

MARCO ANTONIO SARAIVA MARZO

**ESTUDO COMPARATIVO DO EFEITO DO ^{238}U NO CUSTO
DO CICLO DE COMBUSTÍVEL DE REATORES HTGR E PWR**

Dissertação apresentada à Escola Politécnica
da Universidade de São Paulo para obtenção do
título de Mestre de Ciências e Tecnologia
Nucleares.

São Paulo, 1975

MARCO ANTONIO SARAIVA MARZO

ESTUDO COMPARATIVO DO EFEITO DO ^{236}U NO CUSTO
DO CICLO DE COMBUSTÍVEL DE REATORES HTGR E PWR

Orientador: Prof. Dr. Roberto Yoshiyuti Hukai



Dissertação apresentada à Escola
Politécnica da Universidade de
São Paulo para a obtenção do título de Mestre em Ciências e Tecnologia Nucleares .

A meus pais

A Cecilia

AGRADECIMENTOS

Ao Prof. Dr. Rômulo Ribeiro Pieroni, Superintendente do Instituto de Energia Atômica, por tornar possível a realização deste trabalho.

Ao Prof. Eng. Pedro Bento de Camargo, Coordenador Geral da Coordenadoria de Engenharia Nuclear, pelo apoio recebido.

Ao Prof. Dr. Roberto Yoshiyuti Hukai, Orientador deste trabalho, por sua dedicação e sugestões.

Ao Prof. Dr. Willem Jan Oosterkamp, que me auxiliou de inúmeras maneiras no desenvolvimento deste estudo, tanto no manejo dos programas de computação, como na interpretação dos resultados.

Aos Operadores e Analistas do Centro de Processamento de Dados do Instituto de Energia Atômica pela ajuda prestada na execução dos programas.

À Srta. Creusa Moreira Diniz pelo trabalho de datilografia.

Aos colegas da Coordenadoria de Engenharia Nuclear pelas críticas e discussões sobre o trabalho.

RESUMO

Um estudo comparativo do efeito do ^{236}U no custo do ciclo de combustível de reatores PWR e HTGR mostrou que o HTGR é menos sensível que o PWR, no caso de reciclagem direta do urânio queimado para a fabricação.

Concluiu-se também, que a sensibilidade do custo para o HTGR, com reciclagem direta para fabricação é análoga a do PWR, quando o urânio é reciclado via difusão gasosa.

Os principais efeitos econômicos do ^{236}U no combustível são o envenenamento de nêutrons - térmicos e possíveis créditos para a produção de Np-237. Estes efeitos acentuam-se quando o ^{236}U do urânio descarregado retorna como alimento para o reator, através de reenriquecimento ou por mistura com o combustível novo.

O estudo comparativo é complicado pela interação do ^{236}U formado com a usina de enriquecimento, para o ciclo de combustível do PWR. No processo de reenriquecimento apenas 60% do ^{236}U

é reciclado e retorna para o reator.

Os seguintes casos foram examinados neste estudo:

(a) Reenriquecimento do combustível descarregado do PWR, para compensar qualquer - efeito negativo do ^{236}U na reatividade ;

(b) Mistura do combustível descarregado com combustível novo, para o mesmo PWR;

(c) Reciclagem do combustível queimado no HTGR para a fabricação.

Os cálculos de queima de combustível (burnup) foram feitos usando-se o programa CITHAMMER .

Adotaram-se custos e parâmetros do ciclo de combustível obtidos da mais recente literatura para reatores de 1000 MWe.

INDICE

1. INTRODUÇÃO	1
1.1- Prefácio.....	1
1.2- Estudos Anteriores.....	6
2. O HEGR, O PWR E OS CICLOS DE COMBUSTÍVEL	9
* 2.1- Descrição Sumária do HEGR de 1160 MWe...	9
* 2.2- Descrição Sumária do PWR de 1000 MWe....	17
2.3- O Ciclo de Combustível do HEGR.....	22
2.4- O Ciclo de Combustível do PWR.....	28
3. CUSTO DO CICLO DE COMBUSTÍVEL	32
3.1- Introdução.....	32
3.2- Componentes do Custo do Ciclo de Com- bustível	36
3.3- Valor do Urânio Enriquecido.....	41
3.4- O Cálculo dos Balanços de Massas.....	45
4. INFLUÊNCIA DO U-236 NO CICLO DE COMBUSTÍVEL	54
4.1- Influência do U-236 na Reatividade	56
4.2- Formação do Np-237.....	66
4.3- Influência do U-236 no Enriquecimento por Difusão Gasosa.....	68
4.4- Influência no Futuro preço do Np-237....	71
5. RESULTADOS E ANÁLISES	73
5.1- Variação da Penalidade do U-236 com o Preço do Np-237.....	73

5.2- Variação do Custo de Combustível com o Preço do Np-237.....	76
5.3- Variação do Custo do Ciclo de Combustível com a Penalidade do U-236.....	81
5.4- Influência do Pu-239.....	83
6. CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES	84
6.1- Conclusões.....	84
6.2- Recomendações	86
REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	87

1. INTRODUÇÃO

1.1- Prefácio

Durante a irradiação do urânio no interior de um reator nuclear ocorre a formação do isótopo Urânio-236. Este elemento, formado através da reação $^{235}\text{U}(n, \gamma)^{236}\text{U}$, possui certas propriedades que o tornam importante em análises de ciclos de combustível.

O U-236 tem uma seção de choque de absorção de nêutrons térmicos relativamente baixa, mas apresenta uma ressonância de 7500 barns na energia 5.5 eV . Conseqüentemente, uma determinada parcela de nêutrons é absorvida pelo U-236, e não induzirá fissões. Sob este ponto de vista, o U-236 torna-se indesejável para o reator, sendo tratado como "veneno" de nêutrons.

A captura de nêutrons pelo U-236, acarreta a formação de U-237, que por decaimento beta produz o Neptunio-237. Este também captura nêutrons, formando o Np-238. Este através de emissão de partículas beta, decai para o Pu-238. A cadeia de formação do Pu-238 é apresentada na Figura 1.1 .

