressão (m)	D	11,3	20	20	19,5
	H	20,6	—	—	—
Espessuras das Paredes do Vaso de Pressão (cm)	5	7,6	7,6	10,5	

Até aqui, ou seja, até a construção da Central de SIZEWELL (Grã-Bretanha) e EDF-2, ou CHINON-2 (na França), a parte estrutural, isto é, o Vaso de Pressão, era construído em aço especial, tendo como envoltória, como já vimos, a Blindagem Biológica em concreto armado. Mas a necessidade da construção de reatores de maior porte, a necessidade do aumento da eficiência, conseqüentemente, da pressão do gás refrigerante, para a obtenção de reatores não só mais potentes como mais econômicos, exigiam, obviamente, o uso de:

- 1 - maiores dimensões para o núcleo ou "core" do reator e, por conseguinte, maiores dimensões para o vaso de pressão;
- 2 - aumento da pressão do gás refrigerante (CO₂);
- 3 - como decorrência natural dos dois fatores acima, maiores espessuras para as paredes do vaso de pressão;
- 4 - a par disso, construção de maiores estruturas em concreto, envolvendo o vaso de pressão, como blindagem primária ou biológica.

Isso tudo esbarrava em uma série de problemas, os maiores dos quais eram, sem dúvida:

- a) - a impossibilidade de serem usinadas peças de grande espessura de parede, para soldagem posterior, para a ereção de grandes vasos de pressão em aço;

- b) - dificuldades, mesmo impossibilidades técnicas, para a confecção de cuidadosas soldagens e inspeção destas por gamagrafia; correções posteriores, etc.

Com os projetos de DUNGENESS-A e SIZEWELL-A, chegou-se na Inglaterra a um ponto crítico na evolução dos projetos GCR: a construção de grandes vasos de pressão em aço para suportar grandes pressões, em reatores de maior porte. Surgiram, então, os projetos dos reatores OLDBURY e WYLFA, quase que ao mesmo tempo.

É interessante acentuar que, embora hajam sido os franceses os primeiros a utilizar o concreto protendido na construção de vasos de pressão de reatores, com o projeto pioneiro de MARCOULE (G-2 e G-3), foram os ingleses os primeiros a adotar essa tecnologia nos reatores GCR comerciais (os reatores de Marcoule são mais reatores plutonígenos do que propriamente geradores de energia elétrica; esta, do ponto de vista econômico, é um subproduto). Com essa nova tecnologia, diversos inconvenientes foram removidos:

- 1 - fundiu-se em uma só estrutura o vaso de pressão propriamente dito, que até então era em aço, e a blindagem biológica, executada em concreto, numa simbiose perfeita vaso-de-pressão/blindagem-biológica.
- 2 - o vaso de pressão passou a ser executado totalmente "in situ", sem os inconvenientes do transporte de grandes peças usinadas até o canteiro de obras, para soldagem;
- 3 - eliminou-se a dificuldade surgida para a construção de vasos de pressão de maior porte e para suportar pressões mais elevadas - conseqüentemente mais espessos e sem possibilidade de serem executados em aço - uma vez que, pelo menos do ponto de vista de tecnologia não há, até agora pelo menos, limites para o aumento da pressão do refrigerante, vale dizer da pressão interna a que o vaso de pressão deverá ser submetido (não há restrições para o aumento da espessura das paredes), tudo dependendo de aspectos econômicos, não tecnológicos.

Tabela III (2)

Algumas Características Importantes dos Reatores Tipo GCR de
OLDBURY - WYLFA - SAINT LAURENT-1 - SAINT LAURENT-2 - BUGEY-1

Características	GRÃ-BRETANHA		FRANÇA		
	OLDBURY	WYLFA	SAINT LAURENT-1	BUGEY-1	
Potência, MW (e)	300	590	480	488	
Eficiência, %	33,6	31,5	30,4	28,4	
Pressão de Trabalho (kg/cm ²)	26	26	32	42	
Temp. Saída, °C	410	414	400	398	
Dimensões do Vaso de Pressão,	D	23,1	28,8	18,6	16,8
	H	18,0	—	35,7	37,8

Esses dois projetos - OLDBURY e WYLFA, aliados aos projetos franceses SAINT LAURENT (1 e 2) e BUGEY-1 constituíram, possivelmente, o maior e o mais otimizado passo que se poderia dar para o progresso da tecnologia dos reatores a gás, do tipo GCR. Os parâmetros mais importantes desses reatores, constam dos dados da Tabela III da página 10. É interessante compará-los com os dados da Tabela II.

Uma das maiores conseqüências positivas na introdução dos vasos de pressão em concreto pretendido foi a integração, dentro do vaso de pressão, dos Trocadores de Calor, estrutura convencional, de certa forma delicada e que sempre se constituiu num dos pontos críticos da tecnologia dos reatores nucleares, com problemas de blindagem, manutenção, de perdas ao longo dos dutos de comunicação entre eles e o "core" (fonte quente), etc.. Os problemas de blindagem ao longo das tubulações - do "core" até os Trocadores de Calor e de blindagem destes ficaram praticamente resolvidos com a adoção do "ciclo integrado" e do vaso de pressão em concreto pretendido: os Trocadores de Calor se situam "ao lado" (ou embaixo) do "Core", sem dutos de ligação, e o vaso de pressão - que já serve como "Blindagem Primária" - servindo também como blindagem para os Trocadores de Calor.

2) - O AGR - Advanced Gas-Cooled Reactor

Apesar de todo o avanço tecnológico atingido pelo GCR, continuou ele, no entanto, se constituindo num tipo de reator pouco econômico, não só no que se refere a custos de ciclos de combustível como, principalmente, com relação a custos de construção. Ademais, a tecnologia do gás permitia atingir-se a temperaturas de saída do gás refrigerante bem mais elevadas, porém, incompatíveis com as propriedades intrínsecas do urânio natural metálico, incapaz de suportar temperaturas elevadas (no entorno de 560°C ele passa da fase α , em que "ortorrômico", para a fase β , em que é "cúbico-centrado", sofrendo distorções, acréscimo de volume, etc.). Além disso, o seu encamisamento (em "Magnox") não pode suportar temperaturas muito superiores a 500°C . A Máquina de Carga e Descarga (o recarregamento é feito "em marcha") é outro problema complexo. Era, pois, necessário eliminar-se todos esses inconvenientes e procurar-se, também, um maior aproveitamento do combustível, aumentando-se a sua "taxa de queima" (burnup), isto é, obter-se, ao mesmo tempo (3):

- a) - o aumento da temperatura do gás refrigerante;
- b) - o aumento da taxa de queima (burnup) (no GCR ~ 4.000 MWD/t)
- c) - o aumento da potência do reator sem o conseqüente aumento das dimensões do "core" e, mais ainda, com a diminuição do número de canais;
- d) - conseqüentemente, a simplificação da Máquina de Carga e Descarga, vale dizer, da operação de recarregamento.

Como se pode ver, era necessário se introduzir alterações que, comparativamente entre si, eram paradoxais.

A modificação substancial introduzida e que resultou na otimização de todos esses parâmetros, foi o emprego de combustível ligeiramente enriquecido (UO_2 , enriquecido, em média, a 2,5% no ciclo de equilíbrio), utilizando pastilhas (pellets) encamisadas em aço inoxidável, e adotando como moderador um novo tipo de grafita (ligeiramente anisotrópica), com refrigeração também através do moderador. O elemento combustível modificou também a sua geometria, deixando a forma cilíndrica de barra única, simples, para se constituir em um

“feixe” (bundle) de varetas (pins), formando o todo um conjunto cilíndrico (assembly), como é mostrado na Figura 5:

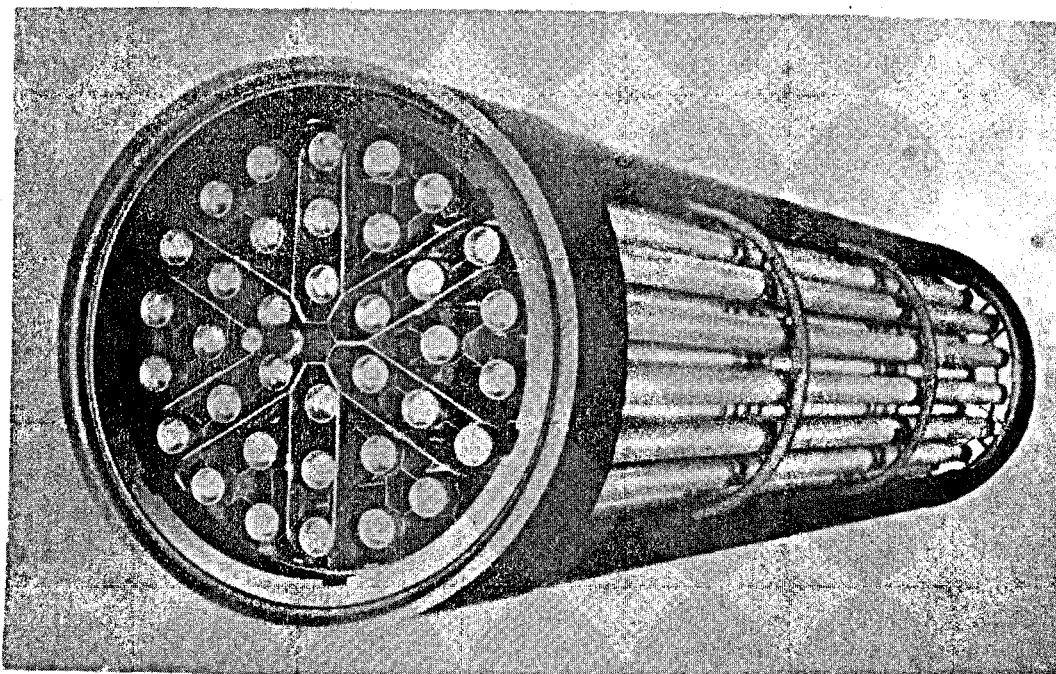


Fig. 5 - Elemento Combustível do AGR

Com isso, e sem modificar sensivelmente qualquer dispositivo de natureza tecnológica da engenharia do reator, em comparação com o GCR (as modificações substanciais ocorreram na tecnologia do combustível), foi possível obter-se:

1. O aumento da temperatura de saída do gás refrigerante (de 410°C dos reatores de Wylfa, tipo GCR, para 675°C nos reatores de Dungeness-B, do tipo AGR);
2. o conseqüente aumento da temperatura e das condições do vapor (ciclo de trabalho), sem necessidade de grandes estágios de superaquecimento e permitindo o uso de turbinas convencionais, portanto mais econômicas;

3. aumento da Taxa de Queima ("Burnup") que, nos reatores de Oldbury (GCR) é de 3.200 MWd/t e nos reatores de Hinkley Point (AGR) é de 18.000 MWd/t;
4. aumento da eficiência térmica: de 30,2% nos reatores de Oldbury (GCR) para 41,5% nos reatores de Hinkley Point (AGR);
5. diminuição do número de canais, com o aumento da potência de saída; com efeito:
 - 5.1 - nos reatores de Oldbury (300 MW (e) - Tipo GCR) há um total de 3320 canais;
 - 5.2 - nos reatores de Dungeness-B (600 MW (e) - Tipo AGR) há somente 465 canais.
6. conseqüentemente, simplificação da Máquina de Carga e Descarga que, em vez de ter de atender a diversos canais de um mesmo "stand pipe" (nos reatores GCR de Saint-Laurent, por exemplo, em determinada posição a Máquina de Carga e Descarga deve atender, de um mesmo "stand pipe", 33 canais), fazendo corresponder, no AGR, cada "stand pipe" a um só canal de carregamento.

Na Tabela IV é feita uma comparação entre diversas características dos reatores de OLDBURY (GCR) e dos reatores de DUNGENESS-B (AGR) (4):

Tabela IV
Comparação de Características entre OLDBURY (GCR) e DUNGENESS-B (AGR)

Característica	OLDBURY (GCR) (por reator)	DUNGENESS-B (AGR) (por reator)
Potência Elétrica, MW (e)	300	600
Combustível	U. Natural (0,7%)	U. Enriquecido (~2,5%)
"Core" ativo:		
Diâmetro, M	12,8	9,5
Altura, m	8,5	8,3
Volume, m ³	1.093,000	588,000
Potência Elétrica/litro de "Core"		
Ativo, em kw(e)/litro	0,27	1,02
Número de Canais	3.320	465
Pressão de Trabalho, kg/cm ²	25,7	30,6
Temperatura de Entrada, °C	245	320
Temperatura de Saída, °C	412	675
Máxima Temperatura do Cladding, °C	480	800
Material do Cladding	MAGNOX	AÇO INOXIDÁVEL
Passo (distância entre os eixos de canais adjacentes), cm	19,7	39

3) - Os Conversores Avançados a Alta Temperatura

Os reatores do tipo AGR examinados anteriormente já representam, de certa forma, um primeiro estágio de desenvolvimento dos reatores a alta temperatura ou, talvez, a transição para estes reatores, uma vez que com esse tipo de reator já se consegue atingir a temperaturas de saída do gás refrigerante da ordem de 675° C. Por outro lado, a alta temperatura nos reatores nucleares é um dos estágios mais importantes para se atingir ao "breeding", e a tecnologia dos

reatores a gás, pela sua flexibilidade e condições, permite que todos esses estágios possam ser atingidos com maior facilidade. Em 1966, em um "Report" à CNEN, adiantávamos que (5):

"5 - Os reatores do tipo AGR, representando um estágio mais avançado dos reatores do tipo GCR (Gas Cooled Reactor), constituem o primeiro estágio dos reatores a alta temperatura, o "High Temperature Gas-Cooled Reactor - HTGR", ou, talvez, um estágio de transição entre os GCR e os HTGR."

"6 - Estes últimos (HTGR), por sua vez, serão um dos primeiros estágios dos reatores "Breeder". Há, portanto, fundamentos para se estabelecer uma linha de evolução lógica dos reatores de potência refrigerados a gás, da seguinte forma:

GCR----->AGR----->HTGR----->"BREEDER"

sem grandes modificações na tecnologia geral dos projetos, vale dizer sem modificações sensíveis na engenharia de reatores ou de projetos".

Em realidade, os fatos confirmaram essas previsões e hoje já se pode estabelecer uma seqüência de desenvolvimento dos reatores a gás com a adição a essa cadeia de desenvolvimento do denominado "GCFR - Gas Cooled Fast-Breeder Reactor", da seguinte forma:

GCR----->AGR----->HTGR----->GCFR
(1a. Geração) - (2a. Geração) - (3a. Geração) - (4a. Geração)

com a circunstância de que o desenvolvimento dessa cadeia vem se processando, praticamente, com a só modificação da tecnologia do combustível, na passagem de um estágio de desenvolvimento para outro.

Os reatores AGR, embora já se constituíssem em um projeto avançado de reatores a gás, ainda apresentavam - e apresentam - alguns problemas de projeto. Um deles se referia à dificuldade de se aumentar mais ainda a temperatura de saída, pelas conseqüências que pudessem resultar para a integridade do combustível, para a integridade do moderador (storage energy), etc. Se se pudesse, pois, ao mesmo tempo em que se substitue o combustível na operação de recarregamento, substituir-se também o moderador e, ademais, resolver-se o problema do "cladding" substituindo-o por outro material mais refratário - cerâmico, por exemplo - e que fosse pouco absorvedor de nêutrons, esses inconvenientes seriam eliminados e a economia de nêutrons seria melhorada, aumentar-se-ia a eficiência, a densidade de potência, etc. O conceito "HTGR" resolveu essas questões.

Com efeito, o tipo de combustível usado nesse tipo de reatores permite a troca do moderador juntamente com a do combustível, uma vez que ambos estão solidários ao mesmo corpo. Ademais, o uso de um "cladding" cerâmico evita a introdução no "Core" de absorvedores metálicos parasitas.

Esta foi, basicamente, a modificação introduzida nos reatores a gás, para se poder atingir a temperaturas mais altas, isto é, para se obter o denominado conceito HTGR.

Como se vê, quer na transição do GCR para o AGR e deste para o HTGR, o fator principal foi a "mudança na tecnologia do combustível", respeitando-se, praticamente, a engenharia de projeto, o "engineering".

IV - O "HTGR" - HIGH TEMPERATURE GAS-COOLED REACTOR - CONCEITO E FILOSOFIA

1) - Características Gerais do "HTGR"

Os reatores a alta temperatura - o HTGR (HTR para os Ingleses e THTR para os Alemães) distinguem-se dos outros sistemas ou conceitos de reatores conhecidos principalmente pelo uso de combustível sem qualquer encamisamento (cladding) metálico ou qualquer estrutura semelhante metálica no interior do "Core", e pelo emprego de um gás inerte - o Hélio - como refrigerante. Ademais, utilizando a Grafita como moderador, está esta incorporada aos elementos combustíveis, propiciando uma distribuição praticamente homogênea do combustível ao longo do "Core", oferecendo melhores condições para a transferência de calor do combustível para o refrigerante, boa economia de nêutrons pela ausência de absorções parasíticas (que ocorrem, em geral, nos "claddings" metálicos) e, conseqüentemente, uma densidade de potência elevada.

A inexistência de "cladding" metálico, sem as restrições impostas pelas temperaturas limites desse tipo de material, o uso de um "Core" totalmente em Grafita, substituível com o combustível, o emprego de um refrigerante inerte, resulta em mais alta temperatura de saída, maior potência específica para o combustível, que o torna mais compacto que os primitivos "Gas Cooled Reactors", e, pois, menor Custo Global de Construção (Capital Cost), além de mais baixo custo de inventário de combustível. Disso tudo resulta, talvez, a melhor condição ou característica do HTGR: um "Fuel Cycle Cost" extremamente favorável, competitivo com larga margem sobre qualquer outro tipo de reator nuclear existente.

Outra das características importantes do HTGR é a sua flexibilidade na utilização de "Ciclos de Combustível", os quais podem ser estabelecidos segundo interesses econômicos, regionais ou nacionais como, por exemplo:

1. ou usando um alto enriquecimento para o Urânio e permitindo o emprego do Tório, no ciclo:

Urânio-235/Tório-232/Urânio-233

2. ou empregando um baixo enriquecimento para o Urânio, no ciclo:

Urânio-235/Urânio-238/Plutônio-239

3. ou o emprego dos ciclos mistos, com reciclagem, como, por exemplo, o ciclo:

Urânio-235/Tório-232 / Urânio - 235
Urânio - 233

4. ou o emprego do Plutônio, no ciclo:

Plutônio-239/Urânio-238/Plutônio-239

5. ou, ainda, outros ciclos mais complexos.

Outra característica do HTGR é a sua flexibilidade também para o uso do "Ciclo Direto", ou seja, utilizando-se o próprio fluido refrigerante - no caso o Hélio - como "fluido de trabalho", sem a interferência de "Trocadores de Calor" ou de "Geradores de Vapor", com a utilização de "Turbinas a Gás" o que virá reduzir ainda mais o custo global de construção e, logicamente, os custos de manutenção. Os estudos sobre a utilização do Ciclo Direto vêm sendo intensamente desenvolvidos nos Estados Unidos da América (Gulf General Atomic), na Grã-Bretanha (Projeto Dragon) e na Alemanha (Jülich), existindo já grande número de experiências realizadas e boa bibliografia referente a esses trabalhos. O uso do ciclo direto nos HTGR's, em escala comercial, entretanto, só é esperado ser atingido na segunda metade da década de 80; o maior problema reside ainda no comportamento dos materiais, quando submetidos a altas temperaturas.

Finalmente - e isso é uma decorrência da alta temperatura a que se pode atingir com o HTGR, 800°C ou mais (veja-se os resultados já obtidos com o UHTREX - Ultra High Temperature Gas-Cooled Reactor Experiment em Los Alamos, USA, que já conseguiu atingir à temperatura de saída de 1.450°C) - é perfeitamente viável o uso do HTGR em processos industriais a alta temperatura: na Siderurgia (fabricação do aço) e na Indústria Química. Já existe mesmo nos Estados Unidos estudos objetivos nesse sentido, mormente para o uso do HTGR com a dupla finalidade de geração de energia elétrica e de fonte de calor para a fabricação do aço (57)

2) - O Tipo de Combustível Empregado no HTGR

Nos reatores do tipo HTGR o combustível empregado é constituído de pequeníssimas partículas esféricas, com algumas centenas de microns de diâmetro, possuindo um núcleo central (kernel), que constitui o combustível propriamente dito, envolvido ou encapsulado por camadas de material cerâmico, refratário, que constitui o seu "cladding" ou encamisamento.

Essas partículas (coated particles) vão, após, constituir o "Elemento Combustível" do HTGR. É aqui que surgem duas filosofias distintas de HTGR: o do tipo "PEBBLE BED" e o do tipo "PRISMATIC FUEL ELEMENT".

A primeira filosofia vem sendo adotada na Alemanha (Projeto AVR e subseqüentes), e a segunda na Grã-Bretanha (Projeto Dragon e derivados) e nos Estados Unidos (Reator Peach Bottom, Reator Fort St. Vrain e HTGR-1100). Em resumo, essas duas filosofias podem ser assim sumarizadas, no que concerne ao elemento combustível:

- | | | |
|--|---|--|
| a) - Concepção Alemã do HTGR | } | <ol style="list-style-type: none"> 1. Partículas com 2 camadas envolventes 2. Elemento combustível em forma de esferas, com 6 cm de diâmetro externo |
| b) - Concepção Britânica e Americana do HTGR | } | <ol style="list-style-type: none"> 1. Partículas com 2 ou mais camadas envolventes 2. Elemento combustível de forma prismática, (prisma hexagonal, etc.) |

2.1 - As Partículas de Combustível (Coated Particles)

As denominadas "Coated Particles", que chamaremos aqui, por simplicidade, de "partículas", são constituídas de um núcleo interno (kernel) de combustível propriamente dito (ou de material fértil, conforme o caso), encapsuladas ou encapadas por material cerâmico. Essas partículas podem ter:

- a) - 2 camadas envolventes
- b) - mais de 2 (geralmente 3) camadas envolventes

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

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

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

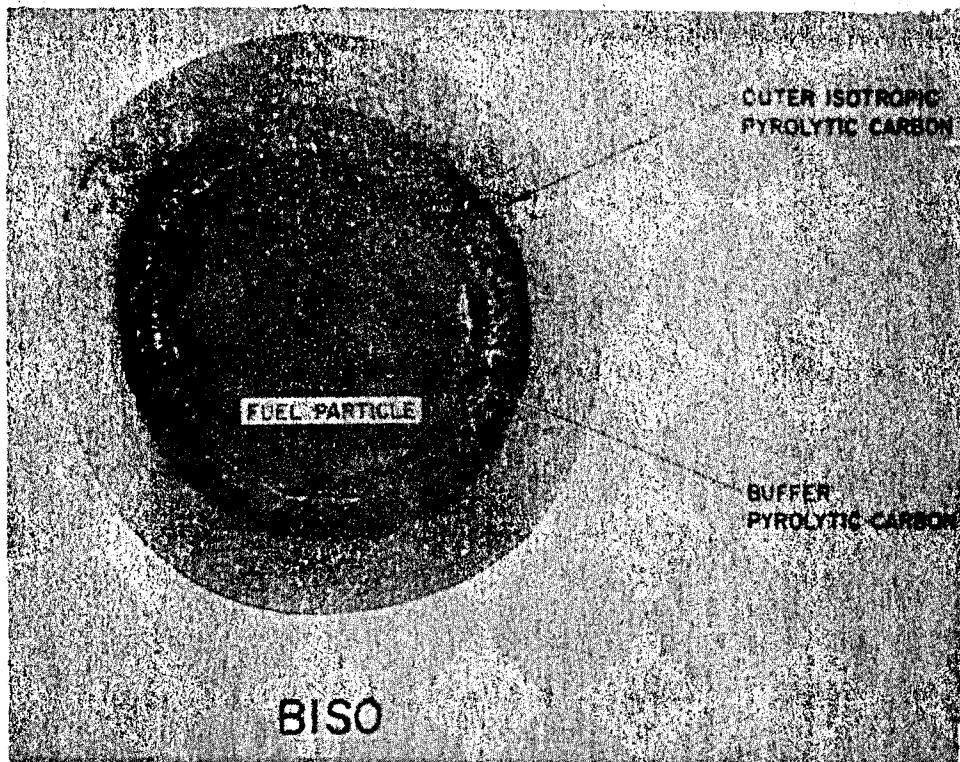


Fig. 6 - Corte da Partícula com 2 Camadas

Esse tipo de partícula foi o inicialmente adotado em todos os projetos de HTGR; hoje em dia, as partículas do AVR Alemão (e para o THTR, obviamente) seguem esse mesmo desenho. Nos Estados Unidos, entretanto, ao lado desse tipo (BISO coated particle), é empregado um outro tipo de partícula, com três camadas envolventes (TRISO coated particle).

A denominada "BISO Coated Particle" (*) tem constituição idêntica à mostrada na Figura 6 e deverá continuar sendo o tipo de partícula a ser empregada para a confecção de partículas férteis (fertile particles), usando como "kernel" ou o ThC_2 ou o ThO_2 (**). No reator de Fort St. Vrain, no entanto, ambas as partículas (fissile particles & fertile particles) serão do tipo TRISO, que será apreciado a seguir.

b) - Partículas com Três Camadas Envolventes

A fim de dar maior rigidez e confiabilidade, foi adotado um outro tipo de partícula, com três camadas envolventes, denominada "TRISO Coated Particle" (***), na qual a camada externa existente na "BISO" é subdividida em duas outras, tendo entre elas, em forma de "sanduíche", uma camada de Carbeto de Silício (SiC):

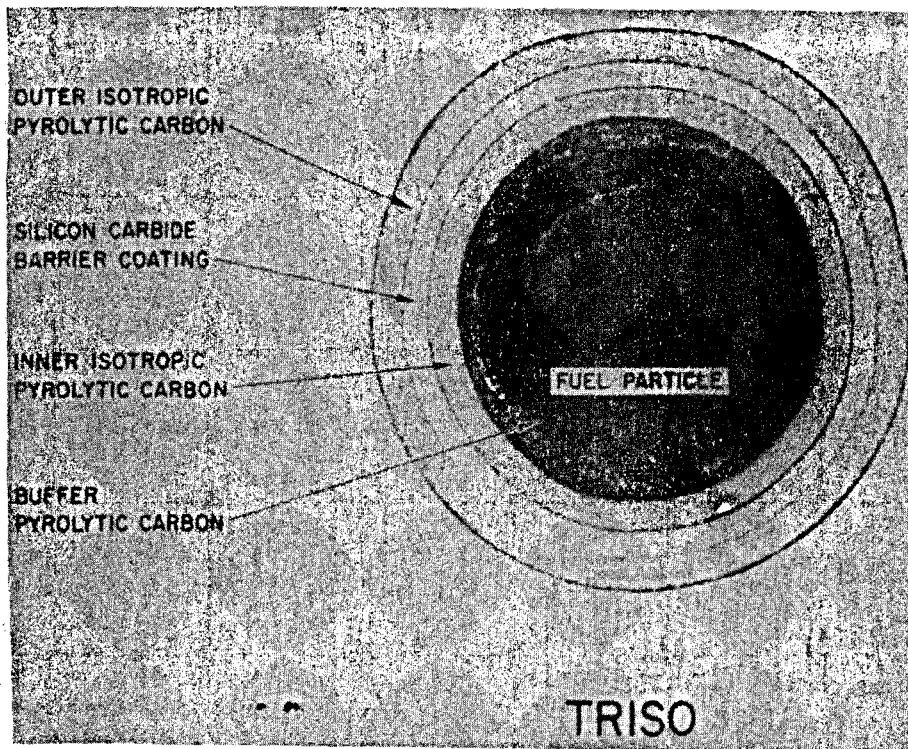


Fig. 7 - "TRISO Coated Particle"

(*) - BISO é o acrônimo de Buffer-ISotropic.

(**) - É pensamento da GGA de permanecer somente com a partícula BISO para os subseqüentes HTGR (770 e 1100 MW e), em vista do maior custo de fabricação da partícula TRISO. Isso, entretanto, envolve questões de segurança.

(***) - À semelhança de BISO, TRISO é o acrônimo de TRiplex-ISotropic.

c) - Partículas com Mais de Três Camadas Envolventes

Pelo fato de a camada mais interna de carbono isotrópico pirolítico sofrer demasiadamente, na sua superfície de contato com a camada de carbono pirolítico poroso, foi estudado na Inglaterra (Projeto Dragon) o emprego de uma outra camada entre essas duas (Sacrificial or Transition Layer), como se pode ver do esquema da Figura 8 (6):

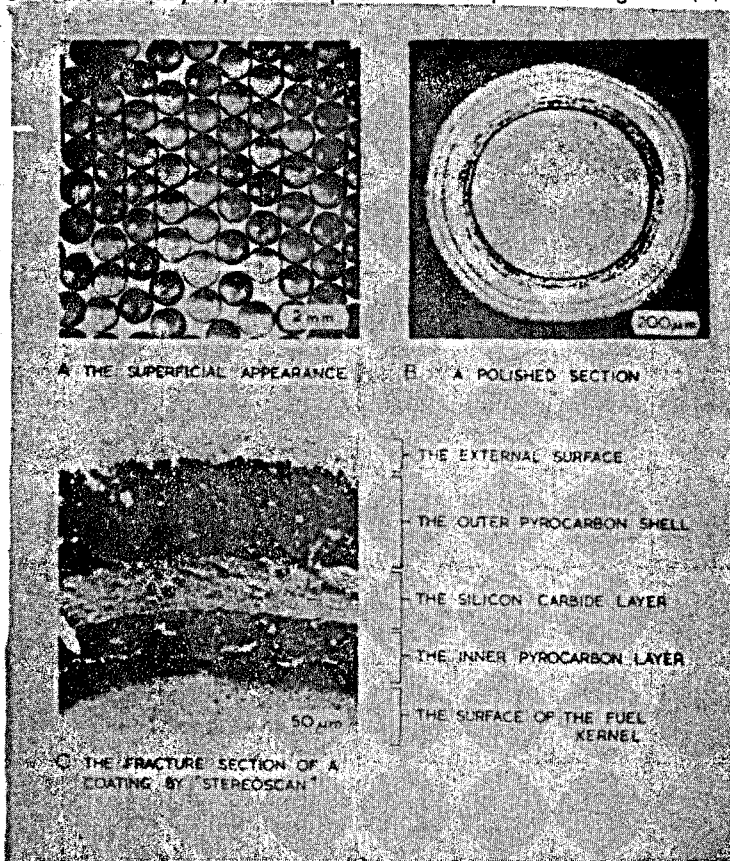


Fig. 8 - Esquema de Partícula com mais de 3 camadas

Dessa forma, as diversas camadas envolvidas da partícula, do centro desta para a sua superfície, são assim definidas:

1. "kernel", ou núcleo de combustível (ou material fértil);
2. camada de carbono pirolítico poroso, de baixa densidade (Buffer);
3. camada de carbono pirolítico isotrópico (sacrificial or transition layer);
4. camada interna de carbono pirolítico isotrópico, de alta densidade (estrutural);
5. camada intermediária de carbeto de silício (estrutural) (*);
6. camada externa de carbono pirolítico isotrópico de alta densidade (estrutural).

(*) - A camada intermediária de carbeto de silício (SiC) tem também funções estruturais; entretanto, sua outra importante função é de retenção dos produtos metálicos de fissão.

d) - Constituição das Partículas

Do que foi exposto, verifica-se que as partículas de combustível para os reatores do tipo HTGR se constituem de:

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

O elemento fundamental dessas camadas é o **Carbono Pirolítico**; normalmente, são empregados dois tipos deste material:

1. Carbono Pirolítico (Pyrolytic Carbon) poroso, de baixa densidade, para a absorção dos gases de fissão e permitir a expansão do "kernel" por efeito da temperatura ou de danos por radiação, mantendo a integridade da partícula;
2. Carbono Pirolítico isotrópico, de alta densidade, como camada externa, para dar rigidez e resistência à superfície externa da partícula.