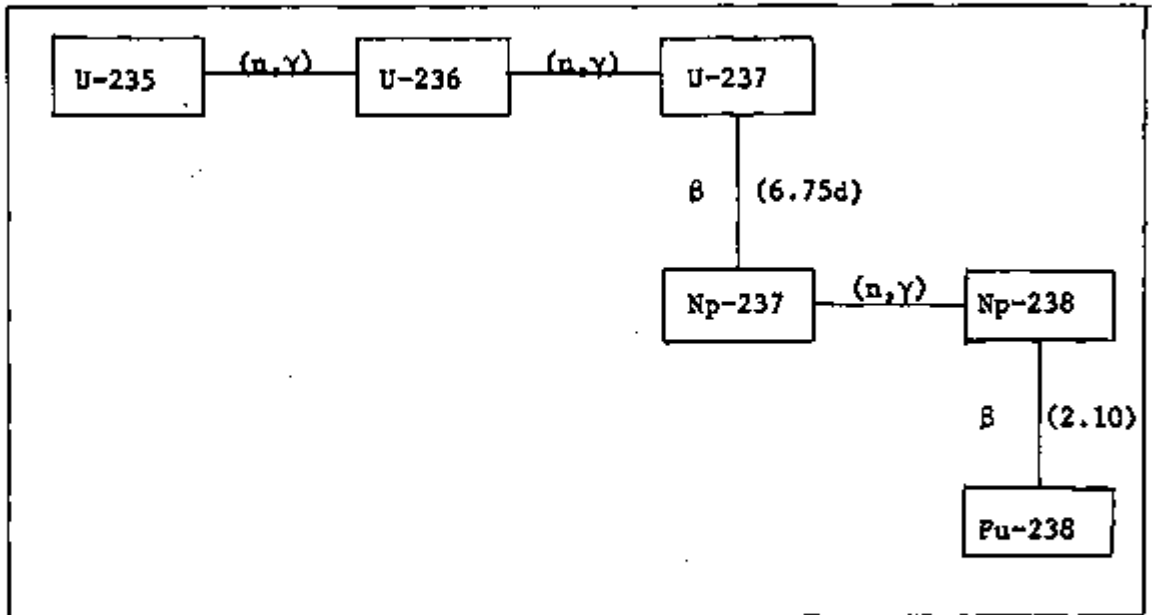


Fig. 1.1 - Cadeia de formação do Pu-238

O Pu-238 é um emissor de partículas alfa com meia vida de 89.6 anos, e constitui-se atualmente no elemento de maior valia para aplicações como fonte de calor./8, 15/. As baterias nucleares, acionadas pelo calor resultante do decaimento de Pu-238, têm tido inúmeras aplicações na indústria aero-espacial, e principalmente em aplicações marítimas, sendo utilizadas em construções submarinas, laboratórios de pesquisas submarinas, perfurações para produção de petróleo, e em veículos submersíveis. Durham /6/ prevê - que em fins da década de setenta serão necessários mais de mil motores de 10 Kw para aplicações marítimas. Além disso, o Pu-238 é usado como bateria artificial para acionar marca-passos cardíacos, e em outras aplicações médicas.

O aumento da produção de Np-237 é então , consequência favorável da presença do U-236.

Os cálculos de custos de ciclos de combustível tratam do U-236 apenas como um "veneno" de nêutrons , ou seja, não incluem qualquer crédito proveniente da venda do Np-237, mas a recuperação do neptunio já é feita rotineiramente em usinas de reprocessamento de material nuclear ./27/.

O presente trabalho analisa a influência do U-236 no custo do ciclo de combustível , sob os dois pontos de vista: envenenamento e produção de Np-237.

Por outro lado, a presença do U-236 no urânio submetido a um processo de enriquecimento aumenta a quantidade de trabalho de separação necessária para se atingir um determinado grau de enriquecimento, dada a proximidade entre as massas atômicas do U-235 e do U-236. Este efeito também é considerado neste estudo.

Neste trabalho analisa-se o efeito do U-236 no custo de combustível de dois tipos de reatores - de 1000 MWe: um reator moderado e refrigerado à água ordinária pressurizada (PWR - Pressurized Water Reactor), e um reator de alta temperatura, moderado por grafita, e refrigerado por Hélio .(HTR - High Temperature Gas-Cooled Reactor).

O PWR é o mais representativo dos reatores de água leve, e sua relativa simplicidade torna-o conveniente para comparações quantitativas.

O HTGR é um reator desenvolvido pela General Atomic, sendo que a primeira central nuclear comercial deste tipo, deve iniciar a operação em 1975 . A escolha do HTGR em nossas análises tem por base o fato dele converter Th, elemento fértil, em U-233, elemento físsil. Essa capacidade torna-o atraente para o Brasil, que conta com grandes reservas de Th./18 , 19/. Por outro lado, não existe na literatura um estudo detalhado do efeito do U-236 no custo do ciclo de combustível desse reator.

Neste estudo são examinados os seguintes casos:

(a) Reciclagem do combustível descarregado do PWR, diretamente para o estágio de fabricação, onde ocorre a mistura com combustível novo, para a formação de nova carga para o reator.

(b) Reenriquecimento do combustível descarregado do PWR, através do processo de difusão gasosa, com subsequente mistura de urânio enriquecido, para a recarga do reator.

(c) Reciclagem do combustível descarregado do HTGR, diretamente para a fabricação de elementos de combustível, onde ocorre uma mistura com urânio enriquecido para formar uma nova carga do reator.

Postula-se que em todos os esquemas de reciclagem, o Np-237 e o Plutônio são vendidos imediatamente após o reprocessamento, e o urânio é reciclado - na forma de UO_3 -

A análise econômica é efetuada apenas para operações no estado estacionário. Este procedimento elimina uma escolha arbitrária de operações para ciclos transientes, fornecendo um referencial único para a comparação dos ciclos de combustível. A hipótese de ciclo em estado estacionário pressupõe operação dos reatores após 1982.

Os resultados são correlacionados e os efeitos do U-236 e do Np-237 apresentados definindo-se uma "penalidade do U-236", δ , como sendo o acréscimo no valor do custo do ciclo de combustível por grama de U-236 formado. Quando nenhum crédito é recebido pelo Np-237, o U-236 atua apenas como veneno de nêutrons e δ é positivo. Para um certo valor de Np-237 (\$/g), δ é zero, e a adição de U-236 não tem efeito no custo do ciclo de combustível. Para valores de Np-237 acima

desse valor, δ é negativo e resulta numa diminuição do custo do ciclo de combustível.

Os resultados indicam uma igual sensibilidade quanto aos efeitos do U-236 nos casos do HTGR e de reenriquecimento do combustível irradiado no PWR. Mostram, no entanto, uma maior sensibilidade para o PWR, no caso de reciclagem direta do combustível gasto para a fabricação.

1.2- Estudos Anteriores:

O efeito negativo do U-236 na reatividade, e no valor do combustível descarregado de um reator foi estudado no passado. Goellner et alii / 11/ determinaram o efeito do U-236 e Np-237 no valor do urânio, quando este é usado como alimento para dois esquemas de reciclagem do PWR. Num dos esquemas, o urânio descarregado é reciclado diretamente para a fabricação, e misturado com urânio de alimentação de alto teor de U-235. No outro esquema, o urânio reciclado é reenriquecido por difusão gasosa, antes de ser misturado com urânio-alimento de baixo enriquecimento. Com estes esquemas de reciclagem, e usando como referência um reator de 620 MWe, eles determinaram a variação do custo do ciclo de combustível com o preço do Np-237. Os resultados indicaram que para preços de Np-237 menores que \$55/g, é

economicamente vantajoso reciclar o urânio para uma usina de difusão gasosa e permitir a descarga de uma fração do U-236, com os resíduos do processo. Para preços de Np-237 acima de \$55/g é preferível maximizar a formação de U-236 e Np-237, reciclando o urânio diretamente para a fabricação.

MacCragh /17/ estudou a economia da reciclagem do urânio no PWR, por mistura com combustível novo, e por reenriquecimento via difusão gasosa. Não considerou, porém qualquer crédito para o Np-237.

Guéron e Geller /10/ determinaram o acréscimo no custo do ciclo de combustível de reatores tipo BWR e PWR dada a existência do U-236, encontrando os valores 0.013 mills/Kwh e 0.016 mills/Kwh, respectivamente, sem contudo estipular qualquer crédito pelo Np-237 formado.

Lane et alii /14/ determinaram a penalidade líquida do U-236 para reatores HTGR e PWR, de 1000 MWe, sem considerar a formação de Np-237. Obtiveram valores iguais a 0.11 mills/Kwh para o HTGR, e 0.070 mills/Kwh para o PWR.

Sprague /24/ analisou o efeito do U-236 no urânio reciclado em reatores de água leve, e concluiu que a presença do U-236 aumenta os custos do ciclo de combustível da ordem de 2% , considerando - apenas o efeito negativo do U-236.

Garret e Levin /9/ calcularam o efeito do U-236 nas necessidades de trabalho de separação, especialmente quando se requer altos enriquecimentos. Concluíram que, para uma concentração de 60% de U-235, o aumento no trabalho de separação dado o U-236 é da ordem de 8%. De modo que aumentando-se o enriquecimento em U-235, aumenta-se a influência do U-236 no trabalho de separação.

Guéron e Geller /12/ , baseados na análise teórica de De La Garza /5/, desenvolveram uma expressão geral, a fim de determinar o acréscimo na - quantidade de trabalho de separação com o U-236. O resultado indicou que para enriquecimento pequenos, da ordem de 2%, o aumento no trabalho de separação é de cerca de 0.2%.

2 - O HTGR, O PWR E OS CICLOS DE COMBUSTÍVEL

Neste Capítulo faz-se uma ligeira descrição das principais características dos dois reatores de potência e dos seus ciclos de combustível considerados para o presente estudo.

2.1 - Descrição Sumária do HTGR de 1160 MW_e

O HTGR (High Temperature Gas-Cooled - Reactor), fabricado pela General Atomic, nos Estados Unidos da América, é um reator térmico de potência refrigerado por gás hélio e moderado por grafita. O seu vaso de pressão é de concreto protendido. Dada as propriedades mecânicas da grafita, cuja resistência aumenta com a temperatura, e a natureza monofásica do hélio, sempre gasoso, este refrigerante atinge elevadas temperaturas na saída do reator (740°C a 40 atm), o que resulta numa eficiência para a central HTGR comparável a das

modernas centrais termoelétricas que queimam combustíveis fósseis (39%).

O elemento de combustível do HTGR é um bloco hexagonal de grafita, perfurado por canais verticais: os canais de combustível e os canais de refrigeração. Os canais de combustível são preenchidos por barras contendo partículas combustíveis ligadas numa matriz de grafita. Pelos canais de refrigeração, passa o gás hélio, que retira o calor gerado. A célula básica é de configuração triangular e é composta de um canal de refrigeração e dois canais de combustível. Um elemento de combustível padrão é mostrado na Fig. 2.1. Existem, ainda, os elementos de combustível de controle (ver Fig. 2.2), que contêm, além de canais de refrigeração e de combustível, dois canais para a penetração de barras de controle, que são absorvedoras compostas de carbono de boro.

Os elementos de combustível são justapostos, formando colunas verticais de oito elemen