Nas partículas TRISO e nas partículas mais recentemente estudadas para o Projeto DRAGON, a camada externa de carbono pirolítico isotrópico é subdividida em duas partes, tendo entre elas uma camada de carbeto de silício (SiC) que aumenta a rigidez da partícula; além dessa função, o carbeto de silício atua como barreira para os produtos de fissão em geral, mas particularmente como barreira à difusão do estrôncio.

O comportamento de uma partícula é similar ao comportamento de um vaso de pressão em concreto protendido. Em virtude da retração que sofre o carbono pirolítico pela ação da irradiação por nêutrons e tendo em vista a relativa estabilidade mecânica do carbeto de silício, esta última camada é submetida a uma compressão considerável. Esta compressão é de tal magnitude que para ser balanceada necessita de uma pressão interna (por gases de fissão) considerável. Posteriormente, esta pressão aumentando, o carbeto de silício vai passando gradativamente do estado de compressão para o de tensão. Em diversas experiências realizadas, foram verificadas tensões da ordem de 30.000 até mesmo 100.000 psi (2.000 - 7.000 kg/cm²); entretanto, o comportamento dessa camada de SiC, mesmo a tensões consideráveis, é excepcional, até mesmo na variação do sentido dos esforços: compressão/tensão. Dessa forma, o carbeto de silício atua no caso da mesma forma que os cabos de protensão de um vaso de pressão, e o cálculo dos esforços é submetido às mesmas leis da mecânica.

2.2 - O Elemento Combustível do HTGR

a) - O "Pebble Bed Fuel Element"

É esta a filosofia de projeto de elemento combustível do HTGR Alemão, cujo protótipo é o "AVR" (Arbeitsgemeinschaft VersuchsReaktor), instalado em Jülich.

O elemento combustível utilizado no AVR se constitui de esferas ocas 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 Figura 9 (7):

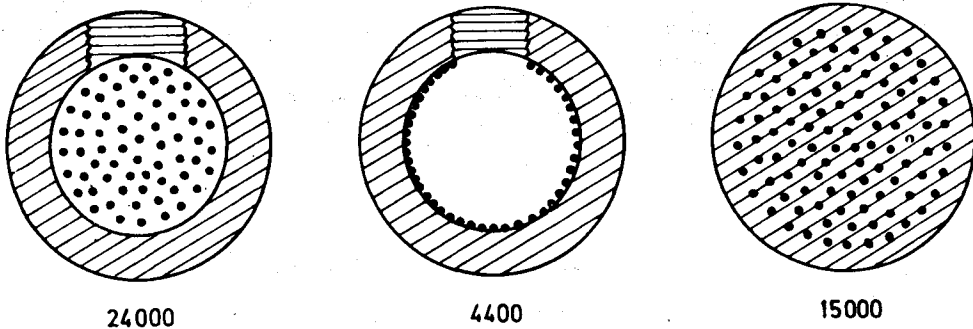


Fig. 9 - O "Pebble Bed Fuel Element"

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

Como se verifica, houve duas inovações:

1. de (a) para (b): inexistência de partículas na zona central da esfera, ou seja, na zona de 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.

É pensamento, entretanto, nos futuros projetos alemães de THTR, a adoção de elementos combustíveis de forma prismática, por duas razões:

1. para facilitar a assinatura de acordos internacionais de cooperação no programa THTR, uma vez que a filosofia de elemento combustível prismático é a mais aceita;
2. objetivando o futuro uso do "direct cycle" (gas turbine);

b) - O "Prismatic Fuel Element" para o HTGR

O Elemento Combustível Prismático é o tipo empregado nos projetos ingleses (Dragon,

etc.) e norte-americanos (Peach Bottom, Fort St. Vrain, etc.) de HTGR. Vamos analisá-lo separadamente, para os reatores ingleses e para os reatores americanos.

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

O elemento combustível do HTR-DRAGON é constituído de um 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; este é constituído de uma "matrix" de grafita em pó contendo as partículas de combustível já mencionadas, conforme mostrado na Figura 10 (8):

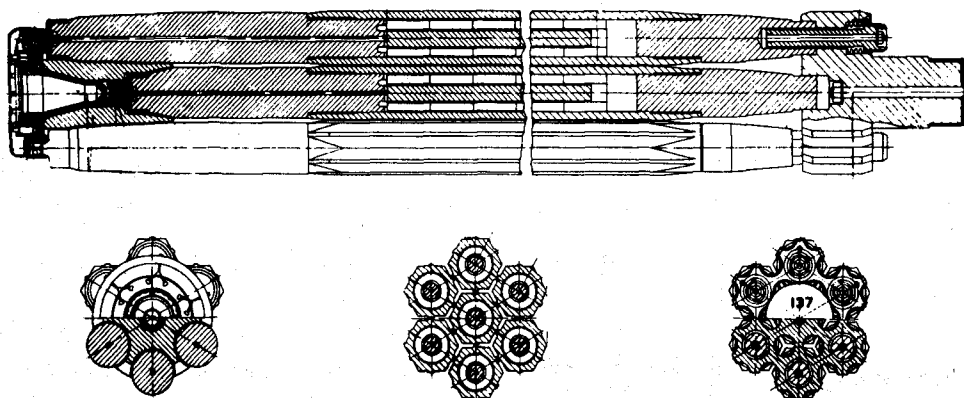


Fig. 10 - Elemento Combustível do DRAGON

O refrigerante se escoia através de canais formados por ressaltos existentes nas faces (hexagonais) dos "pins" ou "varetas", conforme pode ser visto na Figura 10 (three foil channel).

Para os projetos avançados de HTR (650 MWe), o elemento combustível foi modificado, passando a ser um prisma de grafita, de formato ainda hexagonal (em algumas partes, pentagonal), com cerca de 100 cm de altura e 40 cm de face a face (duplo apótema), contendo

no seu interior 18 furos onde são posicionadas outras tantas varetas ou "pins", conforme Figura 11 (9):

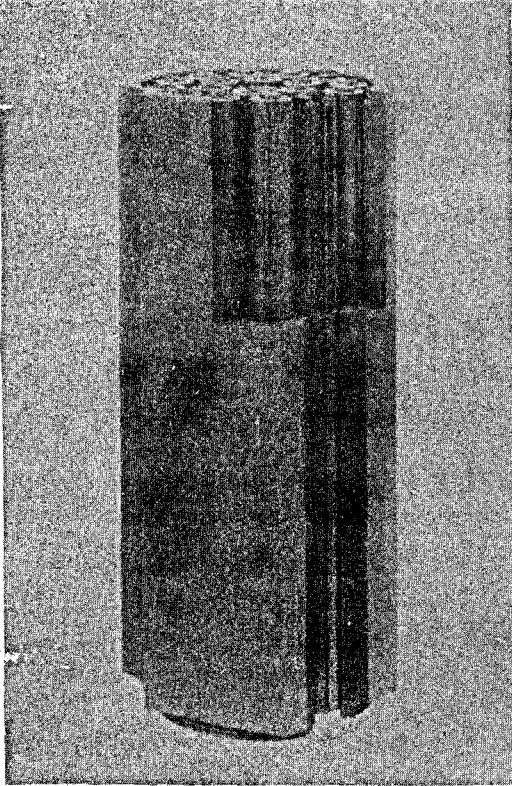
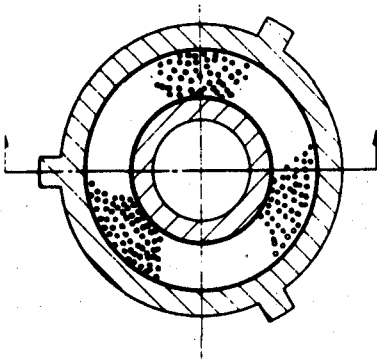


Fig. 11-HTR Fuel Element

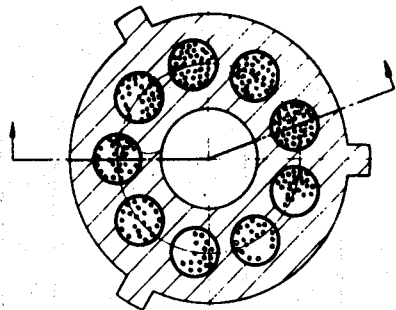
O "pin" ou "vareta" a ser empregado nos projetos comerciais de HTR, pode ser de dois tipos (11):

- "interacting design"
- "teledial design"

Estes são os dois tipos de maior otimização, segundo os estudos feitos pelo "Dragon Project Group", em Winfrith, Inglaterra. O primeiro deles se constitui de dois anéis cilíndricos concêntricos, formando uma região anular de combustível, com a parte central vazia (interacting design). O "Teledial Design" é um cilindro de eixo vasado, em grafita contendo 9 canais onde se posiciona a "matrix" de grafita e as partículas de combustível, conforme mostrado na Figura 12 (10):



TUBULAR FUEL ROD
INTERACTING DESIGN



TUBULAR FUEL ROD
TELEDIAL DESIGN

Fig. 12 - "Fuel Element" do HTR 650 Mw (e)

b.2) - O Elemento Combustível do HTGR - Peach Bottom

O elemento combustível do Reator de PEACH BOTTOM 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 ("matrix" em grafita e partículas) e, na direção axial, uma vareta em grafita, formando uma região anular para o combustível propriamente dito, conforme mostrado na Figura 13 (11):

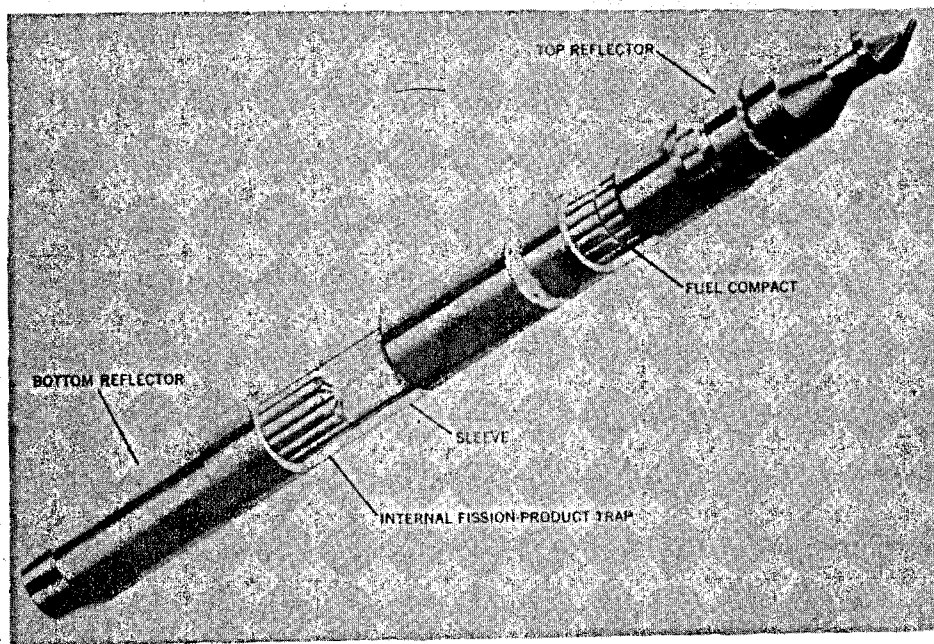


Fig. 13 - "Peach Bottom Fuel Element"

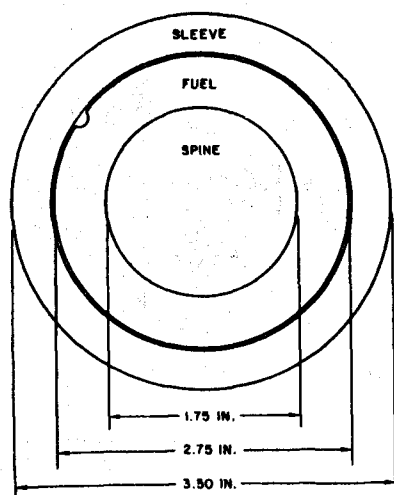


Fig. 14 - Corte do Elemento Combustível

Esquemáticamente, um corte desse elemento combustível apresenta o aspecto mostrado na figura ao lado (Fig. 14). As suas diversas regiões apresentam as dimensões assinaladas na Tabela V:

Tabela V

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	$(R_2 - r)$	2,55

b.3) - O Elemento Combustível "Fort St. Vrain"

É este o elemento combustível típico a ser usado nos HTGR's de projeto norte-americano; será primeiramente empregado no reator de "Fort St. Vrain", ora em final de construção em Denver, Colorado, para a produção de 330 MW (e); este mesmo tipo de combustível está previsto para os HTGR's de maior porte, ou seja, 1100 MW (e) e 770 MW (e)

(12). Apresenta o aspecto da Figura 15:

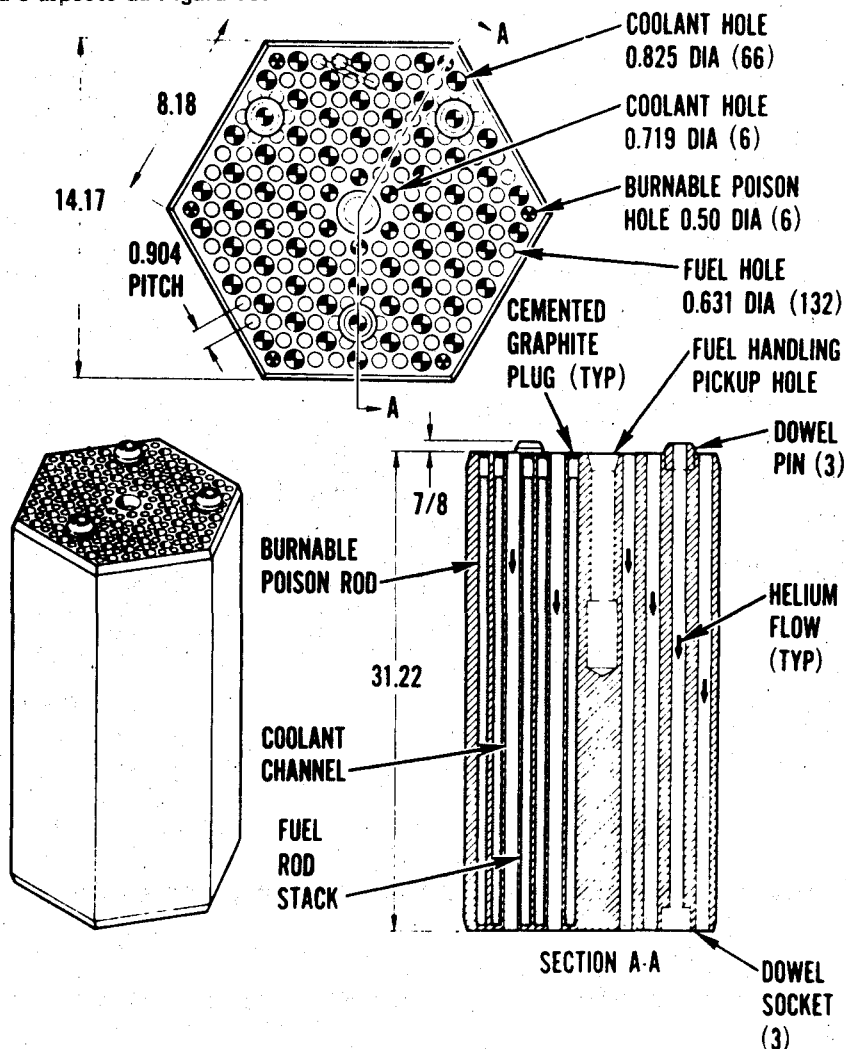


Fig. 15 - Elemento Combustível "Fort St. Vrain"

Como mostrado na figura, o elemento combustível é constituído de um prisma hexagonal, em grafita, todo perfurado na direção axial, com 132 canais onde se posicionam os "bastões" (stick) de elemento combustível e mais 72 canais (66 + 6) por onde circula o refrigerante.

Os "bastões" de combustível, que é posicionado nos canais assinalados, é fabricado com uma "matrix" de pó de grafita prensada, contendo no seu interior as partículas de combustível (coated particles), havendo um total de 8 bastões por canal.

As dimensões e demais detalhes estão mostrados na figura 15 acima.

3) - O "High Temperature Gas-Cooled Reactor" - Versão Alemã

Conforme já foi citado anteriormente, o HTGR-Alemão (tipo "Pebble Bed") tem como protótipo o Reator de "JÜLICH". Representa ele um pequeno protótipo (49 MW térmicos), servindo mais como demonstração de conceito do que propriamente um reator de potência, embora produza 15 MW elétricos. O AVR apresenta o seguinte aspecto:

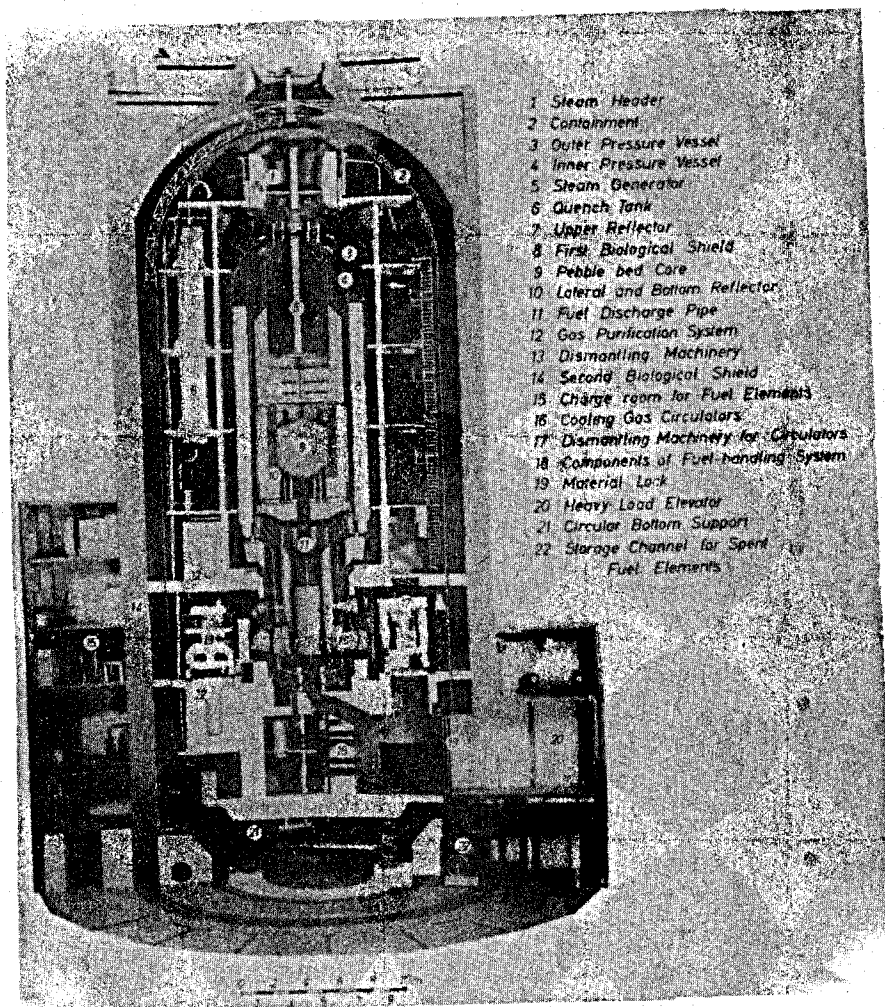


Fig. 16 - O "AVR" (HTGR - Pebble Bed Type)

O HTGR-Pebble Bed é um tipo de reator no qual o elemento combustível é constituído de esferas, como já foi mostrado; essas esferas são colocadas no interior do "Core", no caso uma estrutura cilíndrica terminando em forma de cone invertido de tal forma que a distribuição das esferas, durante o seu funcionamento, ao longo do "Core" apresenta aspecto probabilístico, uma vez que a pressão do refrigerante (de baixo para cima) provoca o fenômeno da "levitação",

que deve ser levado em conta no cálculo neutrônico.

Os parâmetros mais importantes do "AVR" constam da Tabela VI (13):

Tabela VI
Alguns Parâmetros Importantes do "AVR"

Parâmetro	Unidade	Valores
Potência Térmica	MW (t)	46
Potência Elétrica	MW (e)	15
Elemento Combustível	—	Esferas com 6cm (diâmetro)
Dimensões do "Core"		
Diâmetro	cm	300
Altura (cilindro)	cm	250
Número de Elementos Combustíveis	—	95.000
Densidade de Potência, Média	MW/m ³	2,2
Pressão de Trabalho (Hélio)	atm	10
Temperatura de Saída	°C	850

Na Alemanha estão em desenvolvimento outros projetos de THTR: o protótipo comercial THTR-300 MW (e) e o THTR de porte comercial, para 600 MW. Esquemáticamente, o THTR-300 MW apresenta o seguinte aspecto (14):

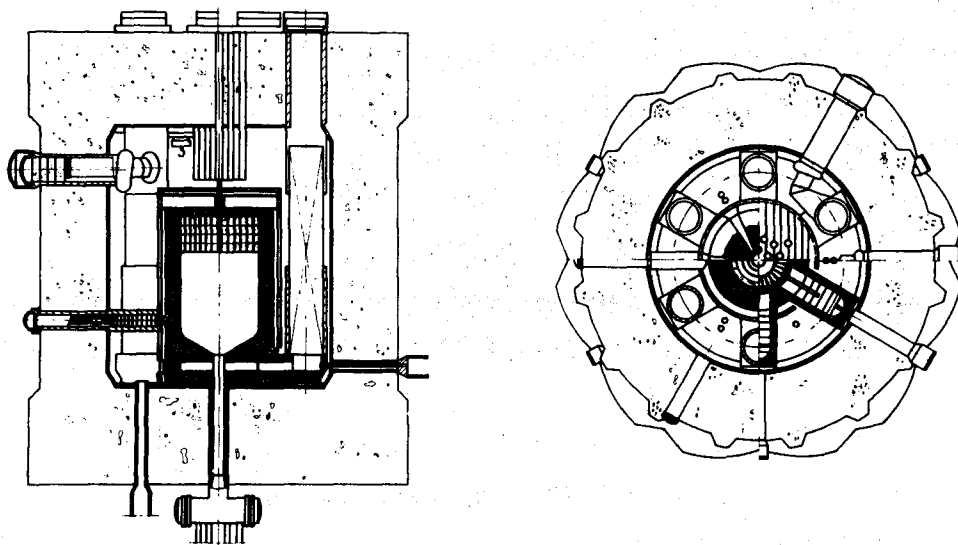


Fig. 17 - O Projeto "THTR-300 MW (e)"

As características mais importantes desse projeto estão assinaladas na Tabela VII.

Tabela VII

Alguns Parâmetros do THTR-300 MW(e) Alemão

Parâmetro	Unidade	Valor
Potência Elétrica	MW (e)	300
Elemento Combustível	—	esferas com 6 cm de diâmetro
Dimensões do "Core":		
Diâmetro	m	5,60
Altura	m	6,00
Nº de Elementos Combustíveis	—	cerca de 700.000
Refrigerante	—	Hélio
Pressão	kg/cm ²	40
Temperatura de Saída	°C	850
Ciclo Primário	—	Integrado
Vaso de Pressão	—	Concreto Protendido

4) - O "High Temperature Gas Cooled Reactor" - Versão Inglesa

O "Projeto DRAGON" teve início em Harwell, Inglaterra, em 1956, durante os estudos que ali se processavam sobre a viabilidade dos reatores moderados a grafita, refrigerados a gás inerte - o Hélio - e usando combustível cerâmico. Os resultados promissores conduziram a uma proposição para um programa de cooperação internacional à European Nuclear Energy Agency e em 1959 foi assinado o acordo pela Áustria, Dinamarca, Euratom (representando a Alemanha, a Bélgica, a França, a Itália, o Luxemburgo e a Holanda), Noruega, Suécia, Suíça e a Grã-Bretanha.

O "Dragon" é, como já foi dito antes, um reator do tipo HTGR com elementos combustíveis prismáticos. Sua disposição interna é a seguinte (15):

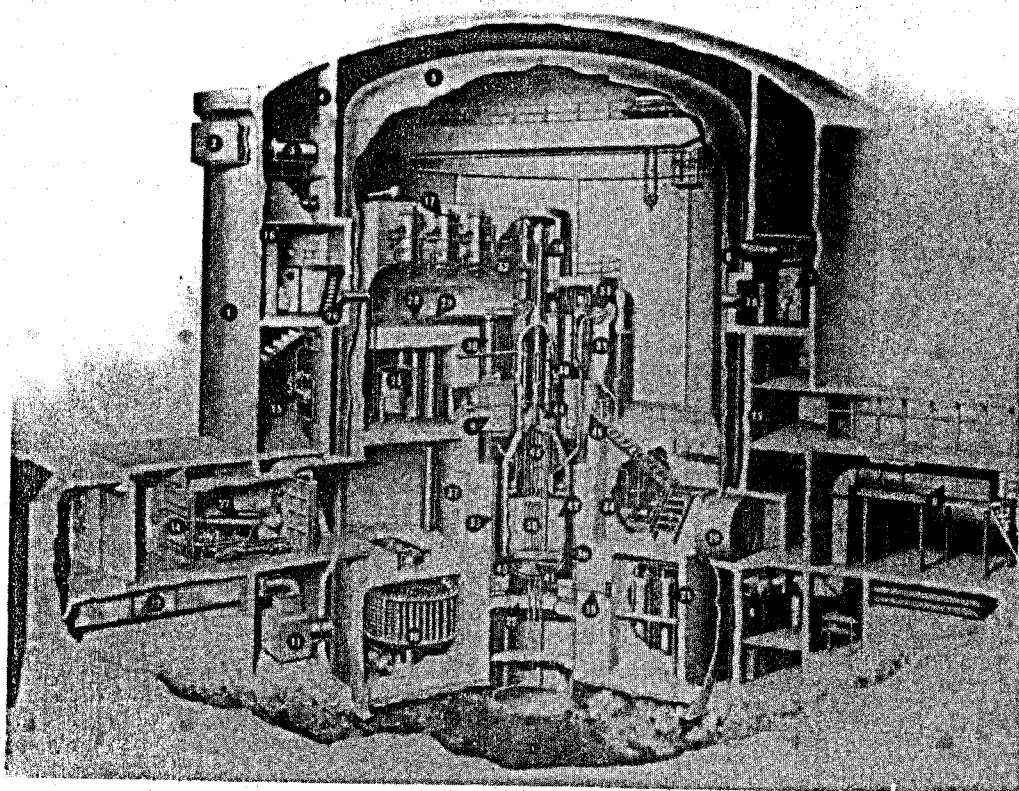


Fig. 18 - O Reator "DRAGON"

O "Dragon" é um pequeno reator usado quase que exclusivamente como "demonstração de conceito", com uma potência de somente 10MW (térmicos). A disposição dos elementos combustíveis no seu "Core" é a seguinte (16):

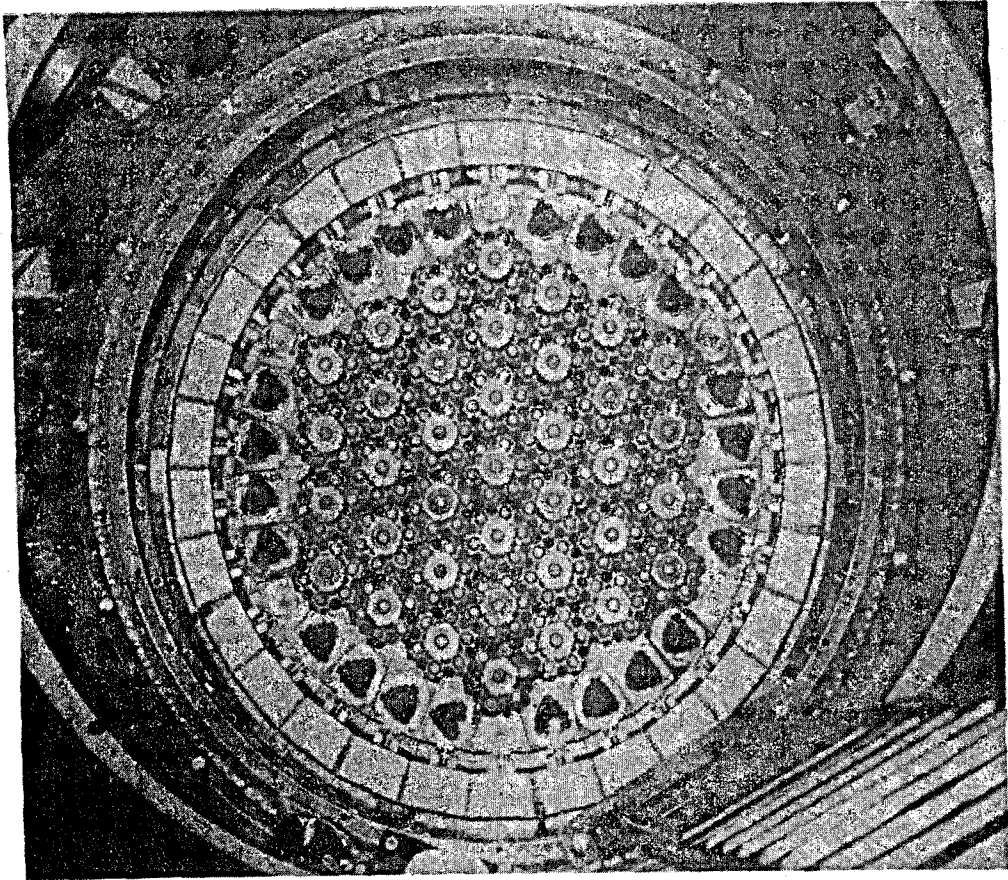


Fig. 19 - Constituição do "Core" do DRAGON

Hoje em dia o "Dragon" está sendo usado como reator para testes de irradiação de elementos combustíveis dos diversos conceitos de HTGR.