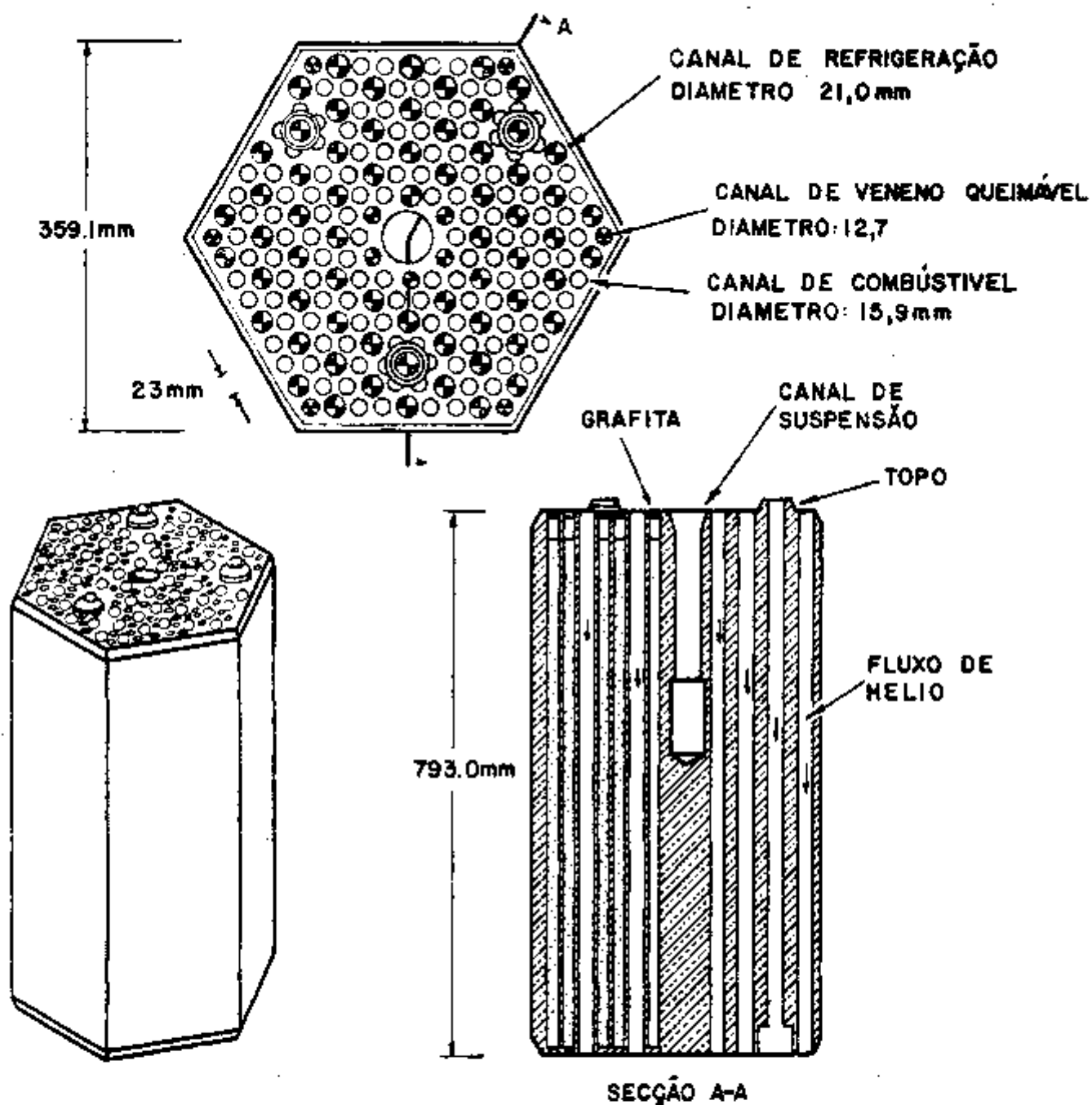


FIGURA 2.1- ELEMENTO DE COMBUSTIVEL PADRÃO DO HTGR

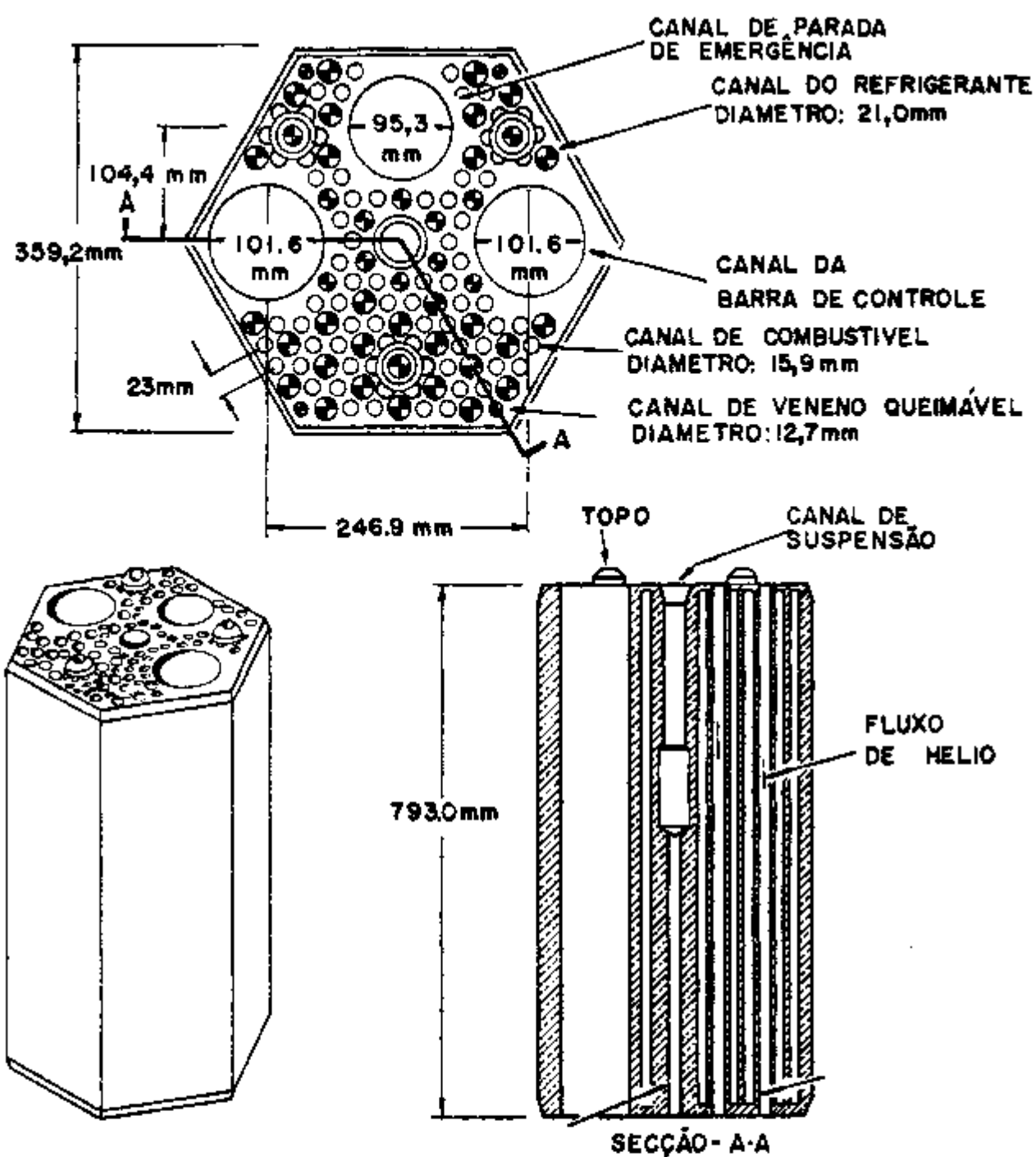


FIGURA 22- ELEMENTO DE COMBUSTIVEL,
 - COM BARRA DE CONTROLE DO MTGR.

tos . O caroço do HTGR de 1160 MWe, consiste de 493 destas colunas. As colunas de elementos de combustível são dispostas em grupos de sete (exceto alguns grupos junto à periferia do reator) que compõe uma região de recarga. O conjunto de todas regiões que são trocadas ao mesmo tempo constitui um segmento de combustível. O caroço do HTGR está esquematizado na Fig.2.3. Ele contém quatro segmentos, tendo cada um 18 regiões. O recarregamento de cada segmento é feito em geral anualmente.

Circundando o caroço ativo existem blocos de grafita que compõem o refletor de nêutrons .

Os blocos juntos à periferia do caroço ativo são removíveis , e permanecem no reator durante 8 anos. Outros são permanentes e usados durante toda a vida do reator (30 anos)

As partículas combustíveis do HTGR

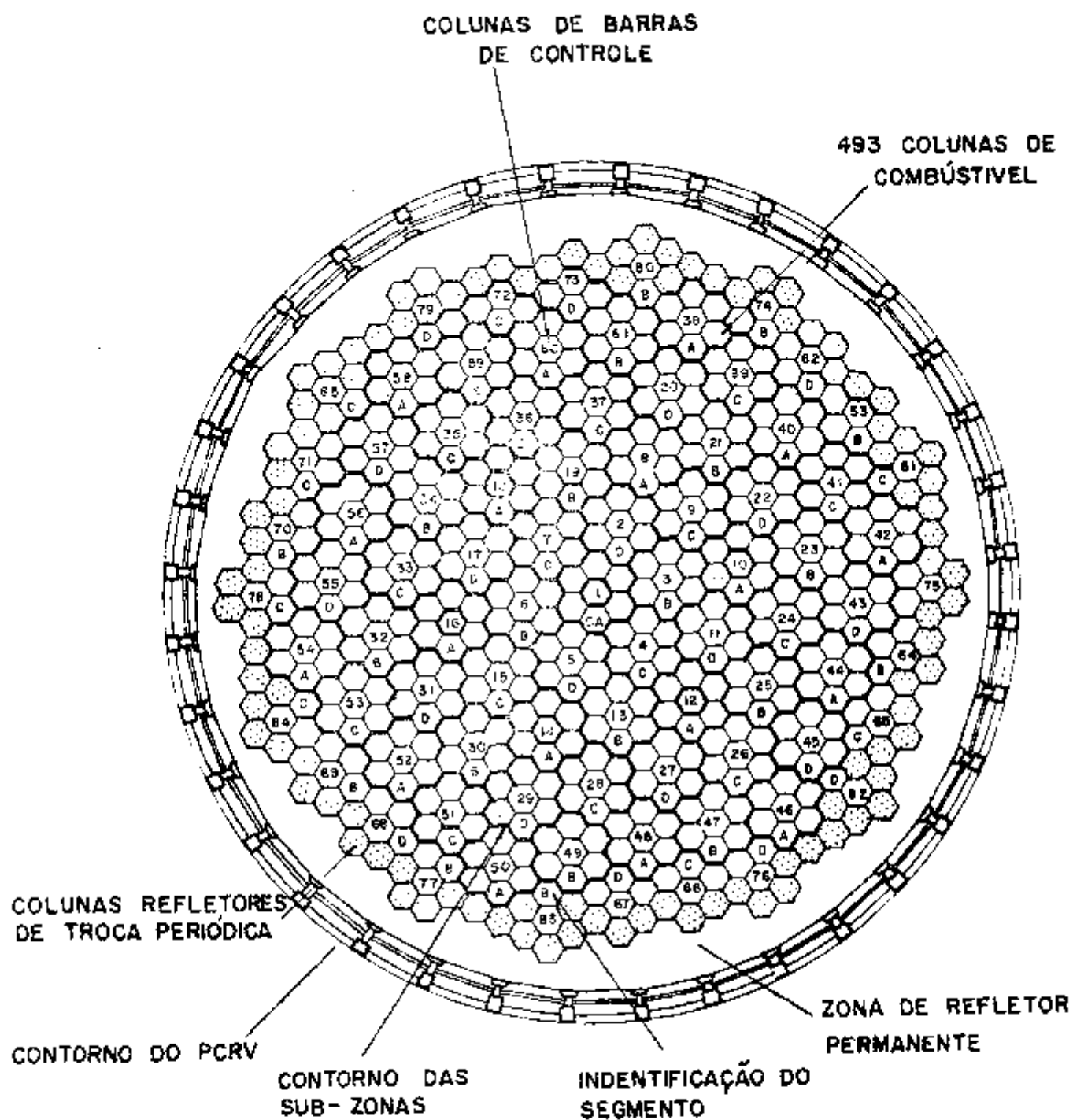


FIGURA 2.3 - CONFIGURAÇÃO DO NUCLEO DE UM HTGR DE 1160 MW (e)