Dentro do denominado "Projeto DRAGON" e como decorrência da experiência obtida com a construção e operação do "Dragon", foram desenvolvidos pelo "Dragon Project Group", em Winfrith (Inglaterra), estudos sobre:

- a) - Reator HTR para 650 MW (e);
- b) - Reator HTR a Ciclo Direto a Gás

a) - O Projeto "HTR-650 MW"

Baseado nos estudos e experiências realizadas no Dragon, foi desenvolvido o projeto de um reator do tipo HTR para a produção de 650 MW (e), ou seja, o projeto comercial desse tipo de reator. Na Figura 20 está mostrado o esquema desse reator, em estudos para adoção, possivelmente, como Reator "OLDBURY-B" (17):

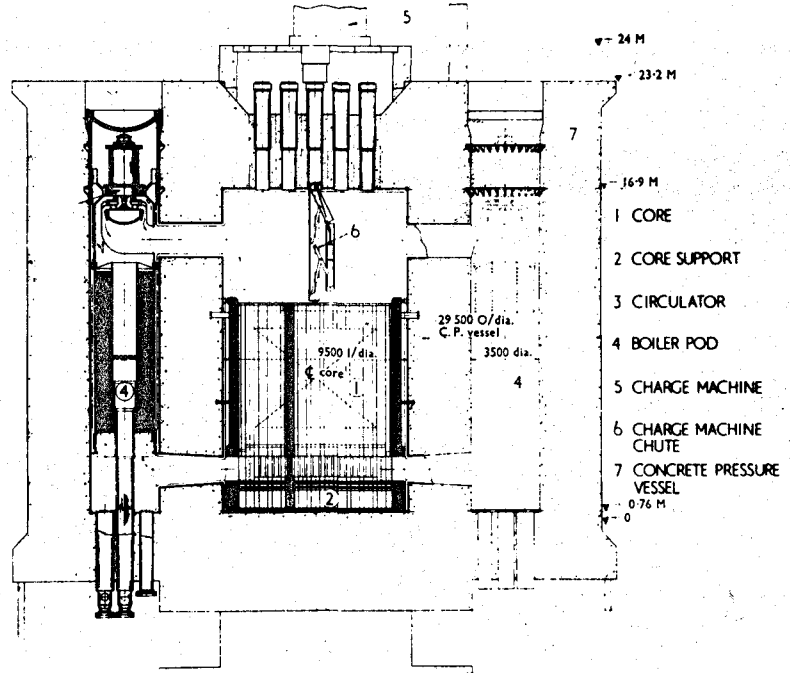


Fig. 20 - "Layout" do HTR - 650 MW

As características mais importantes desse projeto estão mostradas na Tabela VIII:

Tabela VIII

Características Mais Importantes do HTR-650

Característica	Unidade	Valor
Potência Elétrica, Líquida	MW(e)	647
Dimensões do "Core"		
Diâmetro	m	8,79
Altura	m	6,80
Pressão de Trabalho (Hélio)	atm	56
Enriquecimento do Combustível	%	5,8
Temperatura de Saída	°C	785

b) - O HTR-Ciclo Direto

Da mesma forma que na Alemanha e nos Estados Unidos, o "Dragon Project Group" vem desenvolvendo estudos no sentido da utilização do ciclo direto nos reatores do tipo HTGR (*), havendo mesmo projetos desse tipo de reatores, no qual a própria turbina está integrada no vaso de pressão em concreto protendido, como mostrado na Figura 21 (18):

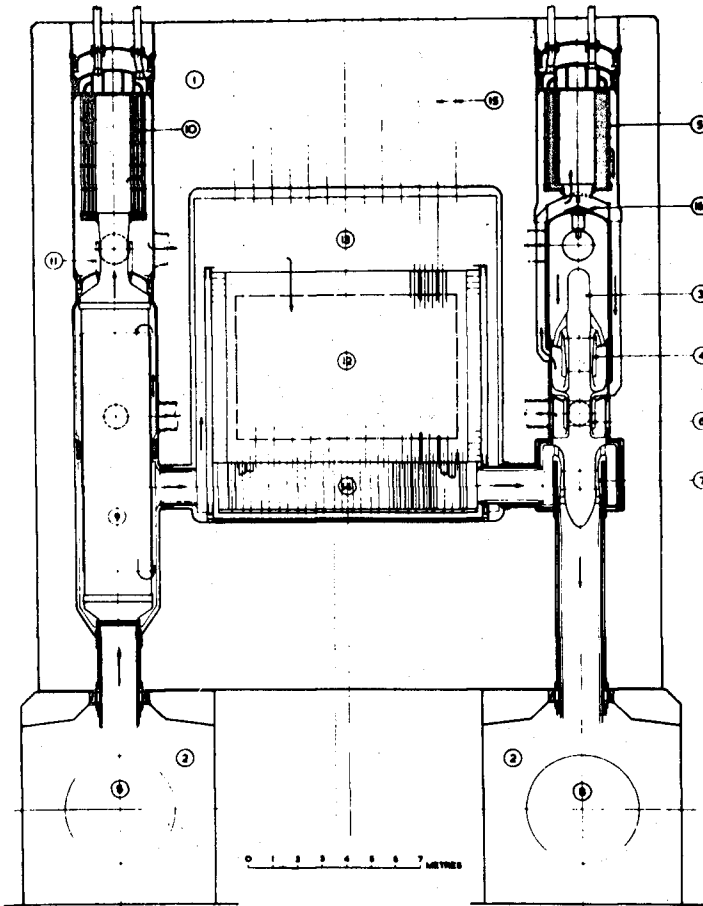


Fig. 21 - "Layout" do HTR-Ciclo Direto

Em todas as versões - alemã, inglesa ou americana - os reatores a alta temperatura, de porte comercial são previstos possuírem vaso de pressão em concreto protendido com ciclo primário totalmente integrado. Os projetos de vaso de pressão em concreto protendido, como empregado no HTR-650 e nos projetos americanos, pela GGA, são patentes do "Dragon Project" (19). Na Figura 22 está mostrado o "Layout" do Vaso de Pressão típico dos HTGR's:

(*) - Os denominados HTR (Inglaterra) e THTR (Alemanha) podem ser englobados sob a sigla HTGR, uma vez que se referem, todas elas, ao "High Temperature Gas-Cooled Reactor".

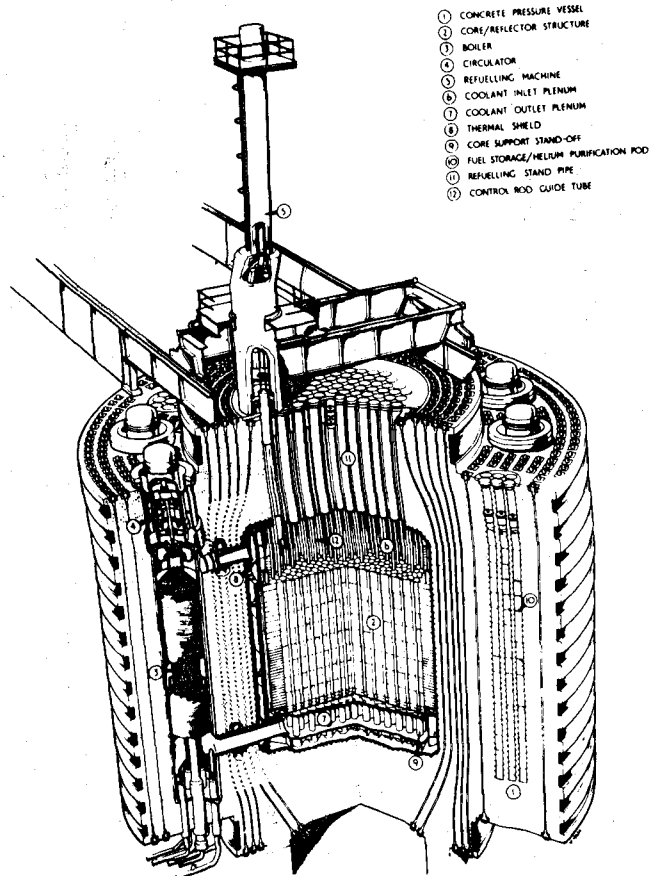


Fig. 22 - "Layout" do Vaso de Pressão (HTR e HTGR)

5) - O "High Temperature Gas-Cooled Reactor" - Versão Americana

a) - O Projeto Pioneiro de "Peach Bottom"

O projeto de reator a alta temperatura nos Estados Unidos foi inicialmente concebido em 1957 pela então "General Atomic Division" (hoje Gulf General Atomic) que, àquela época, era um ramo da "General Dynamics Corporation". Disso resultou o projeto de um HTGR para a produção de 40 Mw (e), construído em Peach Bottom, Pennsylvania, para a Philadelphia Electric Company. Sua construção foi iniciada em 1962 e já em fins de 1964 estava entrando em operação comercial.

O "Peach Bottom", como já foi dito antes, é um reator do tipo HTGR usando combustível de forma prismática, e o seu "layout" pode ser apreciado na Figura 23 abaixo (20):

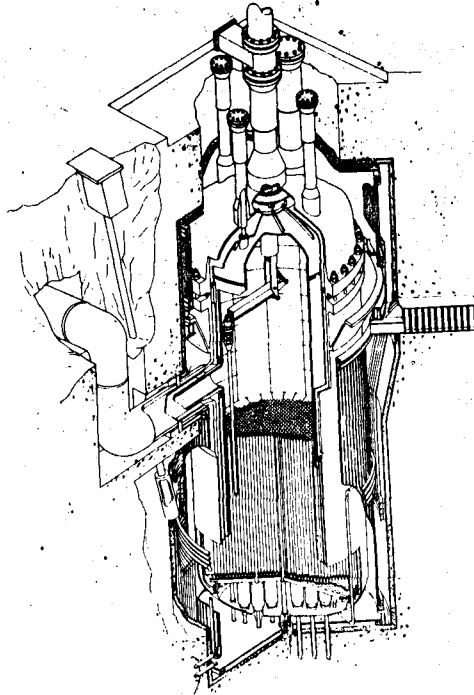


Fig. 23 - "Peach Bottom Nuclear Power Reactor"

Esse reator vem funcionando normalmente desde 1965 e o 2º "Core" já foi introduzido nele. É um reator de boa flexibilidade e suas características mais importantes estão na Tabela IX:

Tabela IX

Características mais Importantes do "PEACH BOTTOM" (21)

Característica	Unidade	Valor
Potência Térmica	MW (t)	115,5
Potência Elétrica	MW (e)	40
Eficiência Térmica	%	34,6
Dimensões do "Core"		
Diâmetro Efetivo	m	2,80
Altura (ativa)	m	2,25
Potência Específica	KW/litro	8,3
Pressão de Trabalho (hélio)	kg/cm ²	23,8
Temperatura de Saída	°C	750

b) - O Protótipo Comercial de "FORT ST. VRAIN"

Baseado na experiência com a construção e operação da Central Nuclear de Peach Bottom, a GGA projetou, então, um reator tipo HTGR para a produção de 330 MW (e), que se encontra em fase final de construção (praticamente concluído), que deverá entrar em operação "full power" até fins de 1972. Esse reator está instalado em Platteville, Denver, Colorado (USA).

Para o reator de Fort St. Vrain e subseqüentes HTGR's americanos, foi projetado um novo tipo de combustível prismático, constituído de um bloco hexagonal em grafita, com perfurações axiais para posicionamento do combustível e canais de escoamento do refrigerante (ver Fig. 15).

O "Layout" do reator de "Fort St. Vrain" consta da Fig. 24 (22):

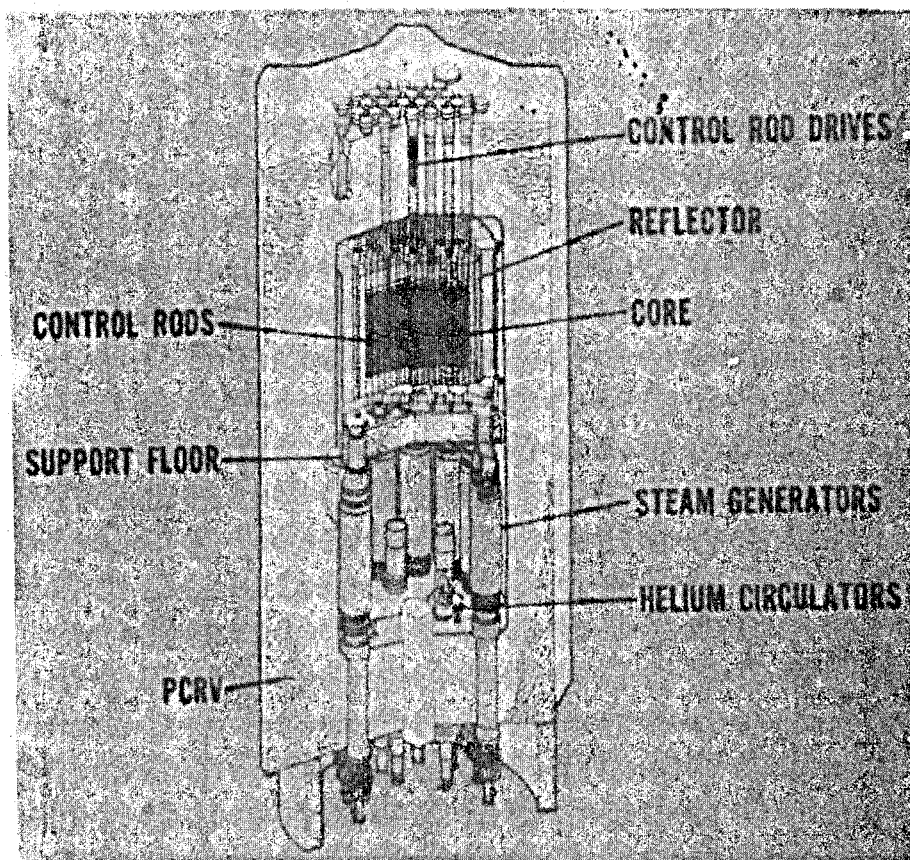


Fig. 24 - "Fort St. Vrain Nuclear Power Plant"

Como se verifica, o Reator Fort St. Vrain utiliza um vaso de pressão em concreto protendido seguindo as linhas gerais da filosofia francesa de reatores a gás (urânio natural - GCR), adotada desde o Reator de Saint Laurent-1, ou seja, o "Core" na parte superior e o Gerador de Vapor na parte inferior, na cavidade interna do vaso de pressão. A direção do gás refrigerante - no caso o Hélio - é, como na concepção francesa, de cima para baixo, no interior do "Core".

As características mais importantes do Reator de Fort St. Vrain estão mostradas na Tabela X:

Tabela X

Características mais Importantes do "Fort St. Vrain"

Característica	Unidade	Valor
Potência Térmica	MW (t)	842
Potência Elétrica	MW (e)	330
Dimensões do "Core" (ativo)		
Diâmetro	m	5,90
Altura	m	4,70
Número de Elementos Combustíveis	—	1.482
Pressão do Refrigerante (Hélio)	kg/cm ²	46,8
"Burnup"	MWd/t	~ 100.000
Densidade de Potência, média	kw/litro	6,3
Temperatura de Saída	°C	770

Com base no projeto do "HTGR-330", a Gulf General Atomic-GGA desenvolveu então os estudos sobre projetos comerciais, os quais serão analisados nos capítulos seguintes.

V - TECNOLOGIA DO HTGR AMERICANO (I) - PROJETOS COMERCIAIS

1) - O Projeto "FORT ST. VRAIN"

Este projeto foi citado sumariamente no final do capítulo anterior; entretanto, pela sua importância como "protótipo comercial" vamos procurar desenvolver o seu estudo um pouco mais, uma vez que constitui ele a base dos projetos subsequentes.

O Reator HTGR-330 MW introduziu no inicial projeto HTGR-40 de Peach Bottom várias modificações importantes; as maiores destas, sem dúvida, ocorreram no elemento combustível, no vaso de pressão e no ciclo primário, que passou a ser integrado. Outra das alterações introduzidas - mas já na sua parte convencional - foi nos "Circuladores" e também, de certa forma, no "Steam Generator". Vamos procurar analisar sumariamente os diversos componentes do HTGR americano, por intermédio das soluções dadas para o HTGR-330.

a) - Elemento Combustível

O elemento combustível do reator de Peach-Bottom (PB) como já foi visto é composto de uma luva ou manga cilíndrica, com 3,60 m de comprimento e 3,5 polegadas de diâmetro externo. Dentro dessa luva ou manga está situada a massa compacta de grafita em pó ("matrix") e as partículas (coated particles) de tal forma que um corte transversal apresenta, para a região do combustível propriamente dito, uma seção anular, uma vez que a parte central é uma vareta de grafita. (Fig. 13 e 14).

O elemento combustível do reator de Fort St. Vrain (FSV) constitui-se de um prisma hexagonal de grafita com 14,17 pol (~36 cm) entre lados paralelos (duplo apótema), 31,22 pol (~80 cm) de comprimento e no qual existem canais (em número de 132) para posicionamento dos bastões de combustível (em número de 8 por canal) além de 72 canais para escoamento do refrigerante. Os bastões de combustível são confeccionados de pó de grafita constituindo a "matrix" que contém e envolve as partículas (coated particles). É, como se vê, um elemento mais rígido e robusto do que o elemento combustível do Peach Bottom.

Esse tipo de elemento combustível (Fig. 15) está suficientemente desenvolvido para que seja considerado por agora como o elemento combustível padrão ideal para os HTGR's americanos. Com base nele, a GGA desenvolveu, então, os projetos de HTGR de maior porte: o HTGR-1100 MW (e) e, derivado deste, o HTGR-770 MW (e).

b) - Vaso de Pressão

Aqui houve, também, total modificação, comparativamente com o reator de Peach Bottom; foi a introdução do vaso de pressão em concreto protendido no projeto de Fort St. Vrain, com o ciclo primário integrado, seguindo, em suas linhas gerais, a filosofia do PCRV utilizado pela França para os reatores de Saint Laurent (1 e 2) e Bugey-1. Isso será analisado mais adiante, em capítulo especial.

c) - O "Circulator" e o "Steam Generator"

Foi outra das modificações substanciais na passagem do projeto de Peach Bottom para o de Fort St. Vrain. Será apreciado com detalhes mais adiante.

Na Tabela XI, abaixo, estão sumarizados alguns parâmetros de modo comparativo para os reatores de Peach Bottom, Fort St. Vrain e HTGR-1100 (23):

Tabela XI

Comparação de Características dos HTGR Americanos

PARÂMETRO	PEACH BOTTOM	FORT ST. VRAIN	1100 MW
Potência			
Térmica (MW th)	115	842	3.000
Elétrica (MW e)	40	330	1.160
Eficiência, (%)	35	39	39
Temperatura do Gás, (°C)			
Na entrada	343	404	340
Na saída	720	775	775
Densidade de Potência Média, (Kw/litro)	8,3	6,3	8,4
"Core" Ativo:			
Altura, (m)	2,25	4,70	6,25
Diâmetro Equivalente, (m)	2,70	5,85	8,25
Número de Barras de Controle	36	37 pares	73 pares
Combustível			
Fuel Residence Time a 80% Load Factor, (ano)	3	6	4
Intervalo de Recarregamento, (ano)	3	1	1
Fração do "Core" recarregado c/ ciclo	1	1/6	1/4
Número de Elementos Combustíveis	804	1.482	3.944
"Burnup", (MWd/t)	60.000	100.000	90.000
"Peak Fast Fluence" (10^{21} nvt)	4,5	8,0	8,0

2) - Os Projetos Comerciais: O HTGR-1.100 e HTGR-770 MW (e)

As modificações introduzidas no projeto do HTGR-330 de Fort St. Vrain para os projetos de grande porte - de 770 e de 1.100 MW (e) - ocorreram, praticamente, no vaso de pressão e no "layout" interno. Enquanto que, no caso do "Reator de Fort St. Vrain" o vaso de pressão é de formato externo hexagonal, mais alto do que largo, com os Circuladores e os Geradores de Vapor localizados "embaixo do Core" (segundo a filosofia francesa iniciada com os reatores de

Saint Laurent), para os projetos de 1.100 e de 770 MW o vaso de pressão é, externamente, um cilindro quase eqüilátero, com os Circuladores e os Geradores de Vapor se situando ainda dentro do vaso de pressão, mas localizados na periferia do "Core", identicamente à filosofia inglesa iniciada com os reatores de Oldbury (GCR) e adotada, com pequenas modificações, no projeto do HTR-650 MW, como já foi visto anteriormente (vide Fig. 20) e de onde a GGA obteve a "licença" para utilizar o mesmo esquema nos seus HTGR's de maior porte, uma vez que essa disposição está patenteada pelo "Dragon Project Group" (24), (25) (*).

Na Figura 25 está mostrada o "layout" do HTGR-1.100 MW (e); o HTGR-770 apresenta "layout" idêntico. Compare-se essa figura com o "layout" do HTGR-330, mostrado na Figura 24 e com o "layout" do HTR-650 da Grã-Bretanha, constante da Figura 20 (26).

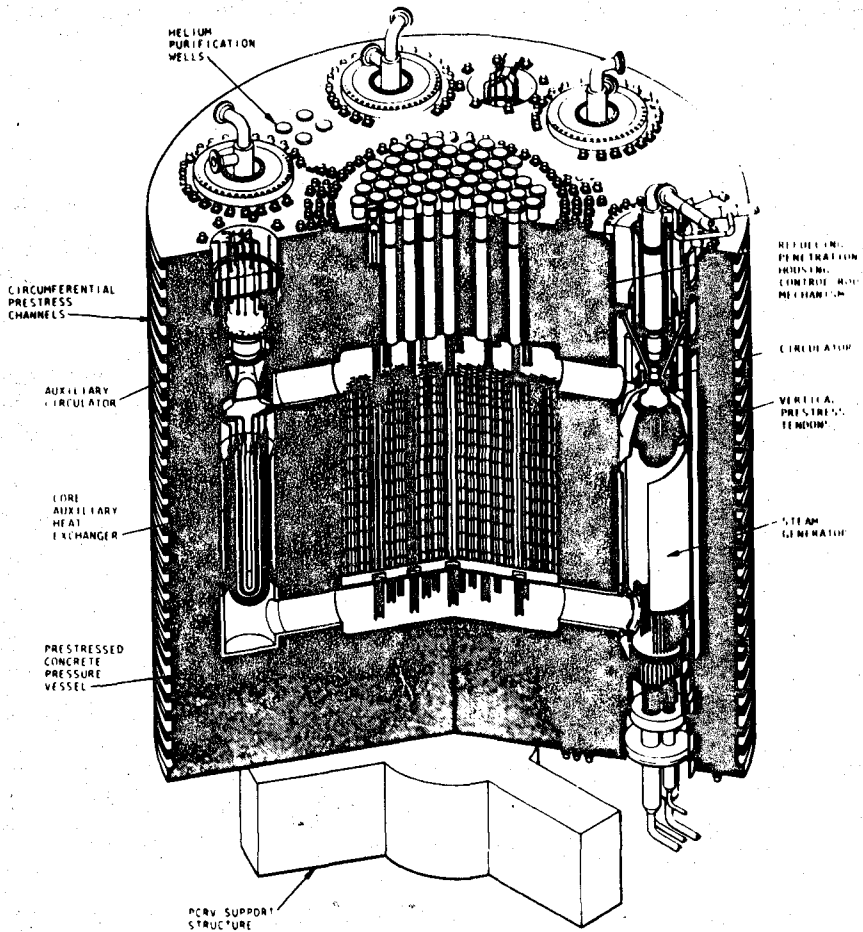


Fig. 25 - "Layout" do HTGR - 1.100 MW (e)

(*) - A disposição interna e a forma estrutural do vaso de pressão do HTGR-1100 são usadas sob a licença do "DRAGON Project".

Ainda a título de esclarecimento, compare-se os "Flow Diagrams" dos Reatores HTGR-330 e HTGR-1100, constantes das Figuras 26 e 27 (27)(28).

Finalmente, na Tabela XII é mostrada a performance do combustível dos HTGR's americanos (29):

Tabela XII

Performance Comparativa do Combustível nos HTGR's

Parâmetro	PEACH BOTTOM	FORT ST. VRAIN	HTGR-1100
Ciclo de Combustível	U-235/Th-232/U-233		
Tipo de Combustível	"Coated Dicardibe"		
Enriquecimento Inicial em U-235, (%)	93	93	93
Densidade de Potência, Média (Kw/litro)	8,3	6,3	8,2
Potência Específica (Kw t/Kg)	730	1.100	1.800
"Burnup" (MWd/t)	60.000	100.000	92.000
Número de Elementos Combustíveis	804	1.482	3.800

"FLOW DIAGRAM" DO HTGR - 330 MW (e) - FORT ST. VRAIN

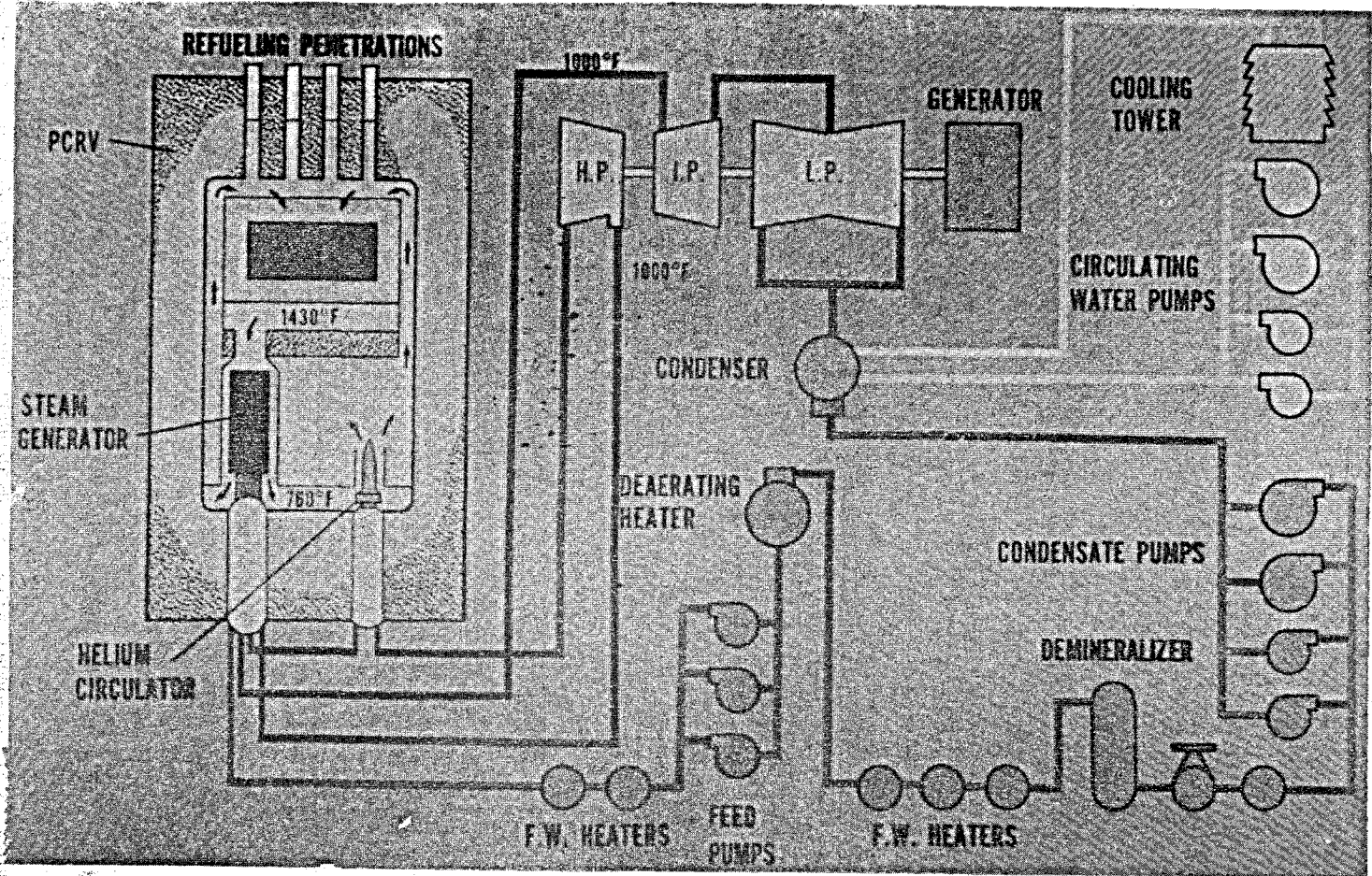


Fig. 26 - "Flow Diagram" do HTGR-330

SCHEMATIC FLOW DIAGRAM

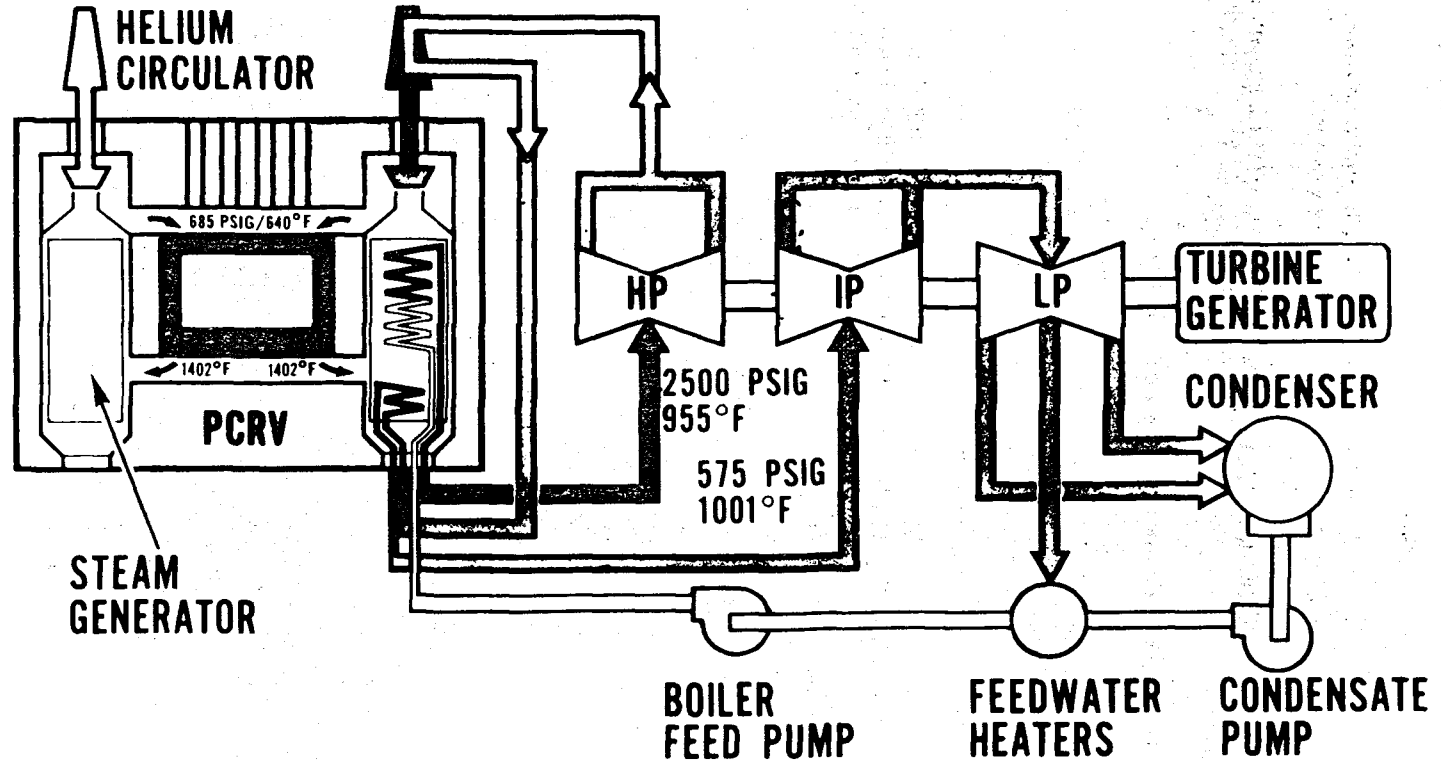


Fig. 27 - "Flow Diagram" do HTGR-1100

VI - TECNOLOGIA DO HTGR AMERICANO (II) - COMPONENTES

1) - O "Core"

Tomaremos aqui como exemplo o HTGR de Fort St. Vrain, uma vez que representa ele, atualmente, o "protótipo comercial" americano desse tipo de reator.

Conforme já foi previamente analisado, o "Core" do HTGR é constituído de elementos combustíveis de formato hexagonal, confeccionados em grafita, contendo canais onde se posicionam os bastões (sticks) de combustível e canais por onde se escoo o refrigerante (vide Fig. 15). Há 4 espécies ou tipos de elemento combustível:

1. Elemento combustível normal (Fig. 15);
2. Elemento combustível para passagem das barras de controle;
3. Elemento combustível de base (bottom);
4. Elemento combustível com fonte de nêutrons.