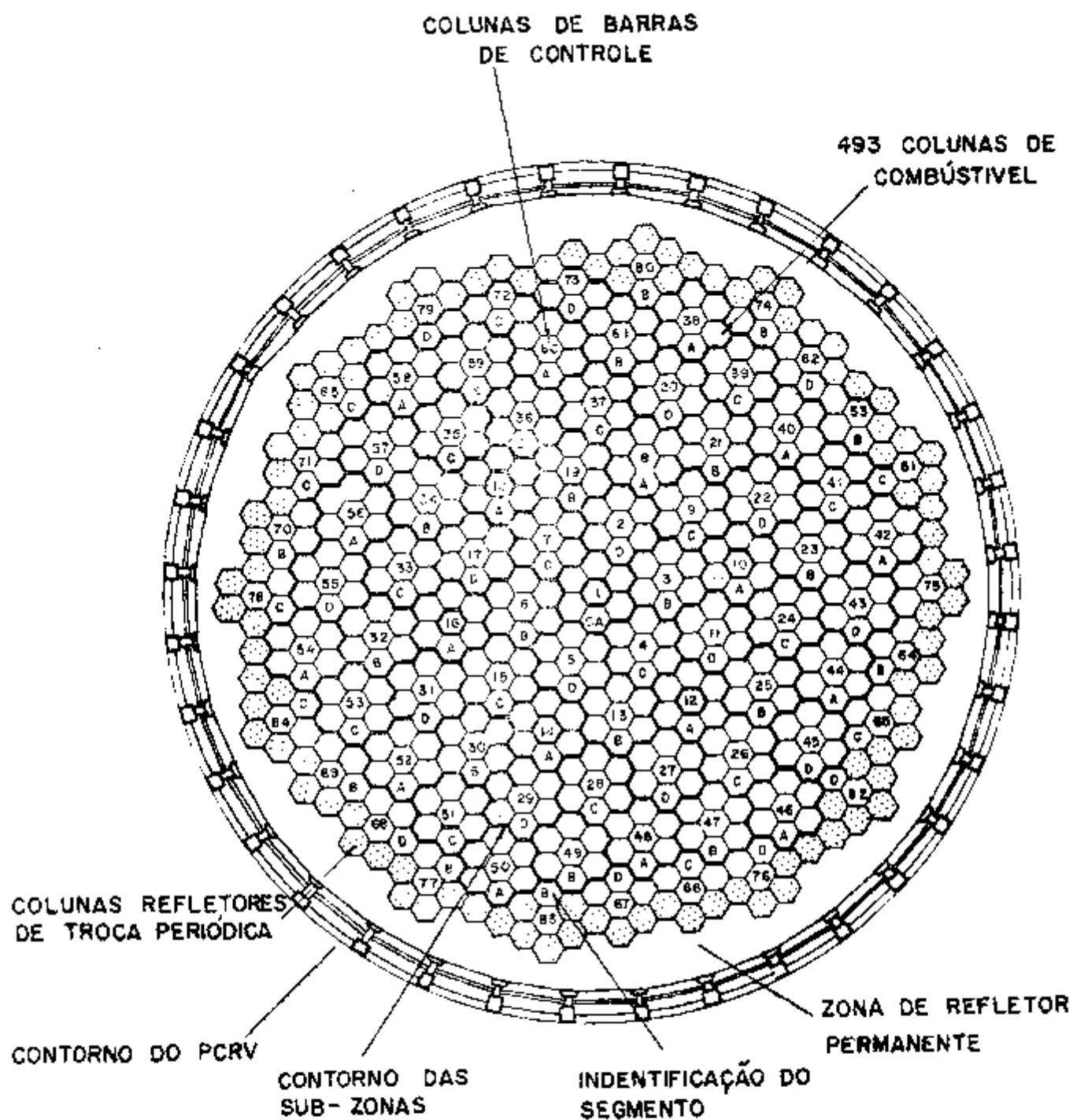


FIGURA 2.3 - CONFIGURAÇÃO DO NUCLEO DE UM HTGR DE 1160 MW (e)

têm a forma de pequenas esferas e são de dois tipos: partículas BISO e TRISO, mostradas na Fig . 2.4. A partícula BISO é composta de um núcleo de material fértil (ThO_2), com duas camadas de cobertura: carbono pirolítico de baixa densidade e carbono pirolítico de alta densidade, formando uma camada interna e uma camada externa, respectivamente. A partícula TRISO é composta de um núcleo de material físsil (UC_2), com tres camadas de cobertura: além das duas acima citadas, há uma intermediária de SiC. Dada a diferença no tamanho das partículas é possível de se separar mecânicamente as partículas físseis das férteis - descarregadas. A cobertura de carbono pirolítico assegura a retenção dos produtos de fissão dentro das partículas /13/ .

A Tabela 2.1 fornece as características principais do HTGR de 1160 MWe. /13/.

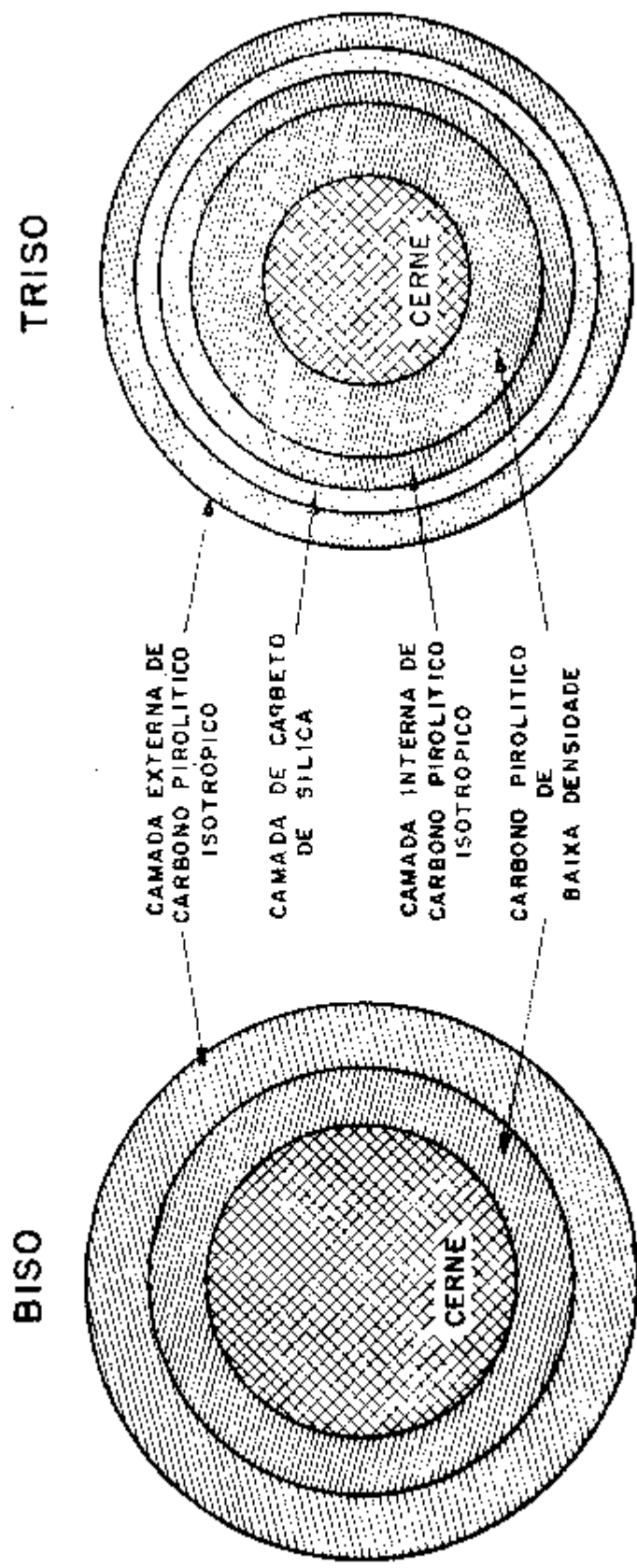


FIGURA 2.4 - PARTÍCULAS BISO E TRISO.

Tabela 2.1- Características principais do HTGR
de 1160 MW(e)

Potência térmica (MW).....	3000
Potência elétrica (MW).....	1160
Eficiência (%).....	39
Temperatura de entrada do hélio ($^{\circ}$ C)..	320
Temperatura de saída do hélio ($^{\circ}$ C).....	740
Densidade de potência média (W/cm^3)....	8,4
Altura ativa do caroço (m).....	6,34
Diâmetro equivalente do caroço (m).....	8,47
Período de recarga (anos).....	1
Fração do cerne trocada em cada ciclo..	0,25
Número de regiões de recarga.....	85
Número de elementos de combustível.....	3944
Número de colunas de combustível.....	493
Número de elementos por coluna.....	8
Altura do elemento (cm).....	79,3
Largura do elemento (cm).....	35,9
Queima média (burnup) (MWd/kg).....	95,0

2.2 - Descrição Sumária de um PWR de 1000 MW(e)

O PWR é um reator térmico, refrigerado e moderado por água leve (H_2O). O núcleo do reator encontra-se dentro de um vaso de aço

inoxidável, e a água é mantida sob pressão da ordem de 2200 psia. Nessa pressão, a água mantém-se no estado líquido, tornando a moderação e a regrideração mais eficientes.

O combustível usado é o dióxido de urânio (UO_2), com urânio levemente enriquecido, e na forma de pastilhas cilíndricas sinterizadas. As pastilhas são acondicionadas em tubos cilíndricos - de Zircaloy formando o elemento fundamental do cerne do reator.

Os parâmetros deste elemento de combustível são especificados na Tabela 2.2 /20/.

Tabela 2.2 - Parâmetros do elemento de combustível	
Diâmetro externo (cm)	1.072
Espessura do encamisamento (cm)	0.0617
Diâmetro da pastilha (cm)	0.9294

Os elementos de combustível são atados estruturalmente por meio de espaçadores, formando um conjunto de combustível quadrado, confor-

me é ilustrado na Fig. 2.5 .

Para cada conjunto, existem 16 elementos de barras absorvedoras de nêutrons, usadas para o desligamento do reator. Além dessas barras, que fornecem um rápido controle da reatividade, utiliza-se uma solução química absorvedora de nêutrons, ácido bórico, cuja concentração é variada para compensar as perdas de reatividade ocasionadas pela queima do combustível e formação de produtos de fissão.

O núcleo do PWR de 4000 MWe é formado por 193 conjuntos de combustível. Cada conjunto contém 204 barras de combustível. A Tabela 2.3 especifica os parâmetros principais do PWR .

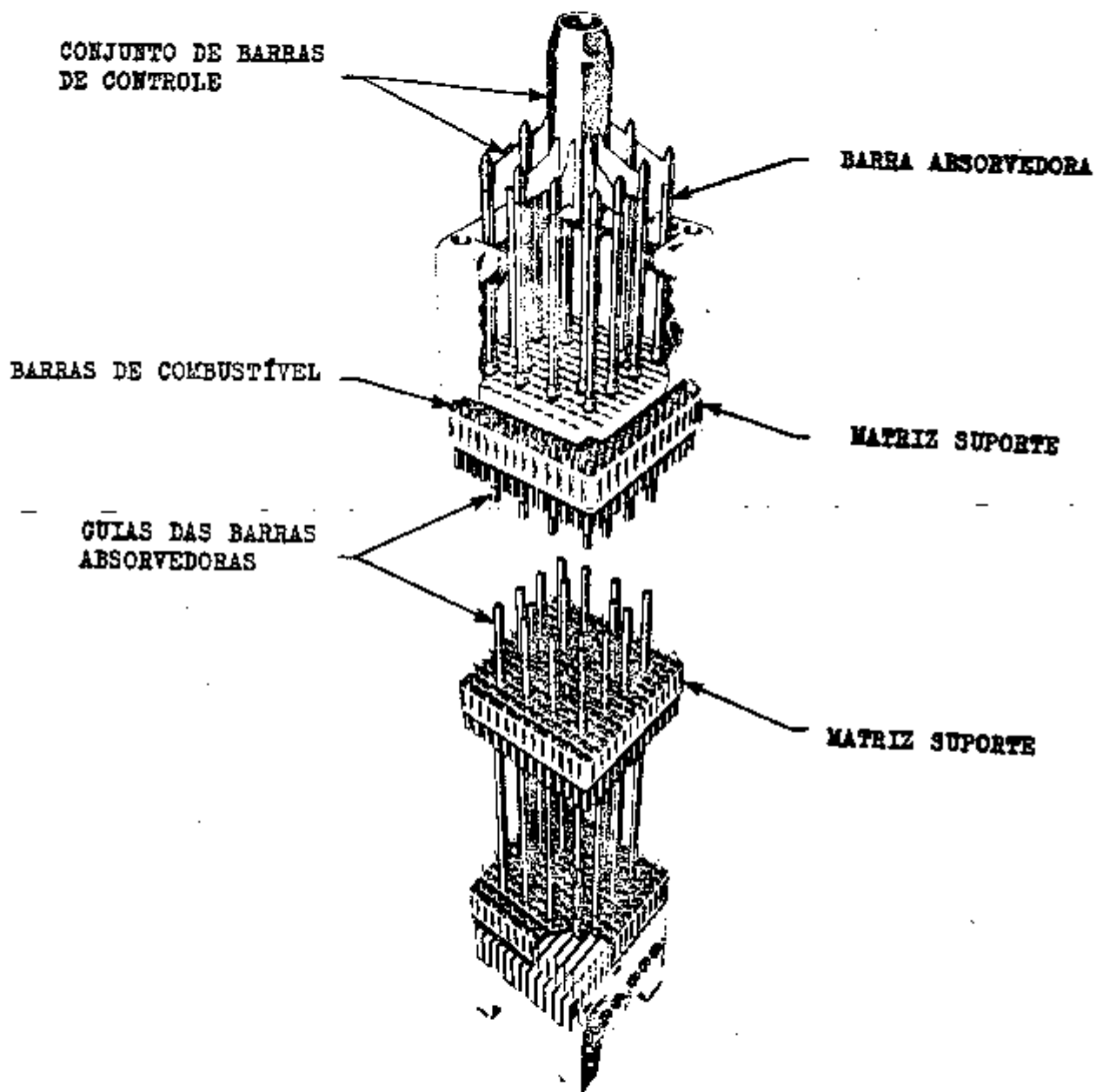


FIGURA 2.5 - CONJUNTO DE COMBUSTÍVEL DO PWR

Tabela 2.3 - Características principais do PWR de
1000 MWe

Potência térmica (MW).....	3250
Potência elétrica (MW).....	1000
Eficiência (%).....	31
Temperatura de entrada do refrigerante (°C).....	292
Temperatura de saída do refrigerante(°C)....	326
Densidade de potência média (W/cm ³).....	100
Altura efetiva do cerne (m).....	3,66
Diâmetro equivalente do cerne (m).....	3,37
Período de recarga (anos).....	1
Fração do cerne trocada em cada ciclo.....	1/3
Número de conjuntos de combustível.....	193
Número total de elementos de combustível..	39372
Queima média (MWd/kg).....	33

2.3 - O Ciclo de Combustível do HTGR

O HTGR pode utilizar com eficiência, vários ciclos de combustível /3/. Dois ciclos de combustível são considerados para uso comercial: o ciclo de Th/U e o ciclo de urânio de baixo enriquecimento (na Europa).