A diferença entre eles é que (30):

1. Os elementos combustíveis para posicionamento de barras de controle apresentam 3 furos de grande diâmetro, no sentido longitudinal: 2 deles para passagem das barras de controle de operação normal e 1 suplementar, ou de reserva, para "shutdown", como mostrado na Fig. 28:

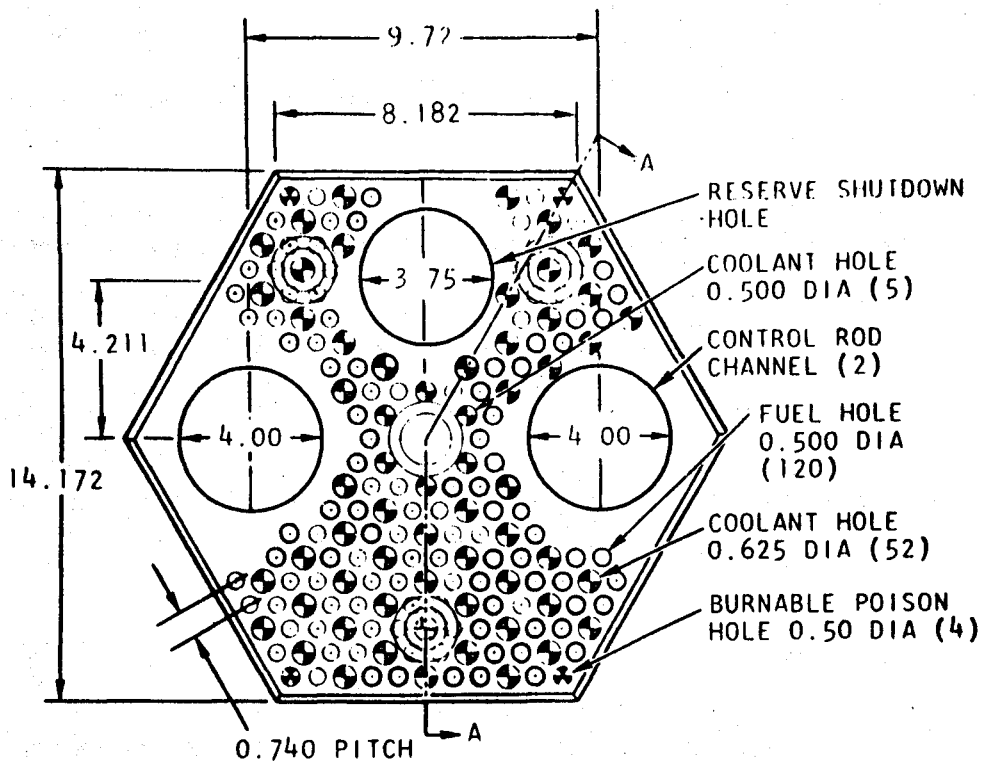


Fig. 28 - Seção Transversal do Elemento Combustível para Barras de Controle, no HTGR, Americano

2. Nos elementos combustíveis situados no fundo ou base (bottom) de cada coluna central de cada região, ou seja a coluna que corresponde às barras de controle, os canais onde se posicionam os bastões de combustível não vão até a base do bloco, terminando a 7,5 cm acima desta base, conforme mostrado na Fig. 29:

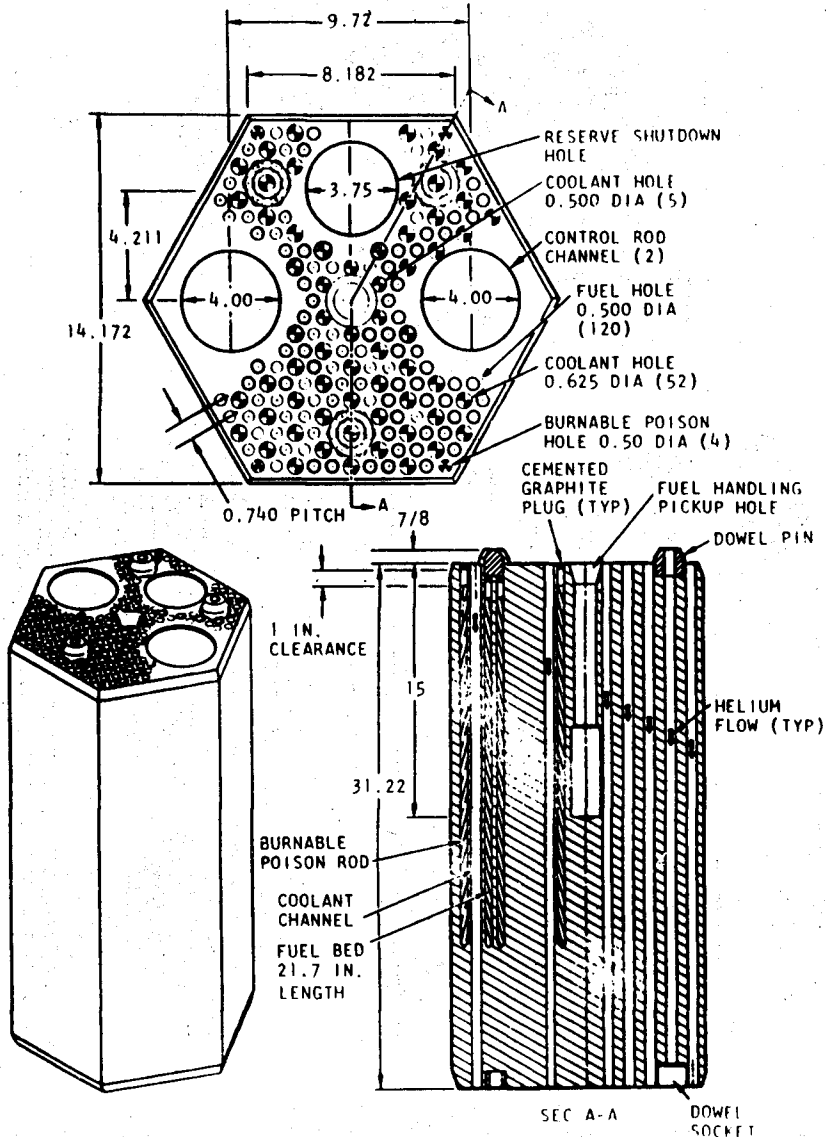


Fig. 29 - Seção Longitudinal do Elemento Combustível de Barras de Controle - ("Bottom")

3. Em determinados elementos combustíveis, o furo central destinado a facilitar o carregamento e o recarregamento, é um pouco mais profundo, sendo ali localizada uma fonte de nêutrons, conforme é mostrado na Fig. 30:

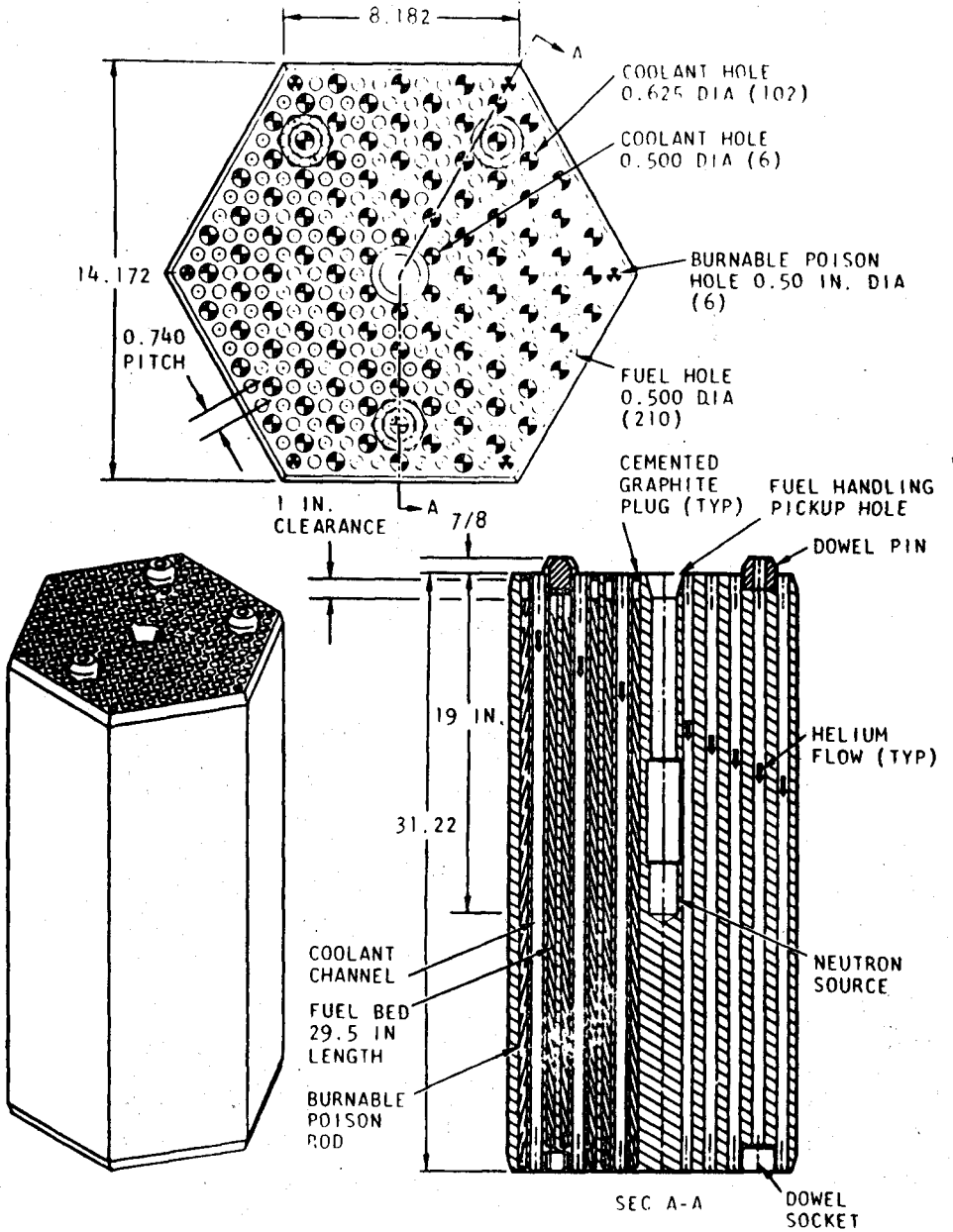


Fig. 30 - Elemento Combustível com Fonte de Nêutrons

Os elementos combustíveis, após devidamente empilhados constituindo o "Core", são classificados em "Regiões", cada uma delas contendo 7 colunas:

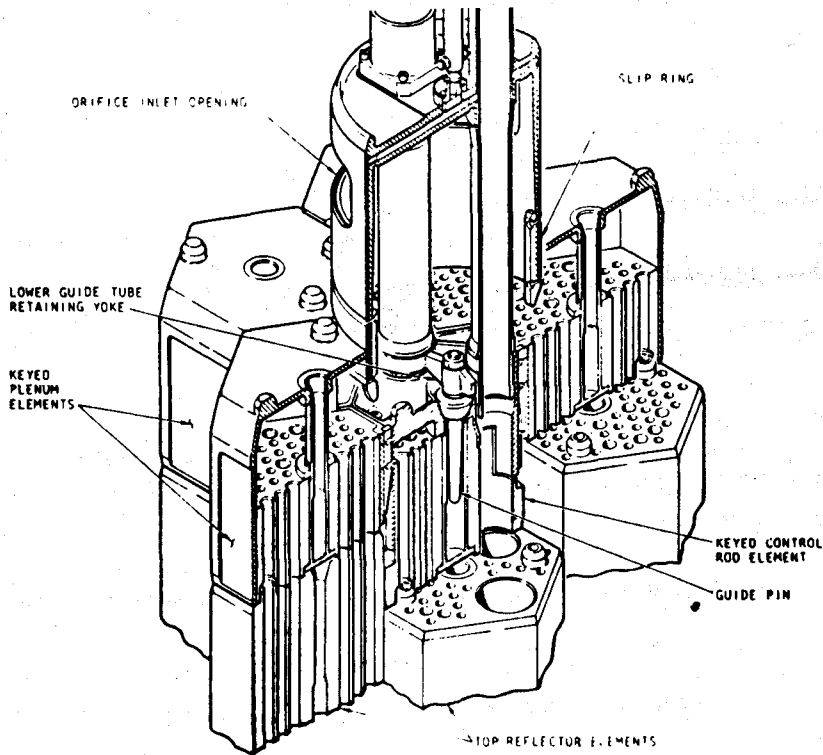


Fig. 31 - Região Típica do "Core" do HTGR

A cada região correspondem duas barras de controle, na coluna central onde existe mais uma perfuração idêntica para a passagem de absorvedores para o "shutdown". Em cada uma dessas regiões há:

1. Na parte superior, uma câmara ou "plenum", tendo na parte central um domo por onde penetra o refrigerante, por um orifício cuja entrada é regulável ("orificed fuel element type");
2. Na parte inferior, há outra câmara, ou "plenum" centralizando todo o refrigerante que se escoa ao longo de todos os canais de todos os elementos combustíveis das diversas colunas da região.

Há ainda, no fundo e no topo do "Core", elementos combustíveis com a mesma configuração básica, com canais para a passagem do refrigerante, mas sem combustível; esses elementos constituem o refletor superior e inferior, removível. Existem, ainda, blocos laterais, sem canais de espécie alguma, que rodeiam o "Core", também removíveis, que constituem o refletor lateral removível. Na periferia são, então situados os blocos de grafita, de geometria adequada à "cilindrização" de todo o "Core", que constituem o refletor permanente.

A constituição do "Core", em geral, está mostrada pela perspectiva da Figura 32a e a Seção Superior, ou de topo, da Figura 32b.

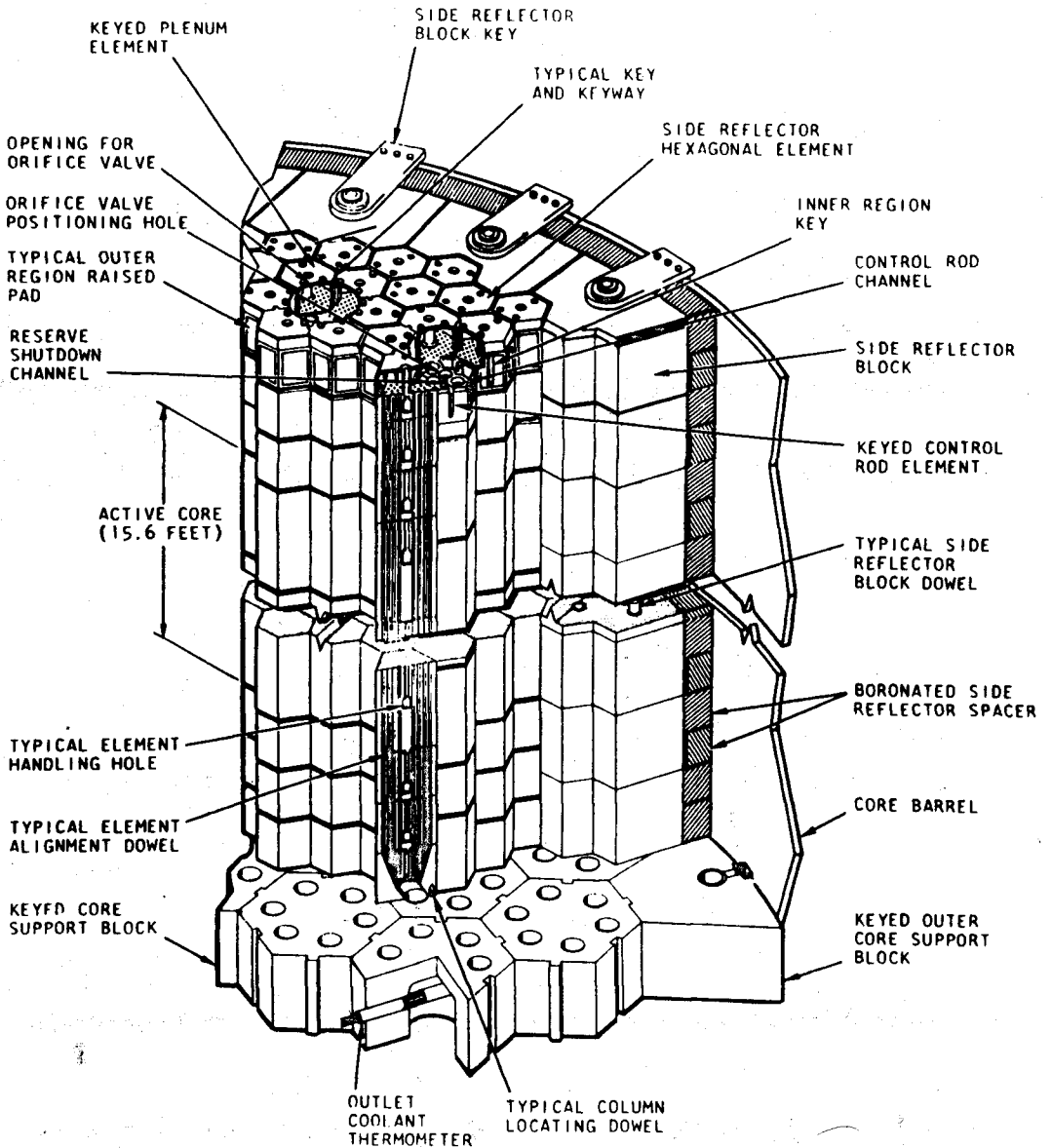





Fig. 32a. -Montagem (arrangement) do "Core" do HTGR

NOTES:

- 1. FUEL ZONE BOUNDARIES 
- 2. FUEL REGION BOUNDARIES 
- 3. CONTROL ROD COLUMN 

SHADED REFLECTOR ELEMENTS ARE NORMALLY REPLACED WITH ADJACENT FUEL REGION

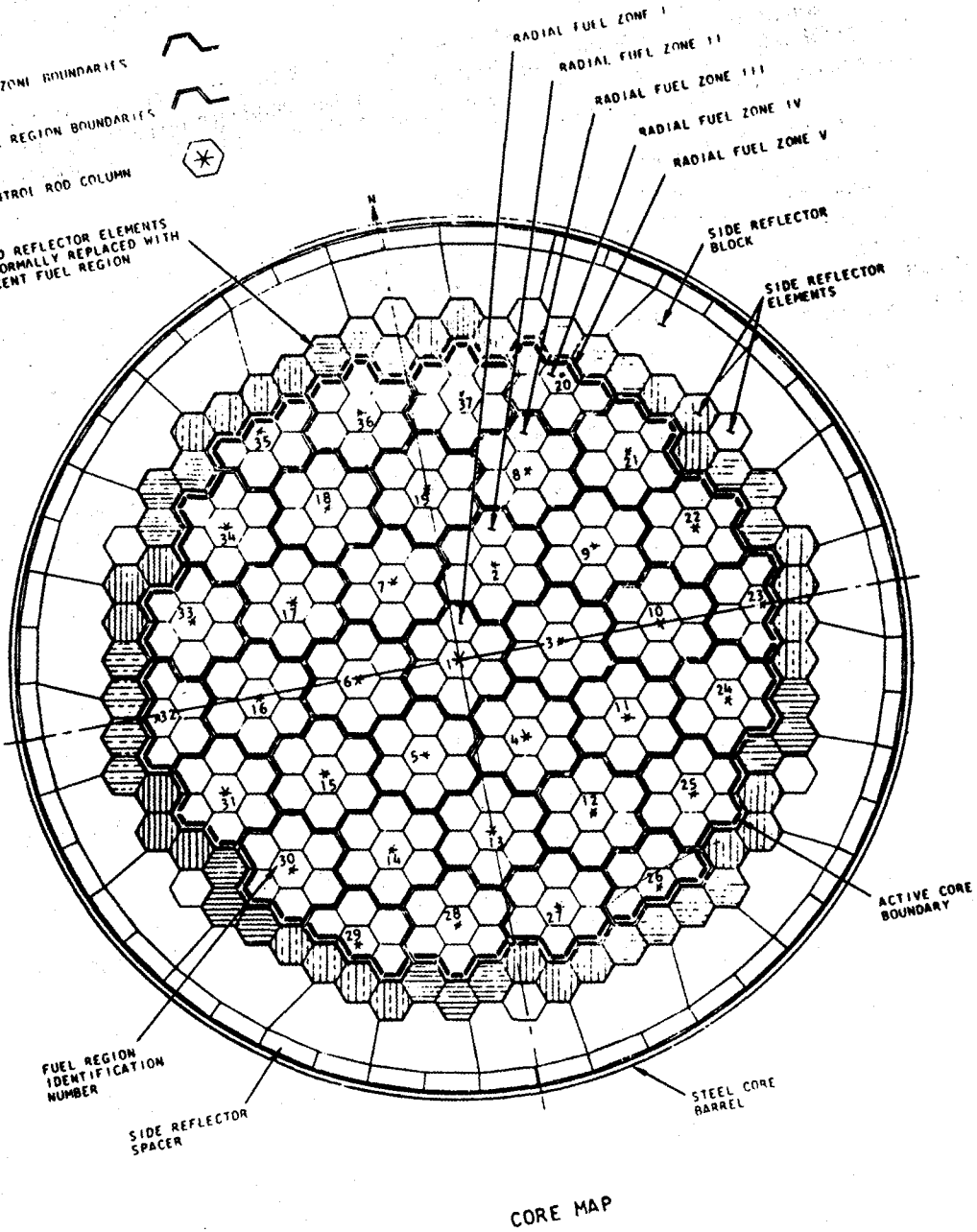


Fig. 32b. - Plano ou Mapa do "Core" do HTGR

2) - "Steam Generator" - O "Circulator"

O "Steam Generator" (Gerador de Vapor) e o "Circulator" (Circulador) constituem outros dos pontos característicos do HTGR americano. Ambos ficam localizados dentro do vaso de pressão em concreto.

No caso do reator de Fort St. Vrain (330 MW), os "Steam Generators" e os "Circulators" estão situados "embaixo" do "Core" (sistema francês), enquanto que nos projetos de maior porte (1100-770 MW), serão eles localizados na periferia do "Core", em cavidades especiais situadas nessa periferia (Vide Figuras 24 e 25).

O "Steam Generator" difere dos tradicionais "Trocadores de Calor" principalmente porque executam também a fase de reaquecimento. Os denominados "Circuladores", que impulsionam o gás refrigerante (hélio) não utilizam energia elétrica para seu funcionamento; seu movimento é realizado por meio de uma "roda pelton" acoplada ao "Circulador" e que é acionada pelo vapor de alta pressão provindo da seção de alta pressão da turbina. Esse vapor é, depois, reenviado ao "Steam Generator" para reaquecimento, voltando após para a turbina, mas agora para a seção de pressão média (*).

Nas Figuras 33 e 34 estão mostrados, respectivamente, o "Steam Generator" e o "Circulator" do HTGR. Na Figura 35 é mostrado o "Schematic Flow Diagram" do HTGR, que dá uma indicação sobre o sistema de funcionamento do HTGR.

(*) - O sistema, obviamente, exige uma fonte de vapor para mover os Circuladores, na partida.

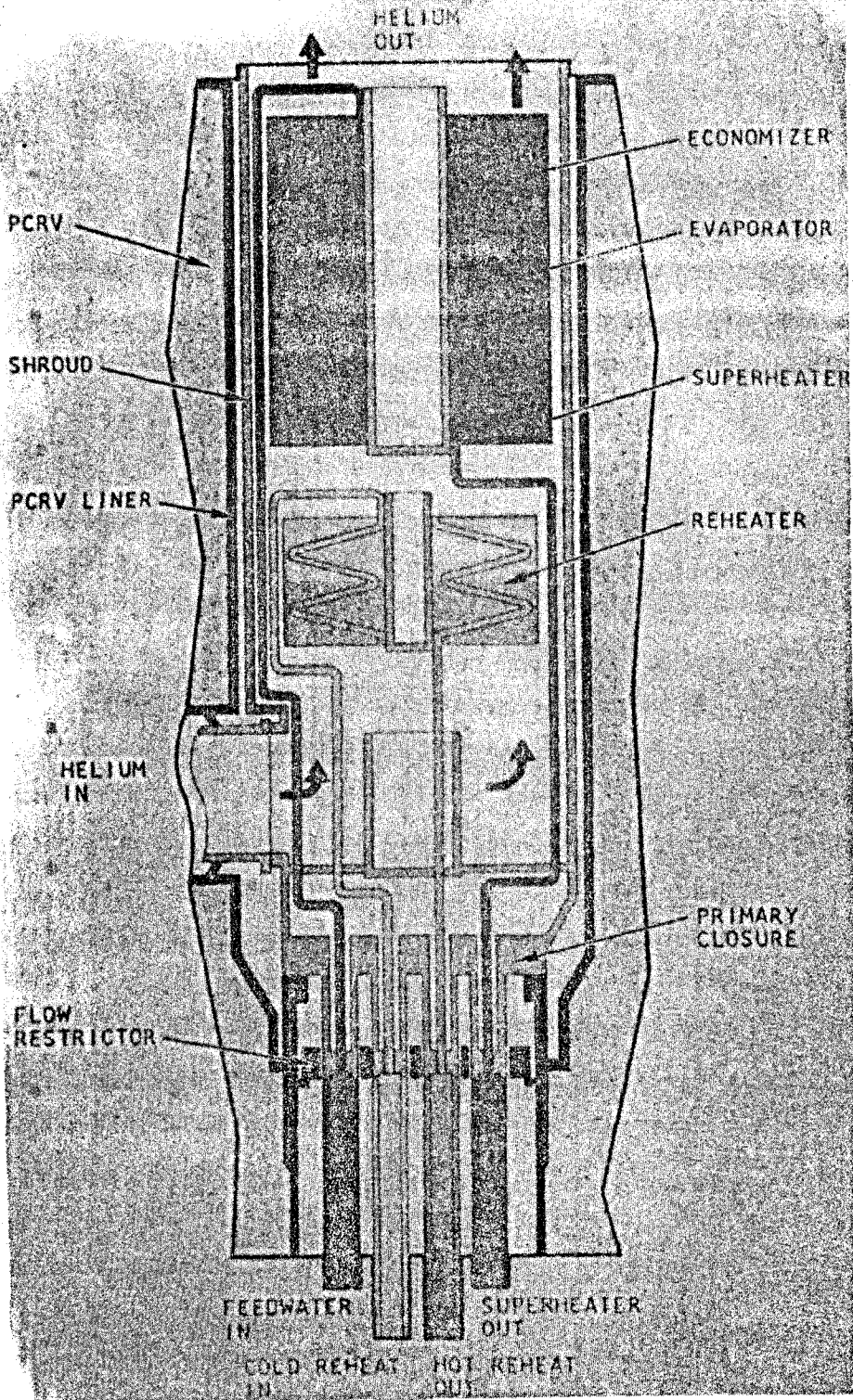


Fig. 33 - "Steam Generator" do HTGR

SERIES STEAM TURBINE CIRCULATOR PCRV INSTALLATION

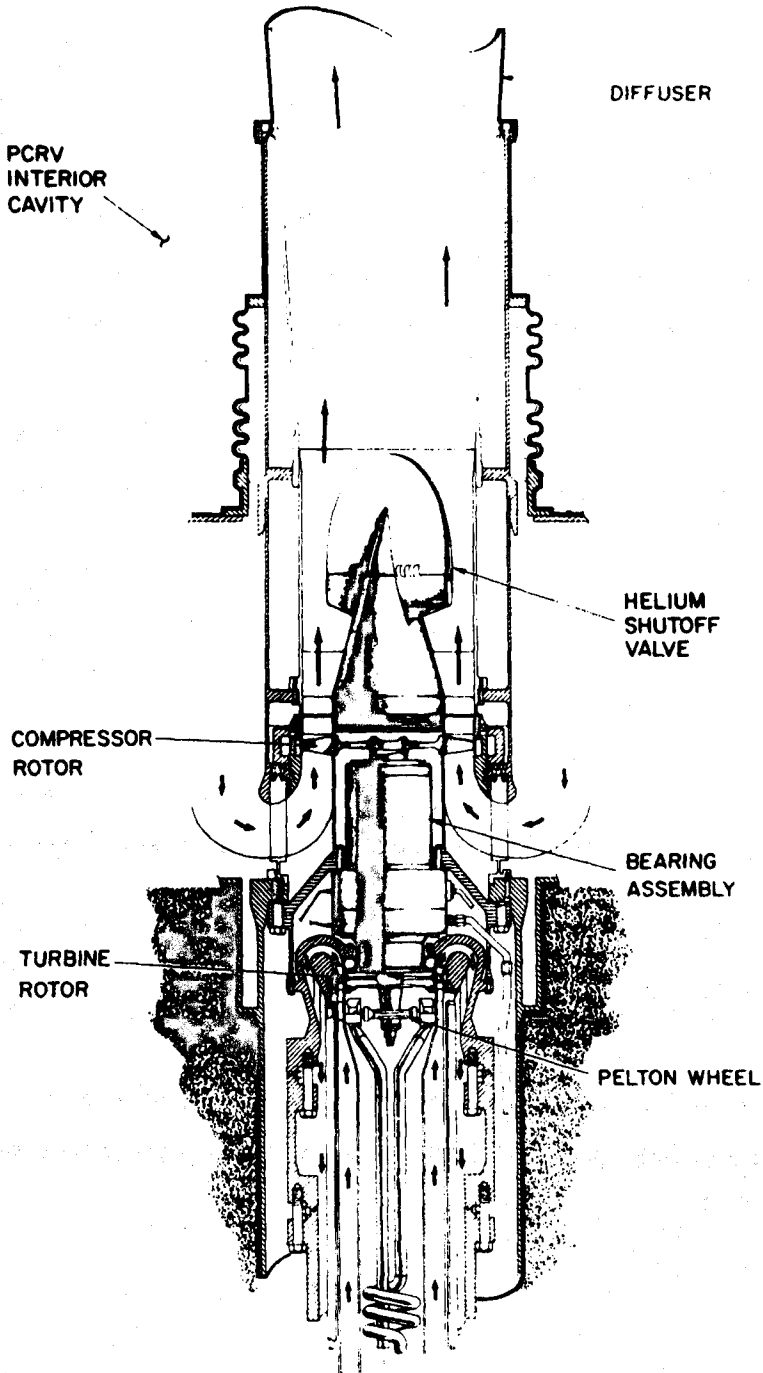


Fig. 34 - "Circulator" do HTGR

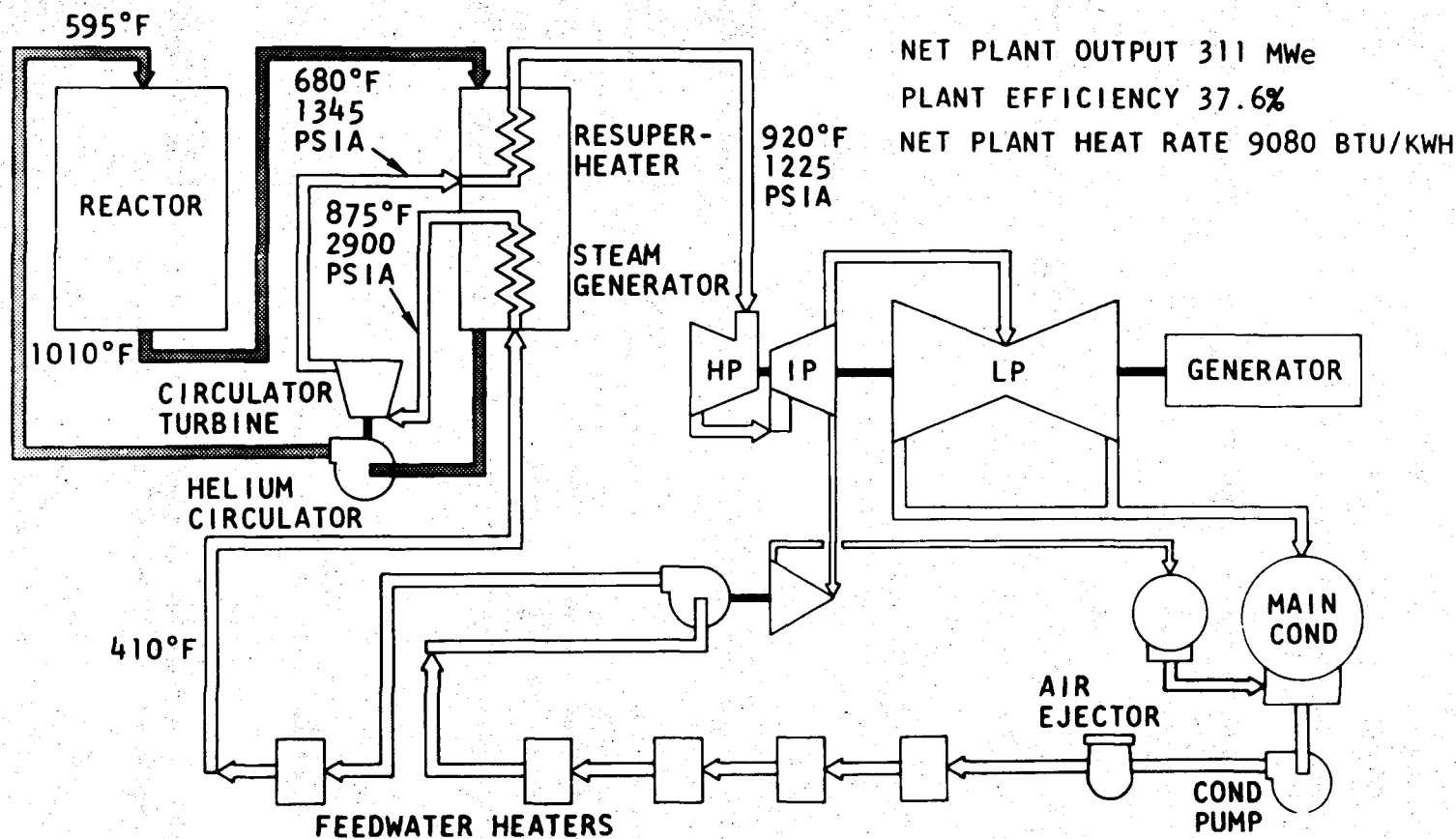


Fig. 35 - "Schematic Flow Diagram" of HTGR - 1100 MW (e)

3) - Os Elementos Acessórios do HTGR

Entre os elementos acessórios utilizados no projeto do HTGR americano podem ser citados os seguintes:

1. Sistema de Purificação do Hélio
2. Estocagem do Hélio
3. Depósito de Nitrogênio
4. Água de Refrigeração para o Reator (Condensador)
5. Descontaminação
6. Rejeitos Radioativos:
 - 6.1 - Líquidos
 - 6.2 - Gasosos.

Dentre estes os que mais se destacam por serem peculiares ao HTGR, são os três primeiros; os restantes são como para as demais plantas nucleares de outros tipos de reator.

a) - Sistema de Purificação do Hélio

O Sistema de Purificação do Hélio é necessário a fim de manter o refrigerante com elevado grau de pureza e aproveitar a maior parte dele que consegue ainda escapar - apesar de todos os cuidados - mormente na interconexão "Circulator/Steam Generator". Esse sistema permite a remoção de qualquer atividade gasosa e impurezas químicas que possam estar contidas no refrigerante do sistema primário.

Os isótopos produzidos pelas fissões, diferentes dos gases nobres (Criptônio, Xenônio) e o Trício são removidos em um filtro, por absorção. Um "Dryer" remove a água e o dióxido de carbono, mantendo um nível de impurezas de 10 ppm (em $\text{CO} + \text{CO}_2 + \text{H}_2\text{O}$). O Criptônio, o Xenônio e outras impurezas químicas (Monóxido de Carbono, Hidrogênio, Nitrogênio) são removidos por um absorvedor criogênico de baixa temperatura.

Normalmente, todas as impurezas, exceto o Hidrogênio e o Trício, são completamente removidas. Exceto pela existência de alguns traços de Trício, o Sistema de Purificação do Hélio normalmente não permite o retorno de qualquer atividade para o sistema do refrigerante primário.

O Sistema de Purificação do Hélio é localizado nas paredes do vaso de pressão em concreto protendido.

b) - Estocagem do Hélio

O Sistema de Estocagem ou Armazenagem do Hélio serve a duas finalidades:

1. propiciar uma capacidade de estocagem para o Hélio do Circuito primário (Helium Inventory), para o caso de "shutdown"
2. providenciar uma fonte de suprimento de Hélio a alta pressão para as diversas opções de depuração

A operação de esvaziamento do reator, do Hélio ali contido, e conseqüente estocagem é

complexa; em linhas gerais, é primeiramente equalizada a pressão no tanque com a do refrigerante do primário, a uma taxa determinada. A seguir, o escoamento do Hélio do Reator para o Tanque é iniciado, via "Sistema de Purificação", para a remoção das contaminações radioativa e química. Quando a pressão é equalizada, a pressão do sistema está em torno de 26 kg/cm²; quando o Reator está à pressão atmosférica, a pressão do Hélio no Tanque é em torno de 75 kg/cm².

Na repressurização do sistema primário do Reator, procede-se de modo inverso.

c) - Suprimento de Nitrogênio

O HTGR tem um suprimento de Nitrogênio projetado para fornecer Nitrogênio ao "Sistema de Purificação do Hélio" e para recondensar o Nitrogênio gasoso deste Sistema, recuperando-o. É necessário um tanque de estocagem de Nitrogênio Líquido, a fim de permitir uma reserva para 1 (um) dia de Nitrogênio Líquido, para as emergências.

VII - TECNOLOGIA DO HTGR AMERICANO - (III) - PARÂMETROS IMPORTANTES

1) - O HTGR como Conversor Avançado

Do ponto de vista tecnológico, um "Conversor Avançado" é aquele reator que, além do combustível, utiliza em seu "Core" uma "cobertura" ou "revestimento" (Blanket) de "material fértil", que será transmutado em "material físsil" por interação com nêutrons, segundo uma "taxa de conversão" ou "razão de conversão" em geral variando de 0,5 até 0,8 ou mais, podendo, em certos casos e mediante determinadas condições, atingir a 1,0 ou mesmo a valores superiores a 1,00, caso em que o reator se denominará um "Superconversor" ou "Breeder".

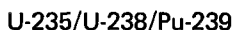
O HTGR, pela particularidade do seu tipo de combustível (coated particles) permite se fazer essa conversão no interior do próprio "Core", uma vez que os seus elementos combustíveis são dotados dos dois tipos de partículas:

- a) - partículas físseis;
- b) - partículas férteis.

As partículas físseis, no caso do HTGR de "baixo enriquecimento" do urânio (HTR Inglês), em que a proporção do U-235 é em torno de 5%, já possui no seu interior o material fértil: o U-238 (em proporção de cerca de 95%). Entretanto, o HTGR de "alto enriquecimento", ou seja, o HTGR de Projeto Americano (e o THTR dos Alemães) usa os dois tipos de partículas:

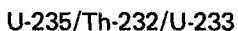
- a) - a partícula físsil, de U-235 altamente enriquecido (93% de U-235, em forma de UC_2 ou UO_2 , preferentemente o primeiro);
- b) - a partícula fértil, de Th-232 (em forma de ThC_2 ou ThO_2).

Obviamente, no caso do uso do baixo enriquecimento, o reator trabalhará sob o denominado "Ciclo do Plutônio":



ou seja, consumindo U-235 e produzindo Pu-239, a uma determinada "Taxa de Conversão".

No caso, porém, do uso do urânio altamente enriquecido, o reator funcionará sob o regime do denominado "Ciclo do Tório", ou seja:



caso em que consumirá o U-235 e produzirá o U-233, cujas propriedades neutrônicas são superiores às do U-235.

Na hipótese do ciclo de Tório, entretanto, haverá dois tipos de partículas:

- a) - partículas físseis, de U-235 (a 93%);
- b) - partículas férteis, de Th-232.

As propriedades de cada um dos ciclos acima apontados serão analisadas em outra publicação especial, em que serão estudados os "Ciclos de Combustível", com especial ênfase no estudo do HTGR. Aqui nos interessa, somente, a tecnologia desse tipo de reator e, particularmente neste capítulo, os parâmetros que interessam ao cálculo, no caso particular do HTGR americano, isto é, aquele que usa o ciclo do Tório.

2) - O Ciclo do Tório nos HTGR's Americanos

O Ciclo do Tório é, possivelmente, o mais adequado e o mais aconselhável, do ponto de vista econômico, mormente se se dispõe de reservas de Tório e se as reservas em Urânio são mínimas ou mal conhecidas. Na realidade, o ciclo do Tório nos HTGR's para serem atrativos exigem o emprego de Urânio altamente enriquecido (U-235 a 93%) como material físsil. Entretanto, isso não constituirá um sério problema, uma vez que ao longo da sua vida útil (30 anos), as necessidades do HTGR em urânio minerado são menores do que as exigidas para um reator de mesma potência, do tipo PWR, por exemplo, e o ciclo de combustível é mais econômico, mesmo se considerando o preço relativamente elevado do Urânio-235 altamente enriquecido.

O ciclo do Tório nos HTGR's deve ser considerado sob duas formas:

- a) - sem reciclagem;
- b) - com reciclagem.

Os ciclos de combustível, quer para o HTGR-330 quer para o HTGR-1100 tem merecido especial atenção; para o HTGR-770 - embora esse ciclo não haja sido ainda bem estudado, os resultados referentes ao HTGR-1100 podem ser a ele aplicáveis, sem restrições particulares de grande monta.

No estudo desse ciclo de combustível para o HTGR há alguns parâmetros ou variáveis que devem ser analisados com maior detalhe, dada a sua influência na composição dos custos de ciclos de combustível. Vários desses parâmetros estão mostrados na Tabela XIII (31):

Na consideração desses parâmetros, diversas alternativas podem ser consideradas, levando-se em conta a política de combustível que mais se adapte às condições econômicas e estratégicas de cada país ou região. Entre essas alternativas podem ser destacadas as seguintes:

1. Aumento ou diminuição da Razão C/Th:
 - 1.1 - utilizando-se o mesmo "Tempo de Permanência do Combustível no Core" (Fuel Residence Time) como tem sido considerado até agora (4-6 anos, no ciclo de equilíbrio);
 - 1.2 - com o emprego de outro "Tempo de Permanência do Combustível no Core"
2. Uso de diferente "Frequência de Recarregamento" (Refueling Frequency);
3. Uso dos mesmos Ciclos, mas levando-se em consideração o uso do U-233 produzido (Reciclagem), nos "Cores" seguintes ou em outros HTGR's a serem construídos, com ou sem o uso adicional de U-235 ao U-233;
4. Estocagem do U-233 produzido para uso somente em outros reatores do mesmo tipo (HTGR) ou, talvez, em reatores "Fast-Breeders", num programa paralelo de reatores rápidos a U-233.

Tabela XIII

**Quadro Comparativo de Diversos Parâmetros
dos HTGR's Americanos**

PARÂMETRO	Potência (MW-e)		
	330	770	1.100
"FUEL RESIDENCE TIME", (anos)	6	4	4
"TAXA DE CONVERSÃO":			
"Core" Inicial	0,68	0,67	0,68
Segmento Recarregado (*)	0,63	0,65	0,65
"DENSIDADE DE POTÊNCIA", (watt (t)/cm³)	6,4	8,1	8,4
C/Th RATIO"			
"Core" Inicial	180	225	225
Segmento Recarregado (*)	225	250	250
"INVENTÁRIO INICIAL DO "CORE", (kg)			
U-235	720	1.130	1.600
Tório	15.960	26.080	37.490
"BURNUP" DO (U-233 + U-235) DURANTE O "SEGMENT RESIDENCE TIME", (kg/segment)	60	140	200
"BURNUP" (MWD/t)	100.000	95.000	98.000

(*) - Razão de Conversão de Equilíbrio, com Reciclagem.

Outras alternativas poderiam ser formuladas, uma vez que o HTGR é um tipo de reator que apresenta um ciclo de combustível dos mais flexíveis, inclusive o ciclo U-235/U-238/Pu-239, a U-235 a baixo enriquecimento, que é o ciclo dos HTR's ingleses.

Analisemos, pois, o "Ciclo do Tório" do HTGR Americano, examinando-se as diversas variáveis envolvidas, suas dependências, restrições e, possivelmente, interrelações.

3) - As Variáveis Envolvidas nos Ciclos de Combustível do HTGR

Em uma primeira aproximação, os parâmetros ou variáveis independentes - ou relativamente independentes - envolvidas no estudo dos ciclos de combustível dos HTGR's podem ser classificados em quatro classes:

1. Parâmetros Principais (ou "Input Values")
2. Parâmetros Derivados;
3. Parâmetros Econômicos;
4. Parâmetros Opcionais.

Esses parâmetros são os seguintes:

Tabela XIV

Principais Parâmetros Envolvidos no Cálculo dos HTGR's (32)

I - PARÂMETROS PRINCIPAIS (Leading Parameters or "Input" Values)	
1. Razão Carbono/Tório	(Carbon/Thorium Ratio)
2. Razão de Conversão	(Conversion Ratio)
3. Tempo de Permanência do Combustível	(Fuel Residence Time)
4. Densidade de Potência	(Power Density)
5. Fator de Pico da Idade	(Age Peaking Factor)
6. Frequência do Recarregamento	(Refueling Frequency)
II - PARAMETROS DERIVADOS (Derived Parameters)	
1. Inventário do U-235	(U-235 Inventory)
2. Inventário do Tório	(Thorium Inventory)
3. Queima do (U-235 + U-233)	(U-235 + U-233 Burnup)
4. U-233 Produzido e Recuperado	(U-233 Bred and Recovered)
5. U-235 Gasto	(U-235 Depletion)
6. Taxa de Queima	(Burnup)
III - PARÂMETROS DE CUSTO E ECONÔMICOS (Economics & Cost Parameters)	
1. Custo do U-235	(U-235 Costs)
2. Custo do Tório	(Thorium Costs)
3. Custo do U-233	(U-233 Costs)
4. Custos dos Ciclos de Combustível	(Fuel Cycle Costs)
5. Custos da Energia	(Energy Costs)
IV - PARÂMETROS OPCIONAIS (Options)	
1. Ciclos de Combustível a Empregar	(Fuel Cycles to be Used)
2. Reciclagem ou Não-Reciclagem	(Recycle or Non-Recycle)
3. Reprocessamento (Quando e Onde)	(Reprocessing - When and Where)
4. Custos de Transporte-Alternativas	(Shipping Costs Alternatives - from Long Distances)

Aqui iremos apreciar, somente, os Parâmetros Principais, ou sejam:

1. Razão Carbono/Tório
2. Razão de Conversão

3. "Fuel Residence Time"
4. Densidade de Potência
5. "Age Peaking Factor"
6. Frequência do Recarregamento (Refueling Frequency)

a) - Razão CARBONO/TÓRIO - (C/Th)

A razão Carbono/Tório, que denominaremos abreviadamente por C/Th, é, possivelmente, o mais importante parâmetro, principalmente se objetivamos a um maior uso do Tório, em uma política de aproveitamento máximo desse material fértil.

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

Antes, no entanto, da escolha de uma adequada Razão C/Th é necessário fazer-se uma opção entre:

1. O custo do Ciclo de Combustível para o reator em consideração, exclusivamente; ou
2. O custo desse Ciclo dentro de um programa a longo prazo, objetivando a um maior aproveitamento do Tório e do U-233 produzido, quer nos subseqüentes recarregamentos do reator em consideração quer em novos reatores do mesmo tipo, que vierem a ser instalados.

No caso da segunda hipótese, ou seja, a maximização do uso do Tório, a primeira hipótese acima citada talvez não possa ser totalmente obedecida. Em conseqüência disso, deve 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) e o conseqüente aumento da quantidade de material físsil (no caso, o U-235 altamente enriquecido), a fim de se evitar um "sobre-custo" excessivo para o ciclo de combustível. Contudo, é necessário ter em mente que o aumento da Razão C/Th (ou seja, a redução no uso de Tório) também apresenta resultados adversos, como (33):

1. Uma menor "Razão de Conversão", levando ao aumento do "Depletion Cost";
2. o resultante inventário de material físsil - mais baixo, nesse caso - tenderá a dar maiores "Fatores de Pico" (Power Peaking Factor) e, conseqüentemente, mais altas temperaturas para o combustível, com maiores possibilidades de danos para este.

Como o "Tempo de Permanência do Combustível" (Fuel Residence Time) e a Razão C/Th influenciam o "Age Peaking Factor" numa razão direta, o decréscimo da Razão C/Th não apresenta problemas para esse fator (Age Peaking Factor).

b) - O Tempo de Permanência do Combustível (Fuel Residence Time)

O "Tempo de Permanência do Combustível" é outro parâmetro importante, que deve ser analisado em conexão com a Razão C/Th. Ambos esses parâmetros e, obviamente, a "Frequência do Recarregamento" são, realmente, os mais importantes dados necessários ao estudo do "Ciclo do Tório", considerando-se uma política de emprego do Tório em larga escala.

Um longo "Tempo de Permanência do Combustível" tende a decrescer a "Razão de Conversão" (pela queima de parte do material produzido) e, conseqüentemente, a descarga do U-233 produzido. Por outro lado, quanto maior o "Tempo de Permanência do Combustível", menores os custos dos ciclos. Mas, por outro lado, se estiver presente uma maior "Densidade de Potência", poderão acontecer problemas para a "Temperatura de Pico do Combustível" (Peak Fuel Temperature) (devido, em parte, aos efeitos da "Fast Fluence").

O problema poderá ser resolvido conciliatoriamente possivelmente com o emprego de uma forma de recarregamento mais freqüente (2 vezes por ano, ou mais). Esta solução, entretanto, não parece ser muito adequada em qualquer hipótese, uma vez que a operação de recarregamento exige a parada do reator por cerca de uma semana a 10 dias. Nos sistemas elétricos que operam em condições críticas - sem capacidade "stand by" - que é o exemplo freqüentemente encontrado nos países em desenvolvimento, esta solução não parece a mais indicada, uma vez que poderá acarretar problemas periódicos no suprimento de energia elétrica. O recarregamento em marcha, que já vem sendo estudado para os HTGR's, obviará esse inconveniente.

c) - A "Razão de Conversão - (Conversion Ratio)

Como foi visto anteriormente, uma baixa "Razão C/Th" e um pequeno "Fuel Residence Time" conduzem a uma alta "Razão de Conversão"; entretanto, este parâmetro necessita ser examinado em conexão com a "Densidade de Potência".

Uma "Razão de Conversão" a mais alta possível é a meta principal de qualquer programa que tenha como objetivo o aumento do uso do Tório ou, em outras palavras, a produção de U-233 e a possível diminuição do uso do U-235 nos ciclos posteriores ou nos reatores do mesmo tipo (HTGR), a serem construídos mais tarde. Uma "Razão de Conversão" acima de 0,7 possivelmente seja um excelente objetivo, levando-se em consideração que os HTGR's não são "Breeders", mas somente "Conversores Avançados". Há ainda a possibilidade de se atingir a razões de conversão da ordem de 0,8 ou um pouco mais, desde que não se provoque, com isso, fortes aumentos nos custos dos ciclos de combustível. É ainda, aqui, outra das opções que deverão ser feitas "a priori".

d) - "A Densidade de Potência"

É, indiscutivelmente, outro dos mais importantes parâmetros, como a "Razão C/Th" e o "Tempo de Permanência do Combustível" (Fuel Residence Time). É extremamente difícil - se não mesmo impossível - em uma primeira tentativa, determinar-se uma política conciliatória entre esses três - possivelmente, quatro - parâmetros, que são:

1. "Razão C/Th";
2. "Fuel Residence Time";
3. "Densidade de Potência";

e, possivelmente:

4. "Frequência de Recarregamento".

Uma opção deverá ser feita, logo no início do estudo do ciclo de combustível, sobre a "Densidade de Potência"; esta opção está correlacionada com o "Fuel Residence Time", uma vez que ambos esses parâmetros estão ligados, de certa forma, ao "Pico de Temperatura do Combustível" (Peak Fuel Temperature) e, mais remotamente, à "Maximum Fast Fluence". Por outro lado, o custo do ciclo de combustível aumentará com a adoção de um baixo valor para "Densidade de Potência", bem como aumentará o Custo Global da Central (Capital Costs).

A escolha não é fácil: depende, principalmente, da tendência futura sobre a política de emprego do Tório e, por consequência, sobre o futuro uso do U-233 produzido, nos "Cores" subsequentes do reator (ou reatores), ou nos reatores de potência a serem construídos - dentro do mesmo tipo - mais tarde, ou até mesmo da possível aplicação do U-233 em programas de reatores rápidos.

e) - O "Age Peaking Factor" (Fator de Pico da Idade)

Este parâmetro está ligado a condições tecnológicas e é de se esperar que venha ele a ser melhorado após as pesquisas que vêm sendo realizadas. No presente estado de desenvolvimento tecnológico, o "Pico Máximo de Temperatura" (Maximum Peak Fuel Temperature), para o caso dos HTGR's, é de 1300°C, com uma "Maximum Fast Fluence" de 8×10^{21} nvt.

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, também o "Fator de Pico de Temperatura (Peak Fuel Temperature); conseqüentemente, crescerá o "Age Peaking Factor". Uma redução no "Fuel Residence Time" poderá melhorar o comportamento do "Age Peaking Factor", obviamente.

Do exposto, verifica-se que o "Age Peaking Factor" atua como um "limitador" ou "coator" no crescimento da "Razão C/Th" e do "Fuel Residence Time", conjuntamente, a menos que a "Densidade de Potência" seja diminuída.

f) - A "Frequência do Recarregamento"

Este parâmetro já foi analisado, nos comentários feitos sobre o "Fuel Residence Time".

4) - Exame do Comportamento dos Diversos Parâmetros Considerados

Como foi citado anteriormente, os parâmetros de "Input" ou "leading parameters" para o estudo dos ciclos de combustível do HTGR são:

1. "Razão C/Th"
2. "Fuel Residence Time" (Tempo de Permanência do Combustível)
3. "Razão de Conversão"
4. "Densidade de Potência"
5. "Age Peaking Factor" (Fator de Pico da Idade)

6. "Frequência do Recarregamento".

Embora seja difícil considerar uma completa correlação entre esses parâmetros, é possível se analisar o comportamento de alguns deles, em conjunto, em casos especiais.

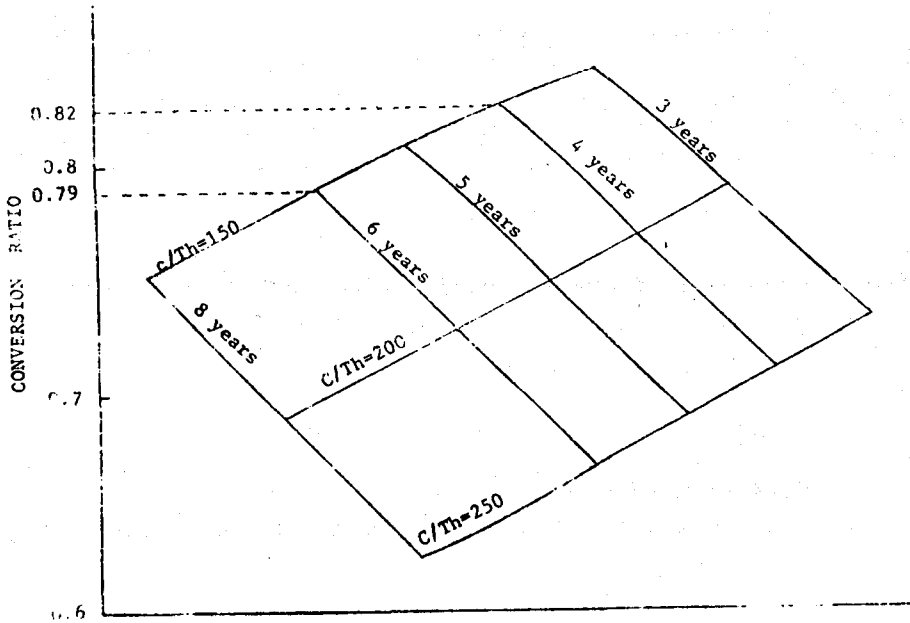


Fig. 36 - "Razões de Conversão do HTGR-1100 MW (e)

O gráfico constante da Figura 36, por exemplo, mostra a variação da "Razão de Conversão" relacionada com a variação da "Razão C/Th" e com o "Fuel Residence Time". Como era de se esperar, a tendência é aumentar a "Razão de Conversão" com o decréscimo quer da "Razão C/Th" quer do "Fuel Residence Time". Por exemplo:

$$\begin{array}{l} \text{para} \left\{ \begin{array}{l} \text{C/Th} = 150 \\ \text{Fuel Residence Time} = 4 \text{ anos} \end{array} \right\} \quad \text{RC} = 0,82 \\ \text{para} \left\{ \begin{array}{l} \text{C/Th} = 150 \\ \text{Fuel Residence Time} = 6 \text{ anos} \end{array} \right\} \quad \text{RC} = 0,79 \end{array}$$

isto é, aumentando-se o FRT (Fuel Residence Time), mantendo-se a mesma razão C/Th, a RC (Razão de Conversão) diminui, como era de se esperar.

O gráfico da Figura 37, da página seguinte, mostra a variação do "Power Peaking Factor" (Fator de Pico de Potência) em correlação com a variação dos parâmetros:

1. Razão C/Th
2. Fuel Residence Time
3. Densidade de Potência
4. Freqüência do Recarregamento

Essa figura (34) mostra o comportamento do "Power Peaking Factor" relativo, que se correlaciona com a "Temperatura do Combustível" e com o "Age Peaking Factor". Pode-se ver, também, que um decréscimo na "Razão C/Th" (aumento da quantidade de Tório) não dará problemas para os picos de temperatura do combustível, quando essa Razão C/Th está abaixo de 200, mesmo se a "Densidade de Potência" crescer até 10 watts/cm³. O recarregamento semi-anual permitirá, ainda, o uso de mais alta "Densidade de Potência".

O único problema que talvez possa aparecer em torno do emprego de um baixo valor para a "Razão C/Th" se referirá ao "Custo do Ciclo de Combustível". Com efeito, o uso de um baixo valor para "C/Th" causa, de fato, um acréscimo nos componentes do custo do ciclo de combustível porque:

1. uma maior quantidade de Tório necessitará de um maior inventário de material fósil, vale dizer, acréscimos nos custos de material fósil, nos custos de fabricação e nos custos de reprocessamento;
2. as necessidades da existência de maior inventário de material fósil aumentará, obviamente, o "Custo Global" (Capital Cost);

entretanto, por outro lado:

3. resultará em uma maior "Razão de Conversão", decrescendo, pois, o custo do combustível gasto (Depletion Cost);
4. com o uso de adequados "Fuel Residence Time" e "Freqüência de Recarregamento", haverá um acréscimo de U-233 produzido a ser usado em subseqüentes "Cores", possivelmente diminuindo as necessidades de U-235 para carregamentos posteriores ou para novos reatores do mesmo tipo;
5. um maior inventário fósil (quantidade de material fósil) tenderá a dar um menor "Power Peaking Factor" (Fator de Pico de Potência) e, conseqüentemente, menor "Peak Fuel Temperature".

A questão, contudo, não deverá ser considerada somente sob hipóteses relacionadas com o "Custo do Ciclo de Combustível" e será aqui que estudos e cálculos mais acurados devem ser feitos, no sentido de se otimizar esses custos de ciclos de combustível com uma política de incentivo de utilização de Tório, ou seja, com o uso de valores baixos para a "Razão C/Th".

A questão de "Custos de Ciclos de Combustível", entretanto, será tratada em publicação, referente ao "Curso de Introdução ao Estudo dos Ciclos de Combustível". (Publicação IEA, 21-1972, do mesmo autor).

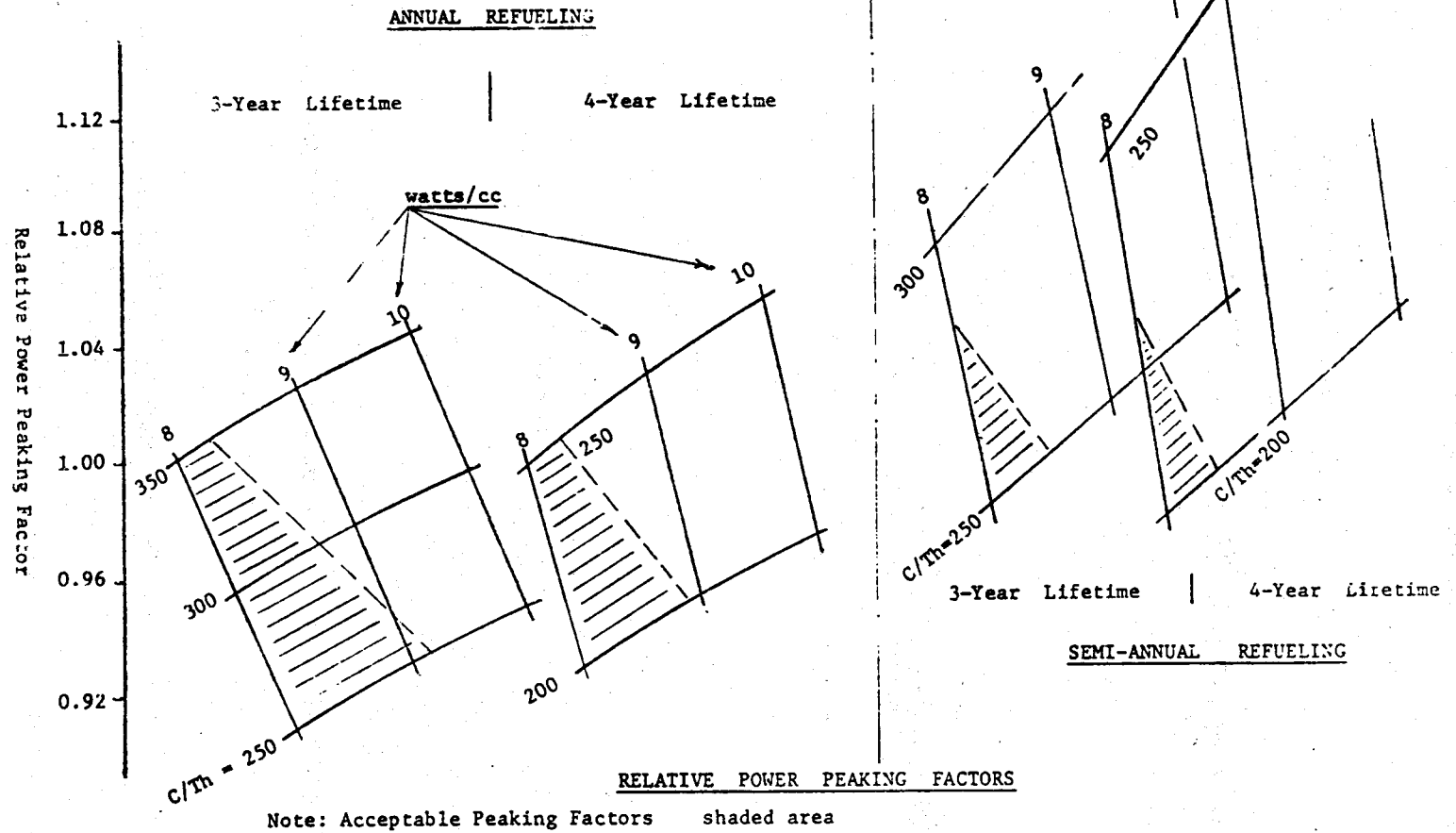


Fig. 37 - "Power Peaking Factors" Relativos

VIII - O "PCR" - PRESTRESSED CONCRETE REACTOR VESSEL

1) - Preliminares

Como já foi analisado anteriormente, o Vaso de Pressão é uma estrutura envolvente do "Core" e que deve suportar a pressão do refrigerante - veículo transportador do calor produzido no "Core" pelas fissões, até o "Trocador de Calor" ou "Gerador de Vapor". Essa estrutura, nos reatores refrigerados a gás como o HTGR, era executada anteriormente em aço; modernamente, o concreto protendido substituiu com vantagem o aço, uma vez que, com o uso do concreto:

- a) - as pressões internas são combatidas por intermédio de milhares de cabos de protensão, isto é, a estrutura tensionada está subdividida, e a ruptura de um dos cabos não causará problemas para a integridade do PCRV;
- b) - pode-se estabelecer um regime de inspeção periódica desses cabos, para se prever qualquer acidente e indicar a solução mais aconselhável, inclusive a substituição do cabo acidentado, sem necessidade de providências de grande envergadura e até mesmo sem necessidade da parada do reator;
- c) - a própria estrutura de pressão, no caso o PCRV, serve também como blindagem biológica, ou primária, sem necessidade de existência de outra estrutura.

A tecnologia do PCRV (Prestressed Concrete Reactor Vessel) foi primeiramente adotada na França, na construção dos vasos de pressão dos reatores de Marcoule (G-2 e G-3), do tipo "GCR" (Gas Cooled Reactor), em 1956. Daí por diante, essa tecnologia vem sendo aperfeiçoada, com especialidade na Grã-Bretanha, onde já se encontram mais de dez PCRV's, em funcionamento ou em construção. Na França, onde se iniciou essa tecnologia, existem 6 dessas estruturas e nos Estados Unidos, o último dos países a adotar o concreto protendido para vasos de pressão de reatores, já existe um PCRV construído: o de Fort St. Vrain (HTGR), em Denver, Colorado, e toda a linha projetada de HTGR's - bem como os projetos dos "GCFR - Gas Cooled Fast Breeder Reactor" - adotarão esse tipo de estrutura para o vaso de pressão. Quatro HTGR's (2 de 1100 e 2 de 770 MW e) já estão programados, todos com vaso de pressão em concreto protendido. O "Oak Ridge National Laboratory", no Tennessee, vem executando um vasto programa de estudos e experiências sobre PCRV's, sob a supervisão da "Atomic Energy Commission" e em conexão com os Departamentos de Engenharia Civil e de Engenharia Nuclear de diversas Universidades Americanas.

2) - Funções Gerais e Características do PCRV

O PCRV tem como finalidades principais confinar o "Core" do reator, suportar as pressões de trabalho do gás refrigerante (no caso do HTGR, o Hélio) e, pelo fato de ser confeccionado em concreto, servir como "Blindagem Primária ou Biológica" do sistema. Como já foi adiantado, a utilização do concreto protendido na construção dos vasos de pressão para reatores nucleares obviou uma série de inconvenientes, entre os quais podem ser citados:

1. a impossibilidade de se construir grandes estruturas em aço para suportar as pressões cada vez mais altas dos reatores a gás;
2. a inexistência de restrições sobre espessuras de paredes e de dimensões em geral;
3. a trabalhabilidade do concreto, que permite a construção do vaso de pressão "in situ", sem os inconvenientes e os problemas do transporte de grandes e pesadas seções usinadas, soldagens, controles de solda, etc.
4. a possibilidade de se confinar no PCRV também os "Trocadores de Calor" ou os "Geradores de Vapor", constituindo o conjunto o denominado "Ciclo Primário Integrado" (*)

Sem dúvida, tudo isso foi obtido não sem certas dificuldades; assim é que os problemas da proteção do concreto contra os efeitos da temperatura, a disposição dos cabos de protensão ao longo das paredes do vaso de pressão e, principalmente, através do tampo superior, onde há uma série de furos e penetrações, tem exigido estudos complexos, soluções sofisticadas, que ainda não atingiram a um estágio de solução final. Também os sistemas de cabos de protensão e de ancoragem, de certa forma ligados aos problemas de formato geométrico dos PCRV's, não tem sido fáceis de resolver.

A forma geométrica que tem merecido a preferência é a "cilíndrica", embora por razões estrutura seja a forma "esférica" a mais aconselhável; mas, do ponto de vista de tecnologia do concreto, essa forma esférica apresenta não poucos inconvenientes de trabalhabilidade, na concretagem. (**).

Sob o ponto de vista da tecnologia, os PCRV's partem dos princípios gerais da prática corrente da Engenharia Civil, mas apresentando particularidades inerentes não só ao tipo de estrutura como à forma sob a qual deve operar, além de inúmeros outros problemas concernentes exclusivamente à Engenharia Nuclear.

As mais importantes características que envolvem o projeto e cálculo dos PCRV's podem ser assim resumidas:

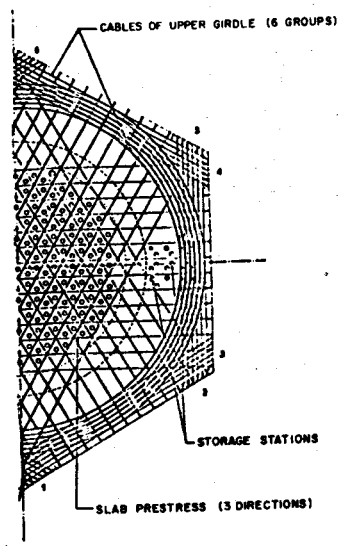
1. O PCRV é normalmente usado como estrutura para reatores refrigerados a gás, embora haja estudos adiantados para o seu emprego em reatores a água, principalmente para o PWR;
2. a forma geométrica mais aceita é o cilindro de eixo vertical, embora os 2 primeiros PCRV's do mundo - Os G-2 e G-3 em Marcoule, França - sejam cilíndricos de eixo horizontal, e os 2 reatores de Wylfa (Grã-Bretanha) sejam esféricos, internamente, e, externamente, cilindros concêntricos, o que dá um formato aproximadamente esférico (ver Fig. 41, adiante);
3. a tendência geral, modernamente, é só protender o PCRV - no tampo superior - na direção circunferencial, pelos problemas que as penetrações ali existentes apresentam à passagem dos cabos de protensão transversais;

(*) - Os primeiros PCRV's (G-2 e G-3 em Marcoule e Chinon-3, todos na França) não adotaram essa técnica. Os pioneiros foram os PCRV's de Oldbury-A, na Inglaterra.

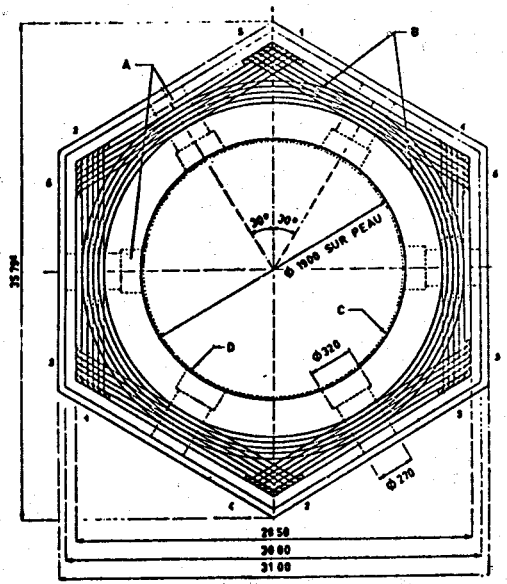
(**) - Os únicos PCRV's em formato esférico são os dos Reatores de Wylfa, na Grã-Bretanha (Norte do País de Gales).

4. a pressão de trabalho dos PCRV's tem aumentado, desde 15 kg/cm² até 46 kg/cm², esperando-se atingir 60 kg/cm² ou mais nos tipos mais avançados ora em projeto;
5. a temperatura máxima permissível e o gradiente de temperatura através do concreto ainda adota valores bem conservativos (em torno de 60°C), a fim de se evitar modificações nas propriedades estruturais do concreto;
6. com o uso do PCRV a filosofia geral de projeto de reatores nucleares é de confinar no interior dele todo o "Ciclo Primário", no denominado "Ciclo Integrado", e, futuramente, também confinar no PCRV a "Turbina a Gás", no já estudado "Ciclo Direto a Gás".

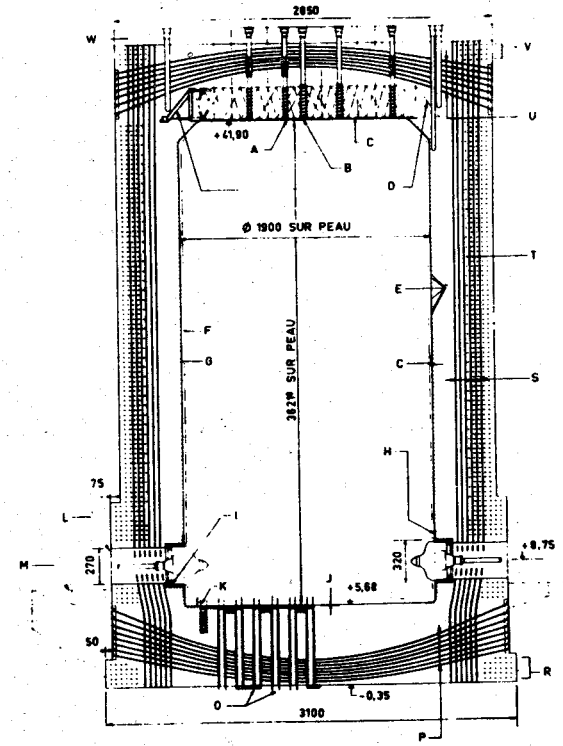
As figuras 38, 39, 40 (35), 41 (36) e 42 (37) e os dados constantes da Tabela XV exemplificam as características mais importantes dos PCRV's típicos dos Reatores de Saint Laurent-1 e Bugey-1 (França), Oldbury-A e Wylfa Head (Grã-Bretanha) e Fort St. Vrain (USA), respectivamente. Das Figuras 43 (38) e 44 (39) pode-se examinar a disposição dos PCRV's dos reatores do tipo HTGR-1100 MW (e) e GCFR (Gas Cooled Fast Breeder Reactor), respectivamente, cujos projetos já se encontram praticamente concluídos.



Slab Section



Horizontal Section



Vertical Section

Fig. 38 - PCRV do EDF-4 (Saint Laurent-1) - Disposição da Protensão

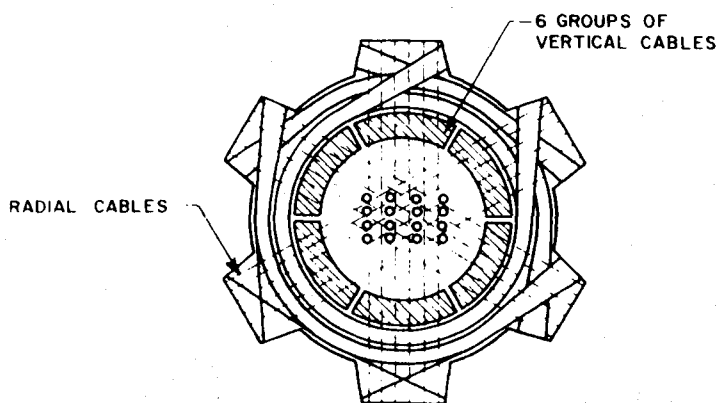
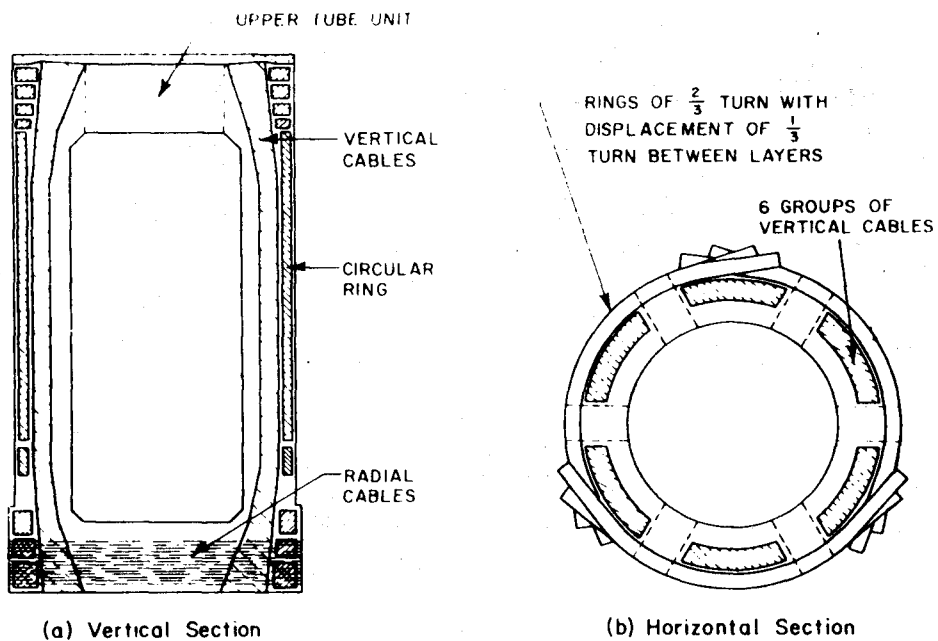
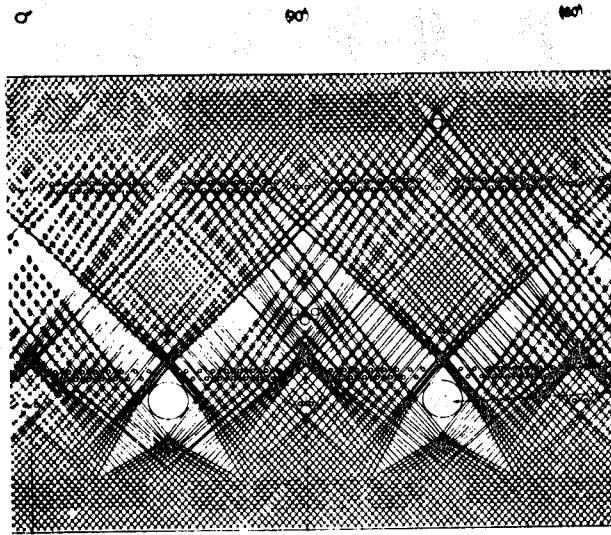
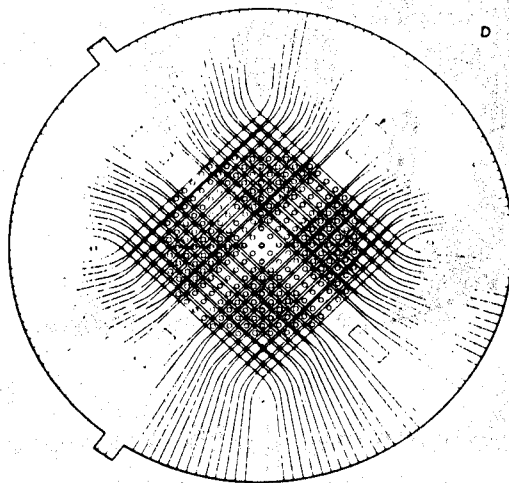


Fig. 39 - PCRV do Reator Bugey-1 (França)

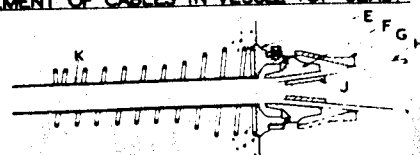


HALF DEVELOPED ELEVATION OF PRESTRESSING CABLE NET



REF	DESCRIPTION
A	STEAMPIPE PENETRATIONS
B	FEED & REHEAT PENETRATIONS
C	BLOWER PENETRATIONS
D	BOILER ACCESS OPENING
E	BEARING RING
F	FEMALE ANCHORAGE CONE
G	BRIDGING STOOL
H	12 - O 6" STRANDS
J	MALE CONE
K	3" O D DUCT

ARRANGEMENT OF CABLES IN VESSEL TOP SLAB



DETAIL OF CABLE ANCHORAGE

Fig. 40 - PCRV dos Reatores de Oldbury (Inglaterra)

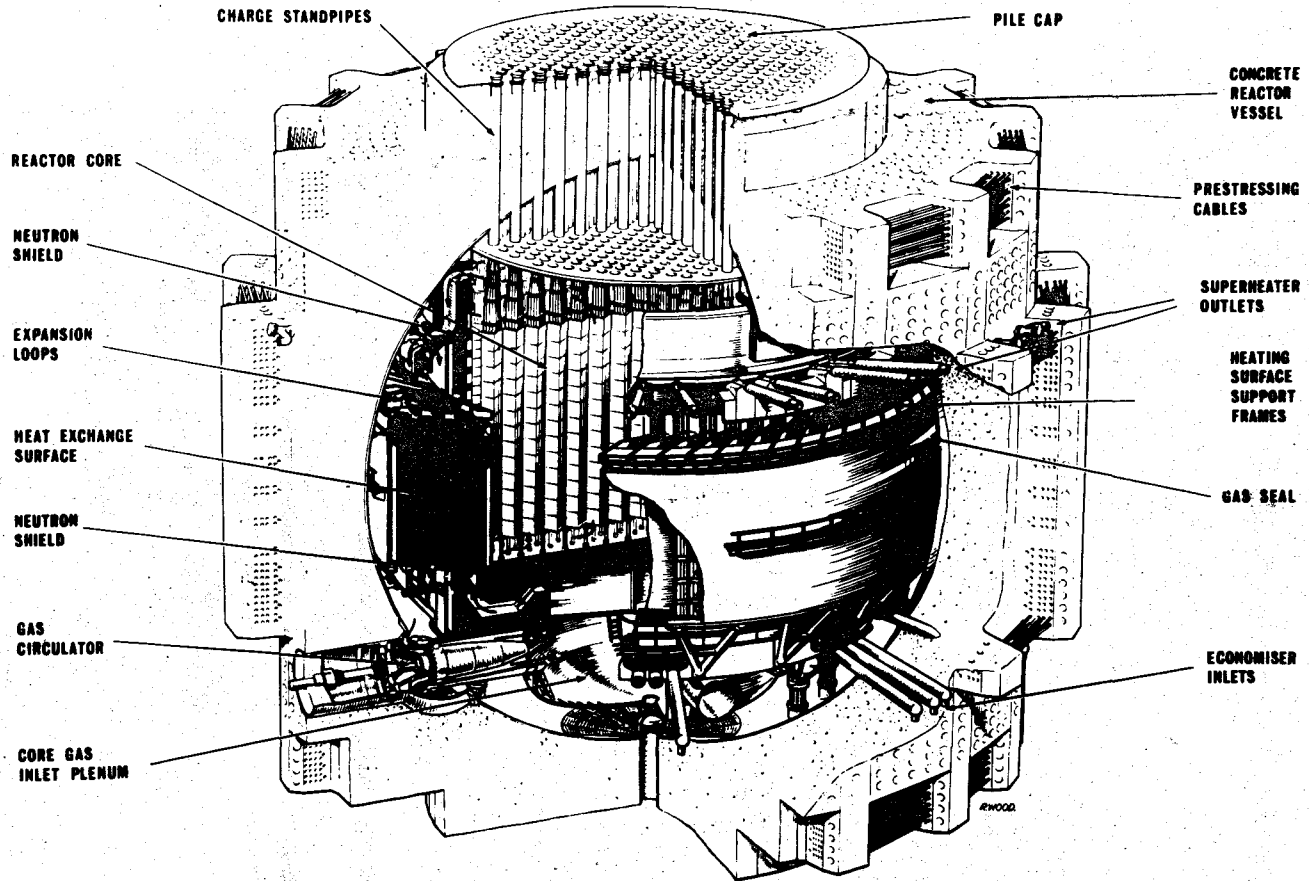


Fig. 41 - PCVR dos Reactores de Wylfa Head (Inglaterra)

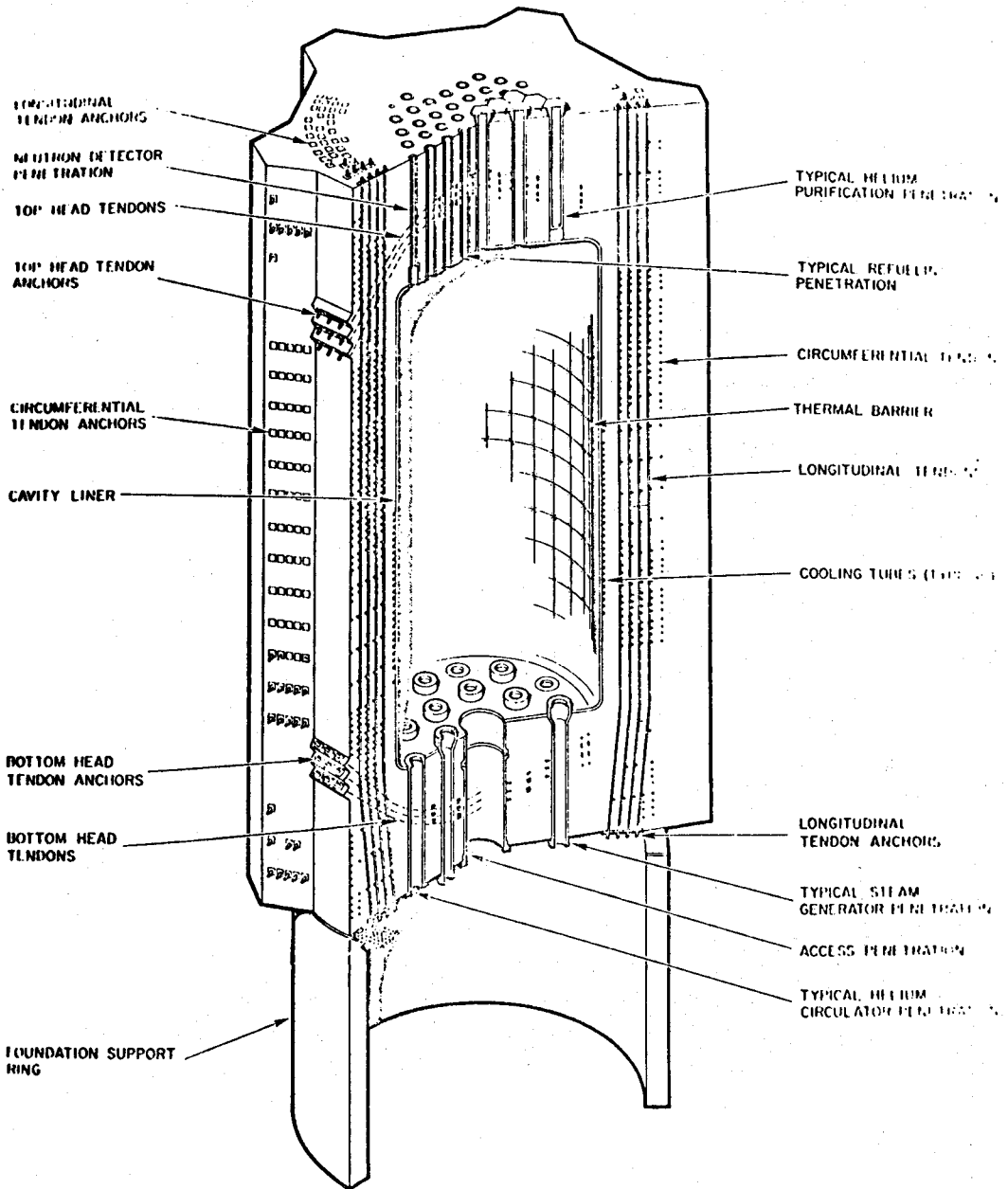


Fig. 42 - PCR-V do Reator de Fort St. Vrain (USA)

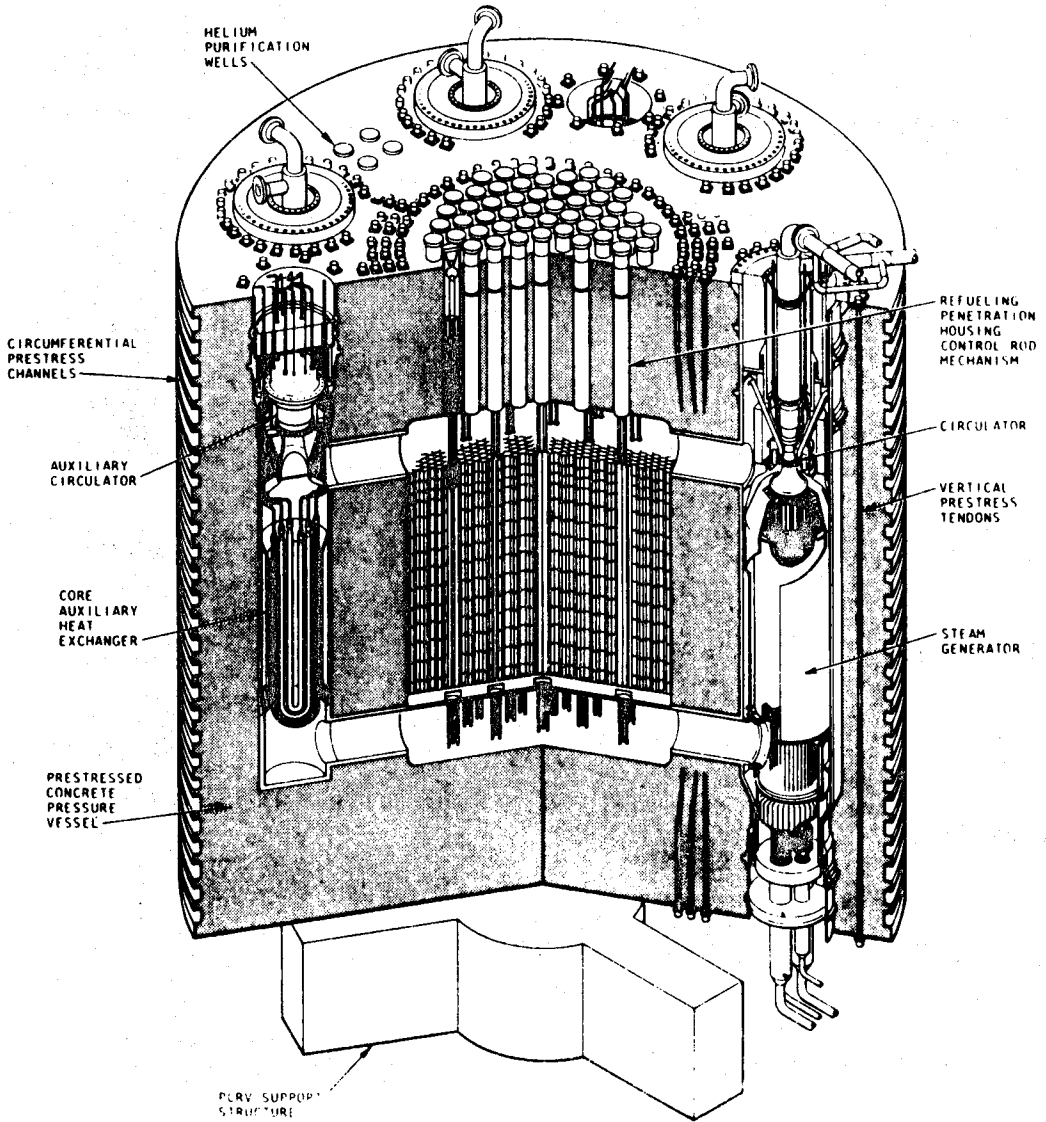


Fig. 43 - PCRV para o HTGR 1100 MW (e)

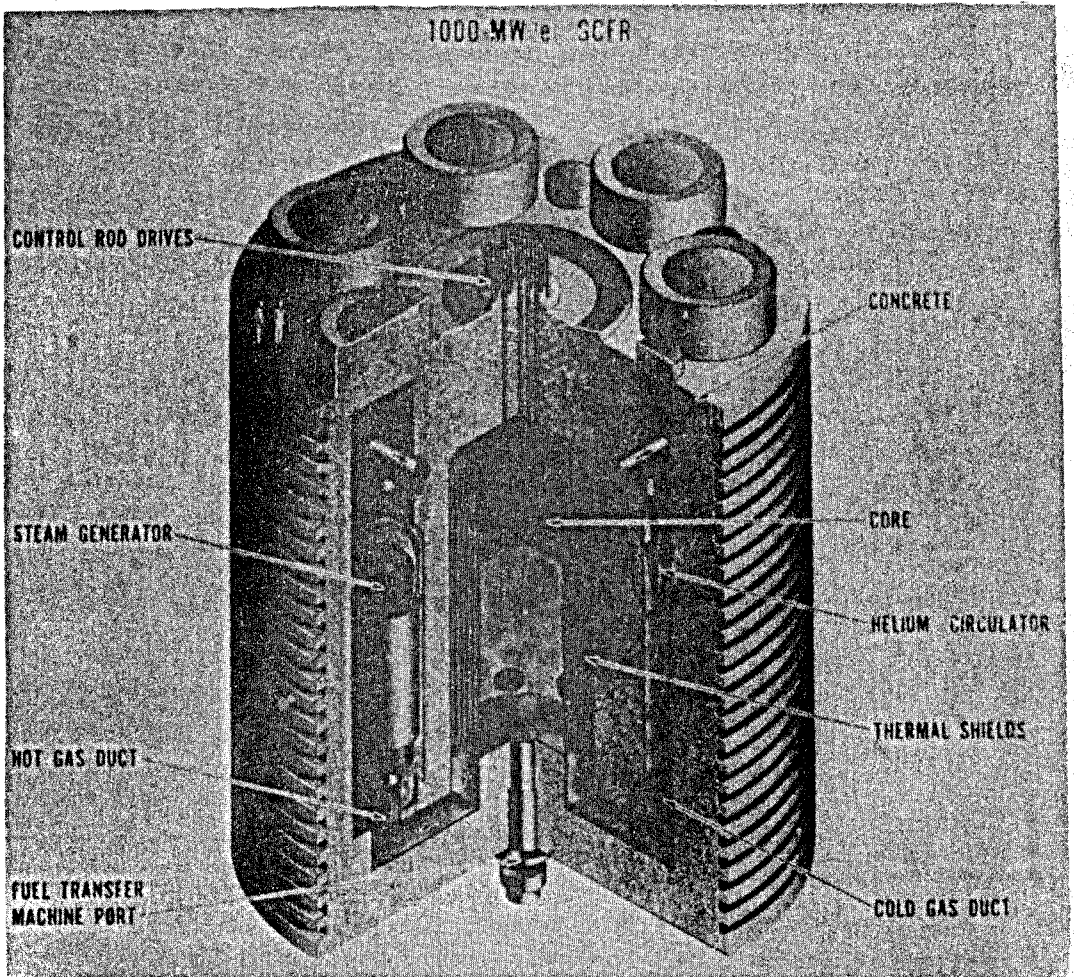


Fig. 44 - PCRV Projetado para o GCFR (Gas Cooled Fast-Breeder Reactor)

Tabela XV

Características Importantes dos Reatores: Saint Laurent-1, Bugey-1, Oldbury, Wylfa e Fort St. Vrain

Dados	Saint Laurent-1	Bugey-1	Oldbury	Wylfa	Fort St. Vrain
País	França	França	Grã-Bretanha	Grã-Bretanha	Estados Unidos
Tipo de Reator	GCR	GCR	GCR	GCR	HTGR
Nº de Unidades	2	1	2	2	1
Projeto	Ciclo Integrado	Ciclo Integrado	Ciclo Integrado	Ciclo Integrado	Ciclo Integrado
PCRV-Formato-externo	Prisma Hexagonal	Cilindro Vertical	Cilindro Vertical	Cilindros Axiais	Prisma Hexagonal
Formato-interno	Cilindro Vertical	Cilindro Vertical	Cilindro Vertical	Esfera	Cilindro Vertical
Pressão de Trabalho	30 kg/cm ²	45 kg/cm ²	26 kg/cm ²	27 kg/cm ²	46 kg/cm ²
Potência Elétrica (MW)	480	488	300	590	330

3) - Cálculo do PCRV - Critérios e Métodos de Cálculo

Para o cálculo do PCRV não há ainda códigos ou regras oficialmente estabelecidas; entretanto, a prática tem apontado que são três os Critérios principais a serem obedecidos (40):

- Critério I** - Os PCRV's devem ser projetados para responderem elasticamente a todas as combinações de cargas, sob quaisquer condições de trabalho;
- Critério II** - Quando submetidos a sobrepressões, o modo de ruptura dos PCRV's deve ser progressivo, e não instantâneo;
- Critério III** - Deve ser sempre prevista uma boa margem de segurança, para os casos de acidentes.

Normalmente, e para se obedecer a esses Critérios, o projeto de um PCRV consiste em uma análise elástica - para satisfazer ao Critério I - e uma análise no regime de ruptura - para atender ao Critério III. Após, devem ser programados testes com modelos reduzidos para verificar o atendimento a todos os três Critérios citados e PCRV, após construído, deve ser submetido à prova, em teste final, para verificar o atendimento pleno às exigências do Critério I.

É necessário se ressaltar que as exigências do Critério III não são feitas com o só objetivo de atender ao regime de ruptura, mas principalmente para garantir que o PCRV não deverá sofrer danos, ao longo da sua vida útil, nas condições normais de trabalho, e levar em conta as incertezas de projeto, de construção e de propriedades dos materiais empregados.

Na análise estrutural do PCRV, há três Métodos ou Técnicas de Cálculo que usualmente são empregadas, e que são:

- a) - Análise baseada na Teoria Convencional das Placas Planas e Curvas;
- b) - Método da Relaxação Dinâmica;
- c) - Método dos Elementos Finitos.

a) - Teoria Convencional das Placas Planas e Curvas

Este foi o método inicialmente usado, no cálculo dos primeiros PCRV's; consiste no uso da Teoria estabelecida por Timoshenko (41) relativa ao cálculo das placas planas e curvas. Por sua simplicidade, é ainda adotado nos primeiros estágios de projeto dos PCRV's.

b) - Método da Relaxação Dinâmica

Este Método tem sido empregado com maior ênfase na Grã-Bretanha (42) com o fito de propiciar soluções para os problemas estruturais bi e tri-dimensionais dos PCRV's, que não podiam ser resolvidos com o uso de métodos convencionais, como o das placas planas e curvas, dos cilindros de paredes espessas, etc. É de grande utilidade na solução de problemas específicos dos PCRV's, mormente para o estudo do "creep".

c) - Método dos Elementos Finitos

O Método dos Elementos Finitos (43), (44) é atualmente o de mais largo emprego na análise estrutural dos PCRV's. Com este método é possível analisar-se o PCRV estruturalmente

como um todo, isto é, como um sistema composto, consistindo de concreto, aço de armação, cabos de protensão e, ainda, o "Liner" (*).

Note-se que, quer o Método dos Elementos Finitos quer o Método da Relaxação Dinâmica, permitem resolver os problemas tri e bi-dimensionais e, ao lado da análise elástica, permitem a análise do "creep" e seus efeitos, simplesmente com a adoção de um módulo de elasticidade efetiva.

4) - Protensão - Disposição dos Cabos

Uma vez que o PCRV dispõe de inúmeros furos e penetrações e devendo as suas paredes e tampos serem cruzados por séries ou camadas justapostas de cabos de protensão, a distribuição destes ao longo da estrutura e, conseqüentemente, a localização de suas ancoragens, demandam estudos cuidadosos, muitas vezes interferindo - ou sendo influenciados - por particularidades do projeto do reator que, à primeira vista, não parecem interferir diretamente no cálculo do PCRV. No entanto, uma análise mais cuidadosa mostra que há certa correlação, por exemplo, entre a disposição do "malha" do "Core" do reator e a disposição das penetrações no tampo do vaso de pressão, que segue a mesma geometria. Como os cabos de protensão atravessam esse tampo transversalmente (**), devem eles seguir uma direção tal que passe entre essas penetrações e não por qualquer caminho, ou pelo caminho que mais pudesse convir ao comportamento estrutural do PCRV. O parâmetro determinante aqui é a "disposição geométrica" das penetrações, e não o "melhor caminho" do ponto de vista estrutural; este último é que deve atender às exigências daquele.

Como exemplo, veja-se a disposição dos cabos de protensão nos tampos dos PCRV's dos reatores de "Saint Laurent-1" (Fig. 38) e dos reatores de "Oldbury" (Fig. 40). No primeiro, a disposição desses cabos dá no centro do tampo uma "malha triangular", disposição característica das malhas dos "Cores" dos GCR de projeto francês, enquanto que, no segundo, os cabos de protensão formam uma "malha quadrada", que é a característica da "malha" dos "Cores" dos GCR de projeto britânico.

5) - A proteção Contra os Efeitos da Temperatura

Um dos maiores problemas no projeto e construção dos vasos de pressão em concreto protendido se relaciona com a sua proteção contra os efeitos da temperatura.

O concreto é um material suscetível aos efeitos do calor e as suas propriedades estruturais podem sofrer danos se for ele sujeito a temperaturas elevadas (acima de 60-70°C) ou a fortes gradientes de temperatura. Se a temperatura se elevar demasiado, perde ele a sua água de hidratação, ou parte desta, e as suas propriedades mecânicas, de resistência a esforços, podem

(*) - O "Liner" será definido mais adiante.

(**) - Modernamente, a protensão transversal no tampo está sendo substituída pela só protensão circunferencial, que obvia esse inconveniente.

ser afetadas. Normalmente, os PCRV's são projetados para suportarem temperaturas da ordem de 60°C (máxima), com uma variação, de dentro para fora, de 40°C (60 - 20°C).

A proteção do concreto é realizada pelos dispositivos seguintes:

- a) - "Liner", ou Película de Estanqueidade;
- b) - Barreira Térmica Interna;
- c) - Sistema de Refrigeração do Concreto.

a) - O "Liner", ou Película de Estanqueidade

O "Liner" não é, necessariamente, a primeira barreira oposta ao calor, a contar de dentro para fora do PCRV; é, entretanto, a parte mais importante, a estrutura central dessa barreira.

O "Liner" é constituído de uma estrutura estanque, em aço, com uma espessura de, normalmente, 1 polegada (2,54 cm) que reveste toda a cavidade interna do Vaso de Pressão e tem como finalidades:

1. propiciar a melhor estanqueidade possível para o PCRV;
2. dar maior rigidez interna ao vaso de pressão;
3. suportar os sistemas (2, em geral) de refrigeração do concreto, na interface "Liner"/Concreto;
4. suportar o dispositivo inicial da barreira térmica, na sua face interna que está voltada para a cavidade onde se encontra o "Core";
5. propiciar, ainda, uma primeira blindagem contra as radiações (especialmente nêutrons rápidos) provindas do "Core";
6. servir de "forma de modelagem" interna, para a concretagem do PCRV.

O "Liner" é colocado antes da concretagem, tendo na sua face que ficará em contato com o concreto ancoragens do mesmo material (aço) que, após a concretagem, ficarão mergulhadas na massa de concreto que constitui o vaso de pressão propriamente dito. Nessa mesma face, estão localizadas canalizações por onde circula um refrigerante (no caso normal, a água), que evacua o calor que atravessa o "Liner", mantendo as paredes em concreto a uma temperatura nunca superior a 60°C.

Na sua face interna, que dá para a cavidade onde se encontra o "Core", o "Liner" possui dispositivos para receber, então, a primeira "barreira térmica", que varia de conceito, segundo as diversas soluções que tem sido adotadas.

Na Fig. 45.a (45) está mostrado um esquema do dispositivo de ancoragem do "Liner" na massa de concreto e as canalizações de refrigeração, e na Fig. 45.b (46) uma seção do conjunto "Concreto-Liner-Barreira Térmica".

b) - A Barreira Térmica Interna

Na parte anterior da "Liner", na sua superfície livre que dá para o "Core", há um dispositivo de isolamento (insulation), que pode ser de:

1. concreto pouco denso, feito com agregado de pedra-pomes (França);

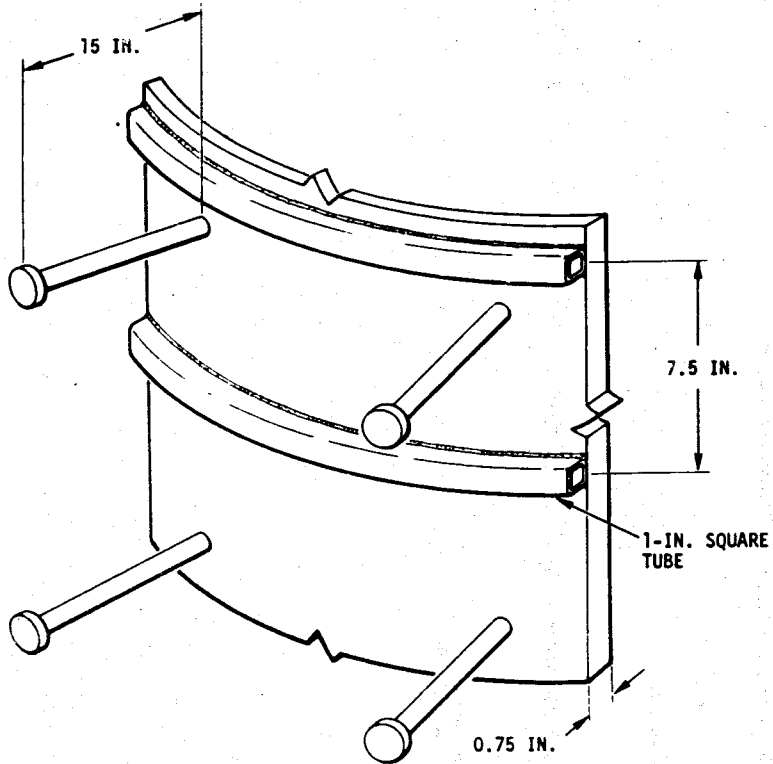


Fig. 45.a - Dispositivo de Ancoragem do "Liner" e canalizações de refrigeração do concreto

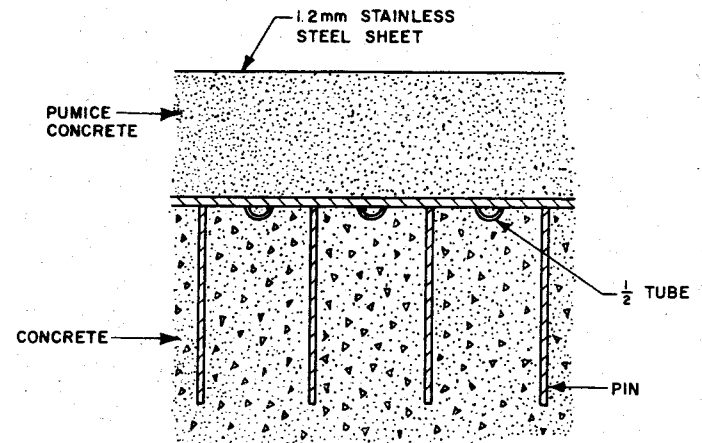


Fig. 45.b - Conjunto Concreto - Liner - Barreira

2. folhas corrugadas de aço inoxidável (Grã-Bretanha);
3. camadas de "Kawool", substância refratária feita de sílica

Nas hipóteses 1. e 3. é necessário que as camadas de "concreto de pedra pomes" ou de "Kawool" sejam recobertas por uma outra película, em geral de aço, corrugada, para evitar o atrito do refrigerante (gás) com esse material, evitando o desprendimento de partículas que poderiam poluir o interior do reator e mesmo o circuito primário.

Nas Figuras 46 (47), 47 (48) e 48 (49) estão mostrados, respectivamente, os sistemas apontados: folhas corrugadas de aço inoxidável (Sistema 2.), conjunto "Concreto-Liner-Concreto de Pedras Pomes" (Sistema 1.) e conjunto "Concreto-Liner-Kawool" (Sistema 3.), que são os adotados nos diversos PCRV's existentes ou em construção.

c) - Refrigeração do Concreto - Controle

Como já foi dito e analisado no esquema da Figura 45.a, a refrigeração do concreto é realizada por tubulações (em geral em 2 sistemas independentes) que são aderidas à superfície do "Liner" que entra em contato com as paredes em concreto do Vaso de Pressão. Essas tubulações rodeiam todo o "Liner", nessa sua superfície de contato com o concreto, quer na cavidade central quer nos prolongamentos desta (dutos) através das paredes do Vaso de Pressão.

Há, ainda, dois dispositivos de segurança do PCRV, embebidos na massa de concreto, em pontos estratégicos de controle: são os "thermo-couples" (controle da temperatura) e os "strain gages" (controle das tensões), que permitem o controle permanente dos níveis de esforços (tensões) ou de temperatura que estão sendo suportados pelo concreto, permitindo evitar-se tensões ou temperaturas que sejam prejudiciais à integridade do Vaso de Pressão.

6) - Propriedades do Concreto

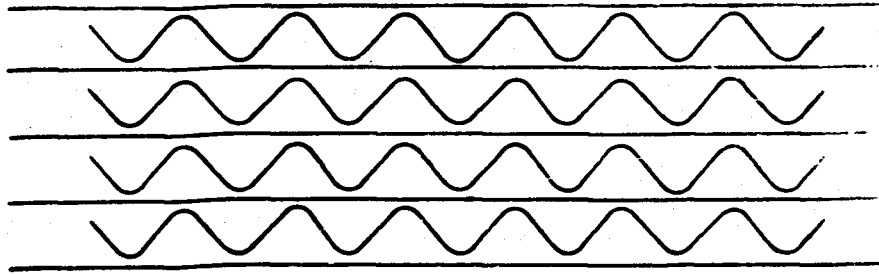
As propriedades do concreto que mais interessam no projeto dos PCRV's são:

1. Retração
2. Módulo de Elasticidade
3. Condutividade Térmica
4. Efeitos da Temperatura e da Radiação
5. Efeitos do "Creep"

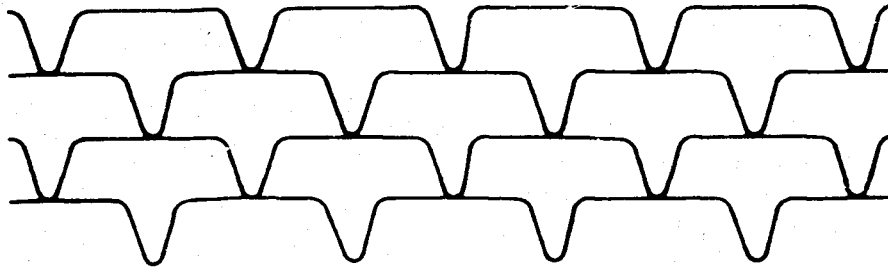
Como não há ainda suficiente experiência que permita se conhecer o comportamento a longo prazo do concreto, mormente quando sujeito à ação combinada da pressão-temperatura-radiação, as taxas de segurança consideradas são ainda bastante conservativas.

Os efeitos que devem merecer maior cuidado são, sem dúvida, a "Retração" e o "Creep", que podem trazer perdas de tensão nos cabos de protensão. Daí porque é usual - na Grã-Bretanha e nos Estados Unidos - o uso desses cabos sem a "aderência" ao concreto, isto é, sem injeção de concreto nos tubos condutores dos cabos de protensão após serem tensionados, o que permitirá, a qualquer tempo, testar a tensão de cada um deles, equalizar as tensões sempre que houver perda de tensão e, quando necessário, a mudança de cabos, por motivo de corrosão,

etc. Na França, entretanto, esse cuidado não é levado em consideração e, após tensionados, os cabos de protensão são aderidos à estrutura, mediante injeção de concreto no interior dos dutos condutores e posicionadores dos cabos de protensão.



CORRUGATED FOIL ASSEMBLY
0.012 in. FOIL



RIBBED FOIL ASSEMBLY
0.012 in. OR 0.008 in. FOIL

Fig. 46 - Folhas compostas

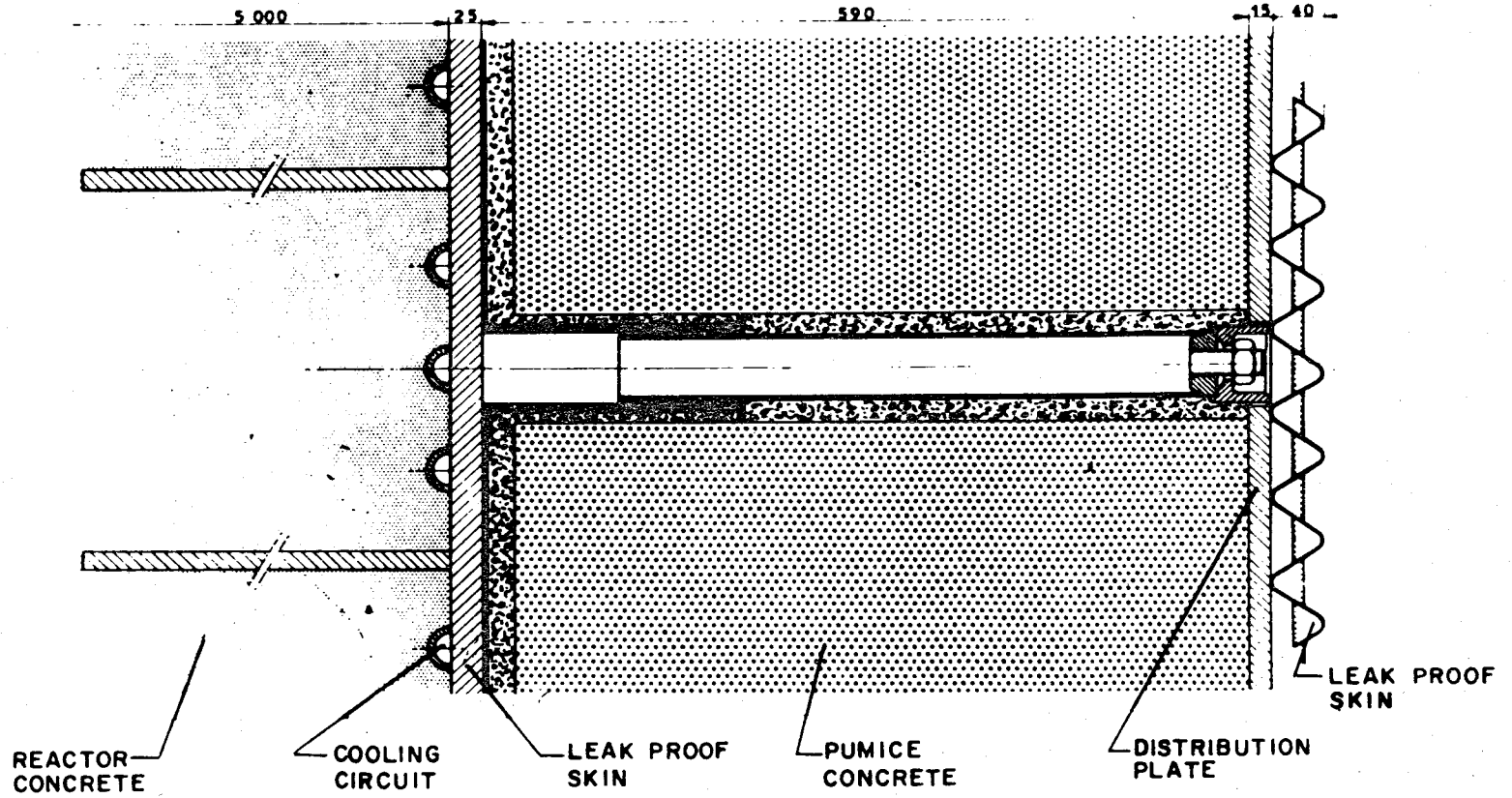


Fig. 47 - Pedra Pomes

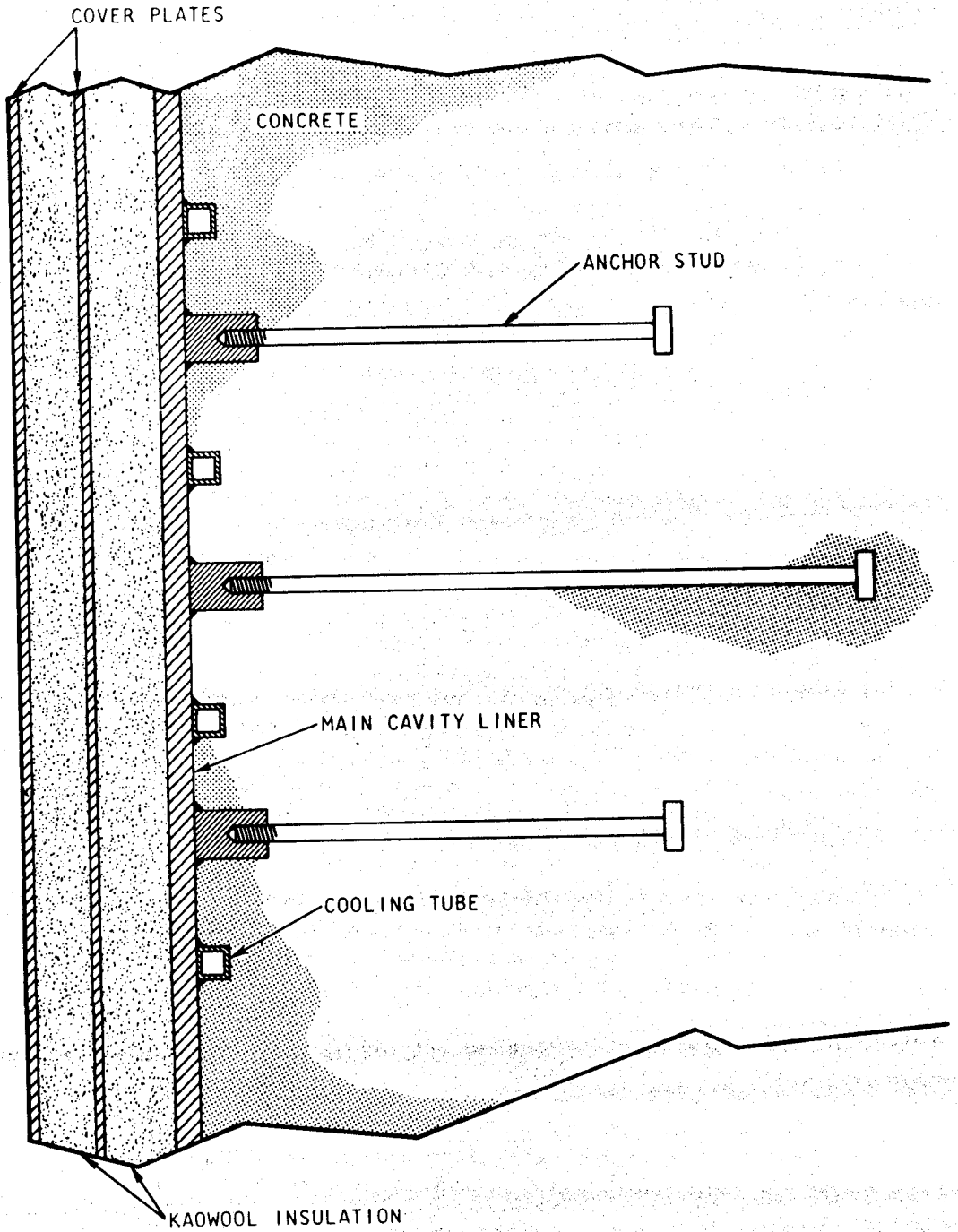


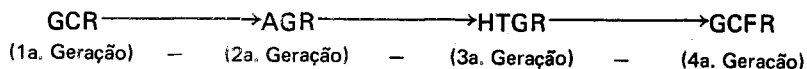
Fig. 48 - O "Liner" e o isolamento em "Kaowool"

IX - A QUARTA GERAÇÃO DOS REATORES A GÁS - O "GCFR"

(Gas Cooled Fast-Breeder Reactor)

1) - Introdução

Conforme foi analisado no Capítulo III, a seqüência de desenvolvimento da tecnologia dos reatores a gás pode ser assim estabelecida:



sem que haja grandes modificações na tecnologia do reator ao se passar de um estágio de desenvolvimento para outro; entretanto, a tecnologia do combustível se modifica substancialmente, na passagem de um para outro estágio.

Na passagem da 2a. Geração (AGR) para a 3a. Geração dos reatores a gás, ocorreu uma profunda alteração na filosofia de projeto do combustível; este, que era constituído de varetas cilíndricas de UO_2 (U-235 a 2,5%), encamisadas a aço inoxidável, passou, no HTGR, a ser constituído de pequeníssimas partículas (~100 a 300 microns de diâmetro), encamisadas ou encapsuladas com material cerâmico (carbono pirolítico), partículas essas que estão disseminadas em uma "matrix" de pó de grafita prensada e colocadas ou em esferas de mesmo material (Pebble Bed) ou em conjuntos prismáticos (Prismatic Fuel Element), conforme já foi pormenorizadamente analisado no Capítulo IV.

2) - Os Reatores Rápidos - Filosofia de Projeto

Os reatores rápidos tiveram até agora o seu maior desenvolvimento utilizando como refrigerante o Sódio (metal) líquido. Essa preferência pelo Sódio líquido - dadas as suas boas propriedades de condutor de calor - talvez tenha sido um dos "handicaps" para o pleno desenvolvimento tecnológico dos chamados "Fast Breeders", dada a difícil tecnologia do Sódio, ainda não de todo dominada, em que pese as maciças verbas já empregadas nessa pesquisa em todo o mundo.

Quando se pensou em outra alternativa para "refrigerante" dos reatores "Fast Breeders" e se sugeriu um gás (Hélio) para essas funções, a questão que ficou em suspenso foi: "Como poderá um refrigerante de tão pobres qualidades como são os gases, apenas apresentando algumas qualidades para servir de transportador de calor produzido nos imensos GCR, de tão baixas densidades de potência, remover o calor altamente concentrado de reatores pequenos e extremamente concentrados e compactos, como o EBR (Experimental Breeder Reactor) ou o DOUNREAY (Inglaterra)(Fast Breeder-Sodium Cooled)?"

A resposta foi o "Projeto GCFR", ou seja o "Gas Cooled Fast-Breeder Reactor", ou seja, um "breeder" usando um refrigerante gasoso, no caso o Hélio, a uma alta pressão de trabalho (80 - 120 atm.), o que o torna um refrigerante suficientemente capaz de remover o calor produzido em reatores de alta densidade de potência, com pequenas perdas de pressão e de temperatura e com o emprego de superfícies de transferência de calor do combustível altamente otimizada.

Entre os gases, somente o CO₂ e o Hélio poderiam competir seriamente entre si, e como gases refrigerantes, não só por razões de compatibilidade química ou metalúrgica, moderação de nêutrons e, obviamente, considerações sobre transferência de calor. Entre os dois (CO₂ e He) e do ponto de vista puramente térmico, pouca coisa havia a escolher; entretanto, a "queda de pressão" é um "handicap" para o CO₂, uma vez que essa queda de pressão é muito maior do que para o Hélio (2 a 2,5 vezes), considerando-se a mesma performance para o "Core" e a mesma razão "potência de bombeamento/potência térmica". Ademais, os problemas de corrosão sob condições árdias de trabalho, como as que se encontram nos "Fast-Breeders", tornou o Hélio o preferido, não fosse ele um gás inerte.

A título de ilustração, na Tabela XVI está feita uma comparação entre os três refrigerantes mais importantes: Gases (Hélio, Água e Metal Líquido (Sódio) (50):

Tabela XVI

Comparação (Simplificada) de Refrigerantes para Reatores

PARAMETER \ COOLANT	WATER (PWR)	HELIUM (HTGR) - (GCFR)		SODIUM (LMFBR)
Average Temperature (°C)	300	600	450	450
Average Pressure (atm)	150	50	85	10
ΔT (coolant rise) (°C)	25	400	300	165
Density - ρ - (g/cm ³)	0,70	0,003	0,0053	0,80
Specific Heat - C _p - (wsec/g-°C)	5,2	5,2		1,25
Flow Velocity (V) (cm/sec)	400	5.000	8.000	600
Heat Transport per Unit Frontal Area - ρ V C _p ΔT (w/cm ²)	36.000	31.000	66.000	100.000
Heat Transfer Coefficient h (w/cm ² -°C)	3	0,3	1,5	10
Average Fil Drop ΔT (°C)	25	00	100	25
Heat Transfer per Unit Surface Area (w/cm ²)	75	60	150	250

Pelos dados dessa Tabela verifica-se que o Hélio é comparável à Água, no caso de reatores térmicos, e comparável ao Sódio Líquido, para o caso dos reatores rápidos.

Além de todas essas propriedades, o "Fast Breeder", "Gas Cooled", ou seja, o GCFR permite ainda:

1. atingir-se a uma "Razão de Conversão" da ordem de 1,5
2. Obter-se um "Tempo de Dobramento" (Doubling Time) que varia de 8 anos (para o Óxido de Pu) até 4 anos (para o Carbetto de Pu)
3. que se adote grande parte da tecnologia do HTGR, uma vez que há similitude entre as duas tecnologias
4. o uso de PCRV - Prestressed Concrete Reactor Vessel.

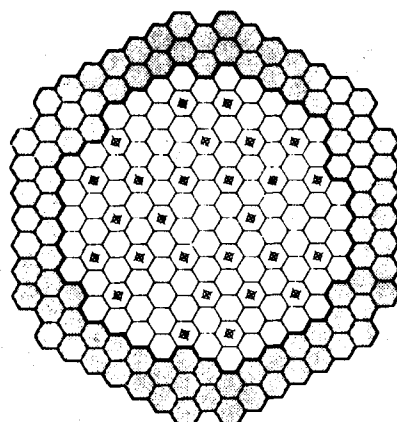
3) - O "GCFR" - Descrição Sumária

a) - O "Core"

O "Core" do GCFR é constituído de conjuntos de elementos combustíveis, com material físsil (Plutônio-239) e material fértil (Urânio-238), que são fixados a uma grade suporte superior. Esse "Core" é rodeado por dispositivos auxiliares, com finalidades específicas, da seguinte forma - de dentro para fora:

1. "Core"
2. Blindagem Inicial
3. Isolamento (Insulation) Interno
4. Blindagem Térmica Interna
5. Blindagem Térmica Externa
6. Isolamento (Insulation) Externo

Como se vê, os reatores rápidos diferem dos reatores térmicos; embora, por motivos óbvios, não possuem moderador, necessitam de blindagens internas, quer para nêutrons quer térmicas. Na Figura 49 está mostrado o Mapa do "Core" do GCFR (51):



CORE PLAN

- STANDARD FUEL ELEMENTS
- ⊗ CONTROL FUEL ELEMENTS
- BLANKET ELEMENTS

Fig. 49 - O "Core" do GCFR

O refrigerante (Hélio) no GCFR atravessa o "Core" no sentido "de cima para baixo", identicamente ao adotado nos HTGR's -1100 MW.

b) - O Combustível do GCFR

Na GCFR há três tipos distintos de Elemento Combustível, como está mostrado na Fig. 50 (52):

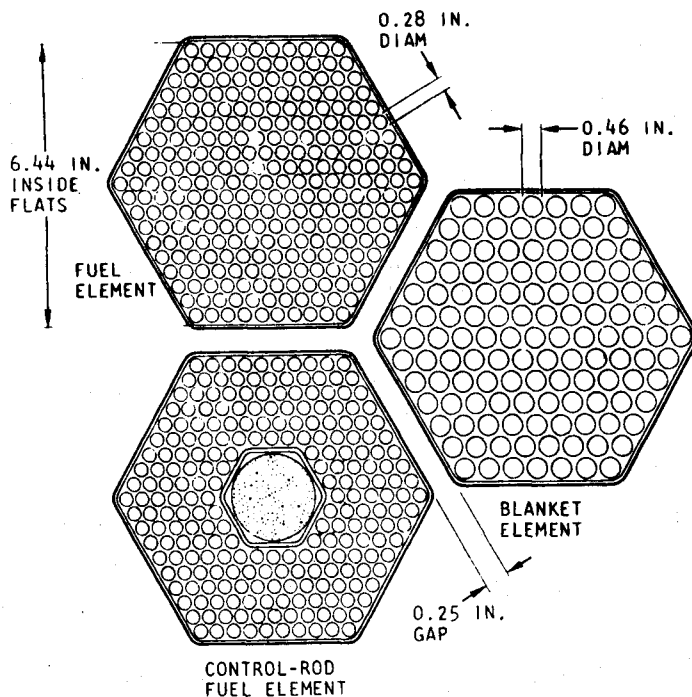


Fig. 50 - Elemento Combustível (topo) do GCFR

Dessa figura se verifica que o diâmetro de cada vareta (pin) é maior para o elemento fértil (0,46 pol) do que para o elemento físsil (0,28 pol). O conjunto de cada elemento combustível apresenta 271 barras cilíndricas, encamisadas a aço inoxidável; o conjunto de cada elemento do "blanket", apresenta somente 127 varetas ou "pins". O conjunto de cada elemento combustível apresenta, em perspectiva, o seguinte aspecto (53):

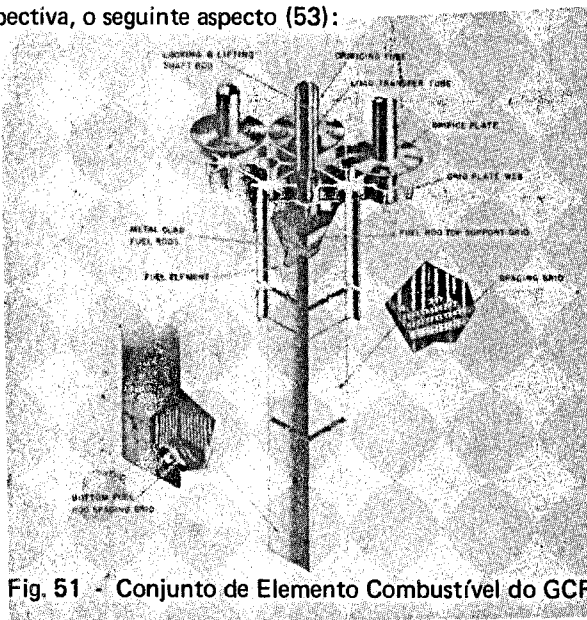
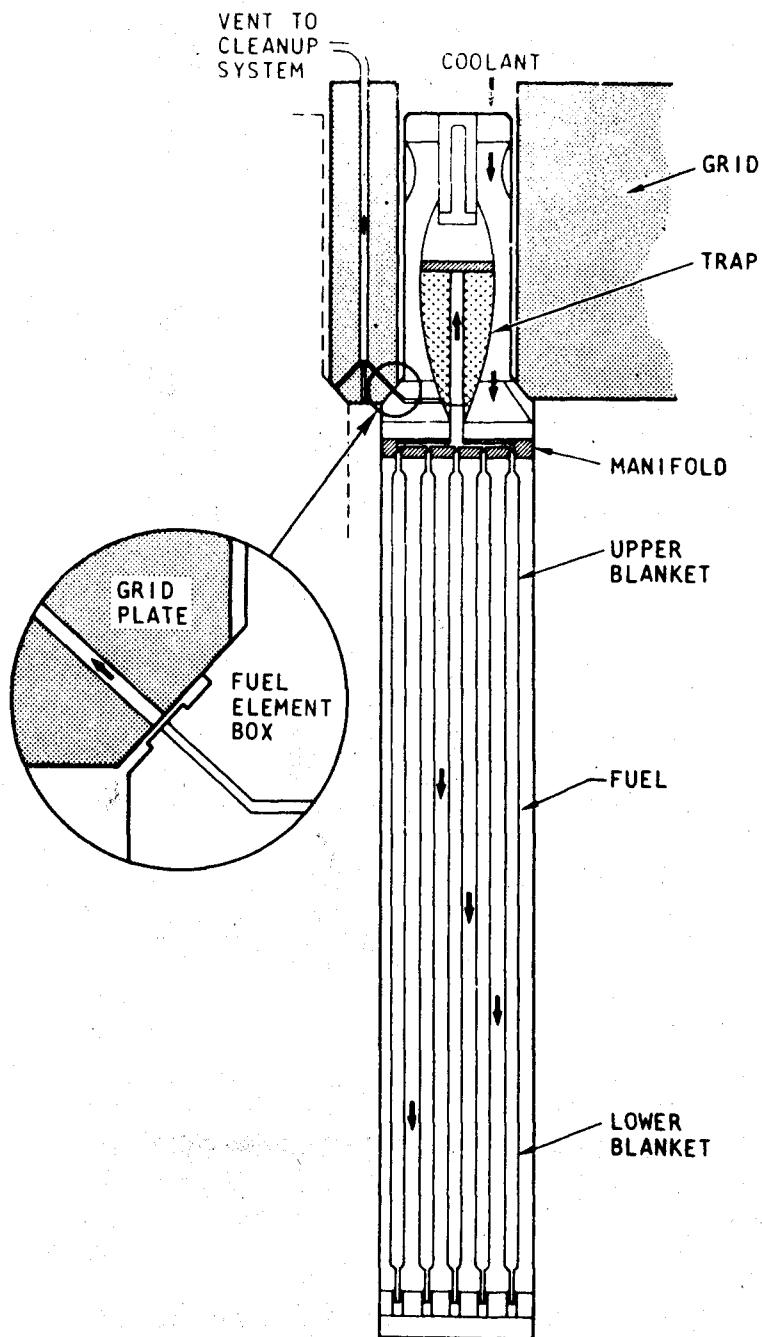


Fig. 51 - Conjunto de Elemento Combustível do GCFR

Em corte, o aspecto interno de cada vareta (pin) é o seguinte (54):



LC74519

Fig. 52 - Corte Esquemático do Elemento Combustível do GCFR

A reunião de todos os conjuntos de elementos combustíveis do GCFR, formando o seu "Core", está apresentada na Fig. 53 (55):

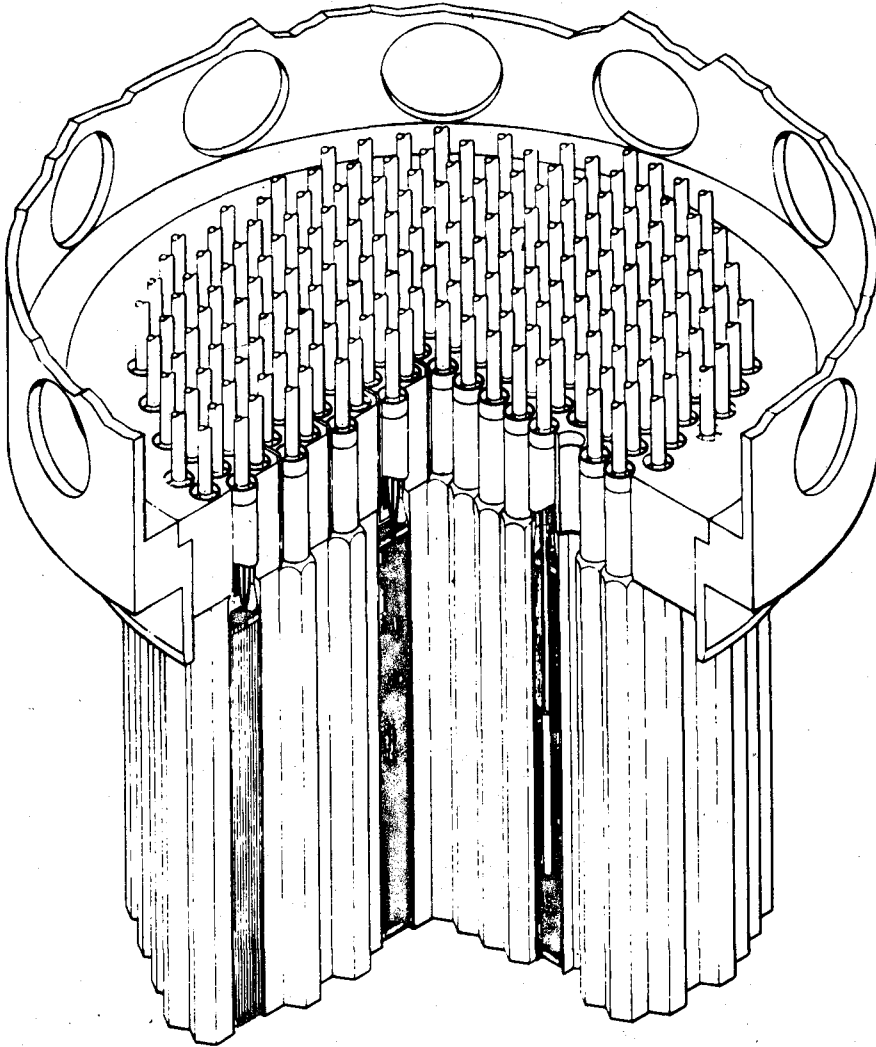


Fig. 53 - Perspectiva do "Core" do GCFR

c) - O "PCRV - Prestressed Concrete Reactor Vessel"

O PCRV, como está projetado para o GCFR-1000 é de mesmo desenho do que o PCRV do HTGR-1100, com pequenas alterações estruturais, entretanto. Segue a mesma filosofia de PCRV adotada pelo "DRAGON Project Group", da Grã-Bretanha, de onde a Gulf General Atomic obteve permissão para adotar esse tipo de PCRV, uma vez que é patenteado pelo "Dragon Project", conforme foi assinalado anteriormente. Esse PCRV apresenta o aspecto seguinte (56):

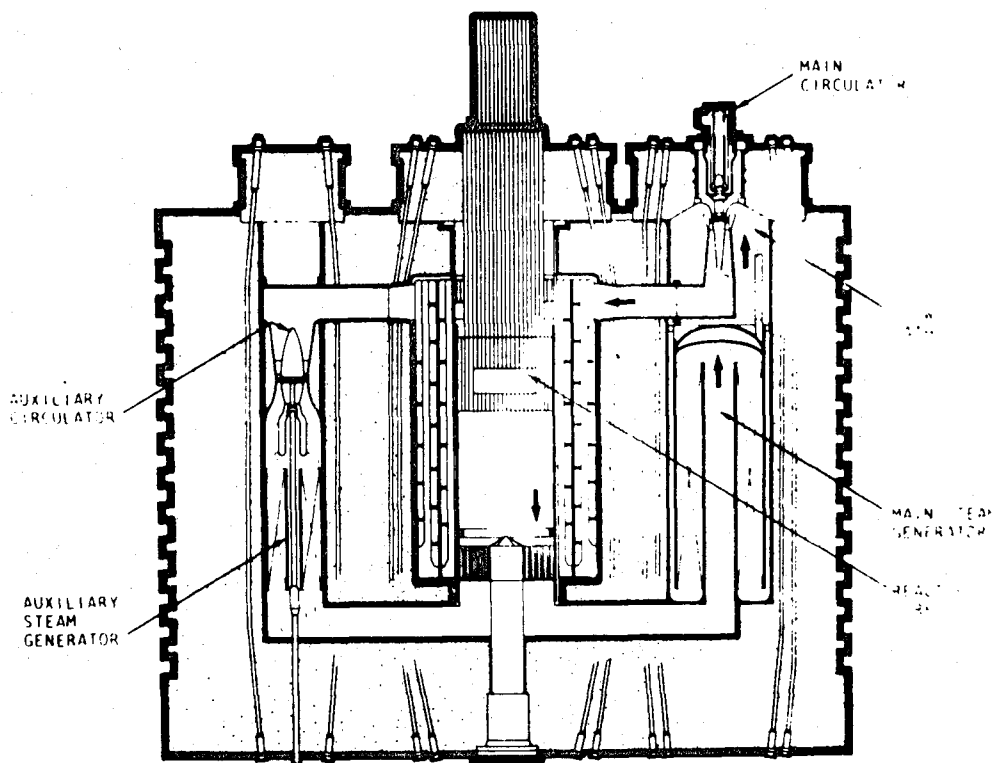


Fig. 54 - PCVR Projetado para o GCFR

Esse PCRV é do tipo denominado "Multicavity Cylindrical Vessel". Na sua cavidade central se localiza o "Core", enquanto que os "Steam Generators" e os "Circulators" ficam situados em cavidades existentes nas paredes do Vaso de Pressão, localizadas na periferia do PCRV.

Aqui, como se pode ver, há protensão por cabos verticais e protensão por cabos circunferenciais, estes envolvendo o PCRV externamente, em "ranhuras" existentes na sua superfície externa, no sentido horizontal. Não há protensão transversal no tampo.

Outra inovação introduzida no PCRV do GCFR é a existência de um "Tampão Removível", na parte superior do PCRV, na direção da sua cavidade central. O projeto desse "Tampão Removível" segue, em grande parte, a filosofia de projeto sueco, estudado para ser utilizado nos Vasos de Pressão para reatores moderados a água pesada, mas que não chegaram a ser construídos.

4) - O "Overlap" de Tecnologia entre o HTGR e o GCFR

Uma das vantagens apresentadas pelo GCFR, no que concerne à sua tecnologia é que, sem grandes distorções, é ela similar à adotada para os HTGR's de desenho americano. Com efeito, afora a tecnologia do combustível - específica aos HTGR's (coated particles) - as demais partes constituintes do projeto geral coincidem em vários pontos e, em outros, apresentam um alto grau de similitude.

Outro dos pontos fundamentais a ressaltar é que a tecnologia do Hélio como transportador de calor pode ser totalmente extrapolada do HTGR para o GCFR, sendo ainda de se considerar que as temperaturas de saída não diferem de maneira acentuada.

De outra parte, o PCRV adota o mesmo projeto, com a variação, no caso do GCFR, da existência de um "tampão removível" no topo da cavidade que confina o "Core".

Também os "Steam Generators" e os "Circulators" apresentam similitudes, no caso do HTGR e do GCFR.

Isto posto e levando-se em consideração que a tecnologia do HTGR copiou parte da tecnologia do AGR e este da do GCR, conclue-se que o desenvolvimento do GCFR - a quarta geração dos reatores a gás - está escudado em um "back ground" sólido, com boa experiência operativa, dependendo, somente, de testes experimentais suplementares para a verificação do comportamento das inovações introduzidas.

Sem dúvida, afora o aspecto particular de ser um "Reator Rápido", o GCFR necessita, ainda, uma série de esforços em pesquisa e desenvolvimento, uma vez que alguns de seus dispositivos são de certa forma revolucionários, como, por exemplo:

1. O tipo de combustível (vented fuel element)
2. as condições de escoamento do refrigerante, através do "Core", levando-se em conta que os elementos combustíveis estão somente fixados na sua parte superior (vibração, "swelling")
3. o sistema de blindagem inicial, junto ao "Core", que deverá ser do tipo removível, por sofrer danos por radiação.
4. a estanqueidade do PCRV, com "tampo removível", tendo em vista o alto poder de difusividade do Hélio.

Esses problemas, entretanto, não invalidam o conceito, ainda mais levando-se em conta que os problemas concernentes ao "combustível" também afligem aos projetistas dos "Fast Breeders" refrigerados a Sódio (metal) líquido; e os estudos e experiências sobre combustíveis são comuns a ambos os conceitos, isto é, o GCFR é altamente beneficiado com os resultados de todas - ou quase todas - as experiências sobre combustíveis para reatores rápidos refrigerados a Sódio.

5) - Alguns Aspectos Técnicos e Econômicos Referentes ao GCFR

A grande flexibilidade dos reatores refrigerados a gás reflete-se, também, no GCFR, embora em menor grau do que para o HTGR. Há vários aspectos e características que podem sofrer alterações, procurando-se otimizar a performance do GCFR; assim é que:

1. o refrigerante pode ser submetido a uma larga faixa de valores da pressão, otimizando-se esta com as características limitantes do combustível e da estrutura envolvente, no caso, o PCRV;
2. a temperatura máxima do "cladding" pode também variar dentro de razoável faixa de valores, dependendo das características do seu material, a fim de se obter temperaturas de saída para o refrigerante compatíveis com a performance requerida;

3. as varetas (pins) de combustível podem apresentar superfície lisa (o cladding), totalmente corrugadas ou parcialmente corrugadas, aumentando-se, assim a potência específica do combustível, sem aumentar demasiadamente a temperatura máxima do "cladding";
4. da mesma forma que para o HTGR, o "Ciclo Direto" é outra das perspectivas interessantes apresentadas pelo GCFR;
5. O "Fuel Cycle Cost" do GCFR é muito menor, obviamente, do que para os reatores térmicos, comparável ao do melhor projeto de "breeder" a Sódio (LMFBR) e mesmo com tendências a ser o "Fast Breeder" de menor custo de ciclo de combustível.

Analisemos alguns dados referentes a essas características.

a) - Performance do Combustível

Pelo fato de o combustível do GCFR (como o do LMFBR) ter um "cladding" metálico (aço inoxidável) está ele sujeito a limitações de temperatura ditadas pela "temperatura máxima" admissível desse "cladding". Vejamos a influência dessa temperatura máxima (57):

Tabela XVII

Influência da Temperatura Máxima do "Cladding" na Performance do GCFR-1000 MW, para um Valor Fixado do "Maximum Linear Rating"

Parameter	Maximum Clad Temperature (°C)		
	600	650	700
Coolant Inlet Temperature (°C)	275	315	340
Coolant Outlet Temperature (°C)	530	580	630
Net Cycle Efficiency (%)	34	37,2	39,5
Specific Power (MWt/Kg)	0,85	0,82	0,85
Power Density (MW/liter):			
Core Volume (liter)	11.660	10.790	9.365
Core Length (cm)	174,4	170	162
Coolant Void Fraction	0,575	0,565	0,55
Rod Diameter (cm)	0,835	0,845	0,835
Number of rods	39.600	37.000	36.500
Fuel Cycle Cost (mill/kw-hr) (*)	0,549	0,533	0,50

- (*) - 75.000 MW e Industry Size and 100 MWd/kg Maximum Burnup
- Maximum Linear Rating: 18 Kw/ft (590 w/cm) with Oxide Fuel
 - Fixed Core L/D = 0,6. Partial Surface Roughening doubles the Heat Transfer Coefficient and triples the Friction Factor
 - 85 atm Helium with 4% Ratio of Pumping Power/Thermal Power

A influência do corrugamento da superfície do "cladding" em comparação com uma superfície lisa para este é outro dos parâmetros importantes, uma vez que permite se atingir a melhores potências específicas para o combustível, sem danos para a integridade deste.

Na Tabela XVIII é feita uma comparação de alguns parâmetros do GCFR, entre um "cladding" liso ou parcialmente corrugado (58).

Há além disso a considerar que quer o Óxido de Plutônio quer o Carbeto de Plutônio podem ser usados no GCFR; obviamente a performance com o uso do Carbeto é superior à apresentada pelo Óxido; com efeito, veja-se a Tabela XIX abaixo (59):

Tabela XIX

Performance do GCFR-1000 MW com Óxido (Pu) e com Carbeto (Pu) (*)

Parameter	FUEL	
	Oxide	Carbide
Gas Pressure (psi)	1250	1750
Coolant Temperatures (F)	645 - 1170	600 - 1090
Maximum Linear Rating (Kw/ft)	17,1	33,5
Core Volume (liters)	8590	4225
Average Specific Power, total MW(t)/Kg core fissile (initial)	0,90	1,51
Assumed Maximum Burnup (MWd/kg)	100	140
Average Conversion Ratio (total)	1,51	1,60
Geometric Doubling Time (year)	9,0	4,3
Fuel Cycle Cost (mills/kw-hr)	0,50	0,08

(*) - Maximum Design Clad (Roughened) Surface Temperature: 700°C (1292 F).

Tabela XVIII

Performance do GCFR-100 MW e para Superfície do "Clad" Corrugada ou Lisa, para Várias Condições Limites da Temperatura

Parameters	Clad Surface			
	ROUGHENED (*)			SMOTH
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	0,550	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

Note: 85 atm Helium Cooling with a 4% Ratio of Pumping Power/Thermal Power. (Oxide Fuel).

X - CONCLUSÕES

De tudo o que resumidamente foi exposto nos Capítulos anteriores, ressalta uma coisa: a tecnologia dos reatores refrigerados a gás já atingiu a um grau bem acentuado de desenvolvimento, cobrindo, praticamente, todos os estágios de evolução dos reatores nucleares de potência, desde os iniciais GCR, de temperatura relativamente baixa, passando pelo AGR, que pode ser considerado um estágio intermediário relativamente à temperatura de saída do refrigerante, seguido agora pelo Alta Temperatura HTGR e entrando no campo dos reatores rápidos, por meio do GCFR.

A flexibilidade dessa linha de reatores é patente e é de se esperar novos progressos, com os estudos que vem sendo realizados para a obtenção do "Ciclo Direto a Gás", com o emprego de turbinas a gás.

Há, ainda, no entanto, alguns pontos a considerar no desenvolvimento desse tipo de reatores; são, obviamente os problemas limitativos, tais como:

1. as temperaturas limites dos materiais envolvidos na construção dos reatores, as quais representam uma barreira a ser vencida, mormente no caso do HTGR e do GCFR;
2. o comportamento dos materiais a longo prazo, quando sujeitos à ação combinada dos efeitos da temperatura e pressão é outro dos problemas que necessitam de maior estudo, em face do pouco conhecimento que se tem hoje em dia sobre esses efeitos;
3. também, o comportamento dos materiais sujeitos a altas taxas de irradiação - mormente no caso dos "Fast Breeders" - é outro assunto que necessita maior pesquisa

A maior parte dos problemas que aguardam solução se referem, regra geral, aos materiais, não aos conceitos de reatores propriamente ditos; e a maior parte desses problemas não são inerentes só aos reatores a gás, mas são comuns a todos os tipos e linhas de reatores nucleares de potência.

Outro problema de suma importância, que envolve toda a Engenharia Nuclear, diz respeito ao consumo de Urânio; as reservas conhecidas deste material não são demasiado grandes para programas maciços de desenvolvimento desse tipo de energia. Há que se estudar reatores mais avançados nos quais o aproveitamento econômico do Urânio seja mais efetivo e, nesse particular, os reatores HTGR e GCFR representam, possivelmente, a melhor esperança de se atingir a níveis de utilização do Urânio mais eficientes do que os reatores hoje em dia mais divulgados, como os de Água Leve (BWR e PWR) e os de Água Pesada (HWR). Com relação às necessidades em Urânio para diversos tipos de reatores, é oportuno consultar-se os dados da Tabela XX (60):

Tabela XX

Uranium Utilization For 1000 MW (e) Plants (*)
(At 80% Capacity Factor)

Item	LWR	HWR	Gas Cooled Reactors		
			MAGNOX	HTGR	GCFR(**)
Natural U required for first Core, tonnes U_3O_8	580	300	1.130	450	700
Natural U required for yearly feed, tonnes U_3O_8	170	150	330	55	—
Natural U equivalent of yearly U discharge, tonnes U_3O_8	40	—	—	5	—
Natural U equivalent of yearly Pu discharge, tonnes U_3O_8	20	—	—	—	+ 75
Net yearly requirements tonnes U_3O_8	110	150	330	50	— 75
Total 30-year commitment, tonnes U_3O_8	3.770	4.650	10.700	1.900	— 1.500
Typical fuel cycle cost, mills/kwh	1,6	1,0	1,6	1,0	0,5

- (*) - LWR = Light water cooled and moderated reactor
HWR = heavy water cooled and moderated reactor
Magnox = CO_2 cooled, graphite moderated, natural uranium reactor
HTGR = High temperature gas cooled reactor (thorium cycle)
GCFR = gas cooled fast breeder reactor ($PuO_2 - UO_2$ fuel)

- (**) - Assuming fissile Plutonium equal to 100% enriched U-235.
(Fertile material: depleted Uranium ~ 1 tonne U_3O_8 /year)

No campo dos reatores refrigerados a gás, como o AGR, HTGR e o GCFR, é possível fazer-se também estudos comparativos da evolução desses diversos conceitos de reatores da tecnologia a gás. A Tabela XXI mostra alguns dados comparativos entre diversos parâmetros desses três tipos de "Gas-Cooled" (61):

O assunto não fica assim esgotado; muita experiência e muita pesquisa ainda deverá ser feita, quer para os reatores a gás – que estão sendo aqui considerados – como para os tipos mais avançados de reatores, mormente no campo dos denominados "Fast Breeders", e até mesmo no caso dos conceitos já comprovados. Entretanto, a tecnologia dos reatores a gás, além de sua versatilidade, é que apresenta menores problemas de manutenção e a que permite passar-se dos conceitos iniciais (térmicos) e atingir-se ao conceito denominado "rápidos".

Tabela XXI

Comparison of Large Fast and Thermal Gas-Cooled Reactors

NEUTRON SPECTRUM	THERMAL		FAST
REACTOR TYPE	AGR	HTGR	GCFR (*)
Power, MW (e)	600	1000	1000
Active Core (typical) (diameter x length, inches)	370 x 325	370 x 185	110 x 60
Average Power Density, W/cm ³	2,5	7,5	250-300
Coolant Gas	CO ₂	He	He
Coolant Pressure, psi	500-600	500-700	1000-1500
Coolant Temperatures (typical)F	600-1250	750-1450	600-1200
Coolant Void Fraction	0,75 - 0,80 (inside channel)	0,15 - 0,20 (overall)	0,5 - 0,6 (inside fuel box)
Specific Power, W/g (fissile)	500	1000-2000	800-1000
Average Core Enrichment, mole-fissile/mole fuel	0,015-0,025	0,04-0,05	0,12-0,13

(*) - Mixed PuO₂ - UO₂ fuel with metal clad.

REFERÊNCIAS

- (1) - Notiziario - Comitato Nazionale Energia Nucleare - Ano 16, N. 2, Febbraio, 1970 - pg. 24
- (2) - Plant Safety Features - A Review of Technology of Prestressed Concrete Reactor Vessel, Cehn Pang Tan - Nuclear Safety, Vol. 11, N^o 1 Jan/Feb., 1970, pg. 27
- (3) - Os Reatores de Potência a Urânio Natural-Gás-Grafita - Concepções de Projetos, José Ribeiro da Costa - Publicação IEN-67-1 - 1967, pg. 39
- (4) - Ref. (3), pg. 109
- (5) - Ref. (3), pg. 115/116
- (6) - Fuel Development for a Low Enriched Uranium - Proceedings of the Gas-Cooled Reactor Information Meeting - ORNL - Conf. 700401, April 1970, pg. 547
- (7) - Ref. (6), pg. 593
- (8) - BNES - Journal of the British Nuclear Energy Society - July 1970, pg. 174
- (9) - Power from High Temperature Gas-Cooled Reactor, OECD Dragon Project Report - September 1971, pg. 39
- (10) - Ref. (9), pg. 40
- (11) - HTGR - The High Temperature Gas-Cooled Reactor System - General Dynamics, General Atomic Division - May 1969
- (12) - HTGR Fuel and Fuel Cycle Summary Description, L.J. Colby, R.C. Dahlberg, S. Jaye - Report GA-10233, May 1971, pg. 4
- (13) - Projekt Information - Brown Boveri/Krupp - December, 18th 1967
- (14) - Ref. (6), pg. 173
- (15) - Ref. (9), pg. 9
- (16) - Ref. (9), pg. 10
- (17) - Future Technology of the Gas-Cooled Reactors - R.D. Vaughan - BNES Journal, Vol. 8, N^o 2 - April 1969, pg. 140
- (18) - The HTR-Direct Cycle - Engineering Possibilities and Material Requirements, G.E. Lockett and R.A.U. Huddle - Report DP-719, Part 2 - Dragon Project, pg. 10
- (19) - Ref. (9), pg. 38
- (20) - The Peach Bottom HTGR - H.B. Stewart and K.R. Van Howe - Report GA-7636, pg. 6
- (21) - Ref. (20), pg. 2
- (22) - FSAR - Final Safety Analysis Report - Fort St. Vrain, Section III, Fig. 3.1-1.
- (23) - Ref. (12), pg. 3
- (24) - Patent Specification - 1,098,282 - Improvements in or Relating to Nuclear Reactors - The Patent Office, London - January 1968
- (25) - Patent Specification - 1,103,260 - Improvements in or to Prestressed Concrete Pressure Vessels - The Patent Office, London - February 1968
- (26) - Large HTGR Design Status - Proceedings of Gas-Cooled Information Meeting, A.J. Goodjohn - ORNL-Conf. 700401, pg. 207
- (27) - HTGR - Steam Generator and Circulator - J. Yampolsky - Report GA-9325, April 1969, Fig. 1 Anex
- (28) - Commercial Power Generation from HTGR Nuclear Steam Systems - R.G. Bernier, A.J. Goodjohn - Report GA-10415 - November 1971, pg. 20
- (29) - Ref. (28), pg. 18
- (30) - Ref. (22), pg. da Fig. 3.4-2
- (31) - The HTGR and the Subsequent Nuclear Power Plants for Brazil - Report of Stay at Gulf General Atomic, GGA - José Ribeiro da Costa - July 1971, pg. 7

- (32) - Ref. (31), pg. 8/9
- (33) - Ref. (12)
- (34) - Ref. (31), pg. 13 and Fig. 3
- (35) - Prestressed Concrete in Nuclear Pressure Vessels - Report ORNL-4227, Oak Ridge, USA - May 1968, pg. 194/196
- (36) - Ref. (35), pg. 9
- (37) - Design Criteria for Prestressed Concrete Nuclear Reactor Vessels - Report GA-92/9, by T.E.Northup et al.
- (38) - Commercial Power Generation from HTGR Nuclear Steam Systems, Report GA-10415, by A.J.Goodjohn and R.G. Bernier
- (39) - The Gas Cooled Fast Breeder Reactor, Report GA-9390, by Gilbert Melese D'Hospital.
- (40) - Prestressed Concrete Pressure Vessels for Nuclear Reactors - T.C. Waters and N.T. Barret - BNES Journal - July 1963, pg. 315/325
- (41) - Theory of Plates and Shells - S. Timoshenko et al. International Student Edition, Mc Graw Hill, 1959
- (42) - Computations for Prestressed Concrete Reactor Pressure Vessel Using Dynamic Relaxation Method - Nuclear Structural Engineering, Vol. 1, 1965, by J.R.H. Otter, pg. 61/75
- (43) - The Finite Element Method in Structural and Continuum Mechanics, by O.C. Zienkiewicz, Y.K. Cheung - Mc. Graw Hill, London, 1967
- (44) - Analysis of Axisymmetric Composite Structure by the Finite Element Method - Nuclear Engineering & Design, Vol. 3, 1966. Y.R. Rashid; pg. 163/182
- (45) - PCRV Cavity Liner and Penetration Liners and Closures - Report GA-8511, by C.O. Peinado, pg. 11. 1968
- (46) - Prestressed Concrete in Nuclear Pressure Vessels - A Critical Review of Current Literature - ORNL-4227, by Chen Pang Tan. pg. 130
- (47) - Ref. (46), pg. 305
- (48) - Ref. (46), pg. 302
- (49) - Materials Selected for the Fort St. Vrain Prestressed Concrete Reactor Vessel - Report GA-10374, J.F. Hildebrand et al. Pg. 8
- (50) - Report GA-9390 - by G. Melese D'Hospital (Energie Nucleaire, October 1969, pg. 14)
- (51) - The Gas Cooled Fast-Breeder Reactor. Report GA-10064, pg.21
- (52) - Ref.(51), pg 21
- (53) - Advanced Fast Breeder Reactors with Gas Cooling. Report GA-8833, Gil Melese D'Hospital. Pg. 15
- (54) - A Developmental Gas-Cooled Fast Reactor Plant. Report GA-9413. P. Forstecue et al., pg. 9
- (55) - Ref. (54), pg. 5
- (56) - Ref. (51), pg. 16
- (57) - Factors Affecting the Design of Gas-Cooled Fast Breeder Reactors, Report GA-8583, G. Melese D'Hospital, pg. 19
- (58) - Ref. (57), pg. 20
- (59) - Advanced Fast Breeder Reactors with Gas Cooling, Report GA-8833, G. Melese D'Hospital, pg. 18
- (60) - The Gas-Cooled Fast Breeder Reactor, - Report GA-9390, June, 1969 - G. Melese D'Hospital, pg. 18
- (61) - Ref. (59), pg. 9