O ciclo de Th/U baseia-se no uso do urânio altamente enriquecido em U-235 (93%) como material físsil, e na utilização de tório como material fértil. O U-233, formado a partir do Th-232 (Fig. 2.6), é o material físsil produzido que pode ser reciclado. /25/

O ciclo de urânio de baixo enriquecimento / 23 / tem como principal característica o uso de urânio enriquecido (5% em U-235), como alimento para a carga inicial. O U-238 é convertido em Pu-239, que é físsil (Fig.2.6) e pode ser reciclado.

Neste trabalho considera-se somente o ciclo de Th/U. As principais razões que nos levaram à escolha desse ciclo de combustível são:

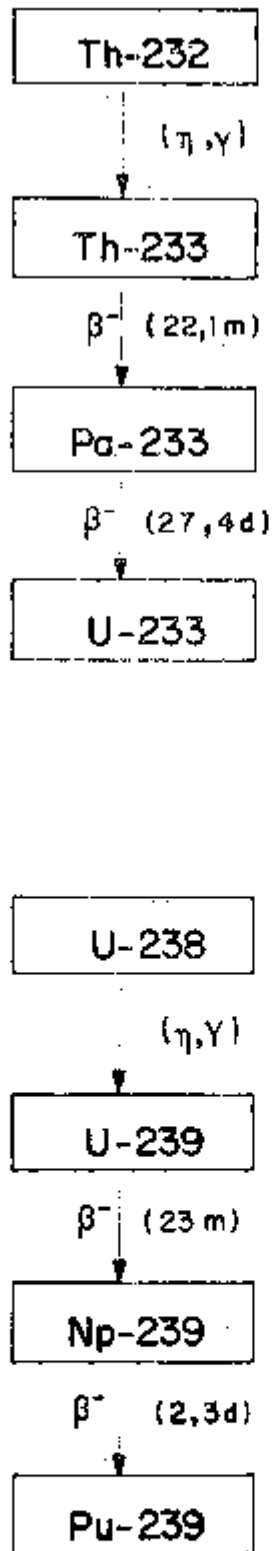


FIGURA 2.6 - CADEIAS DE FORMAÇÃO DE U-233 E Pu-239

(a) As excelentes características nucleares do U-233 na região térmica. Nesta região, o fator de regeneração ($\bar{\eta}$) do U-233 é cerca de 1,12 vezes superior ao do U-235, e, 1,27 vezes superior ao do Pu-239, resultando numa razão de conversão maior.

(b) O aproveitamento do tório como material fértil, já que as reservas brasileiras de tório são sensivelmente maiores que as de urânio /18, 19 /.

(c) A maior disponibilidade de informações sobre o ciclo de alto enriquecimento, pois é o único ciclo que tem sido usado nos últimos anos.

O diagrama mostrado na Fig.2.7 indica alguns dos possíveis modos de operação do HTGR.

Normalmente recicla-se o U-236 apenas uma vez, para um tempo total de irradiação, no reator, de 8 anos.

Neste estudo adota-se o esquema de reciclagem esquematizado na Fig.2.8.

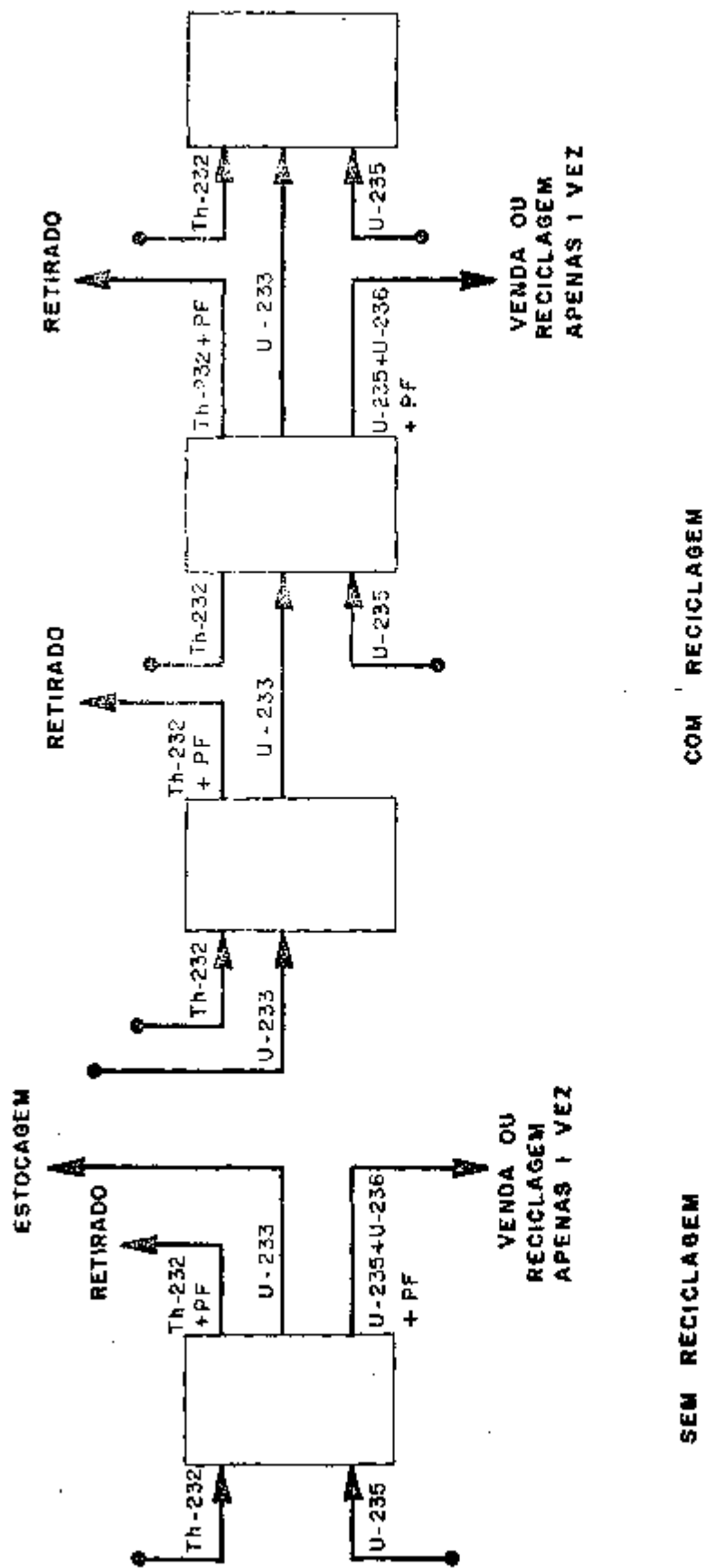


FIGURA 2.7 - ESQUEMAS DE CICLOS DE COMBUSTÍVEL U-235/Th/U-233 DO HTGR

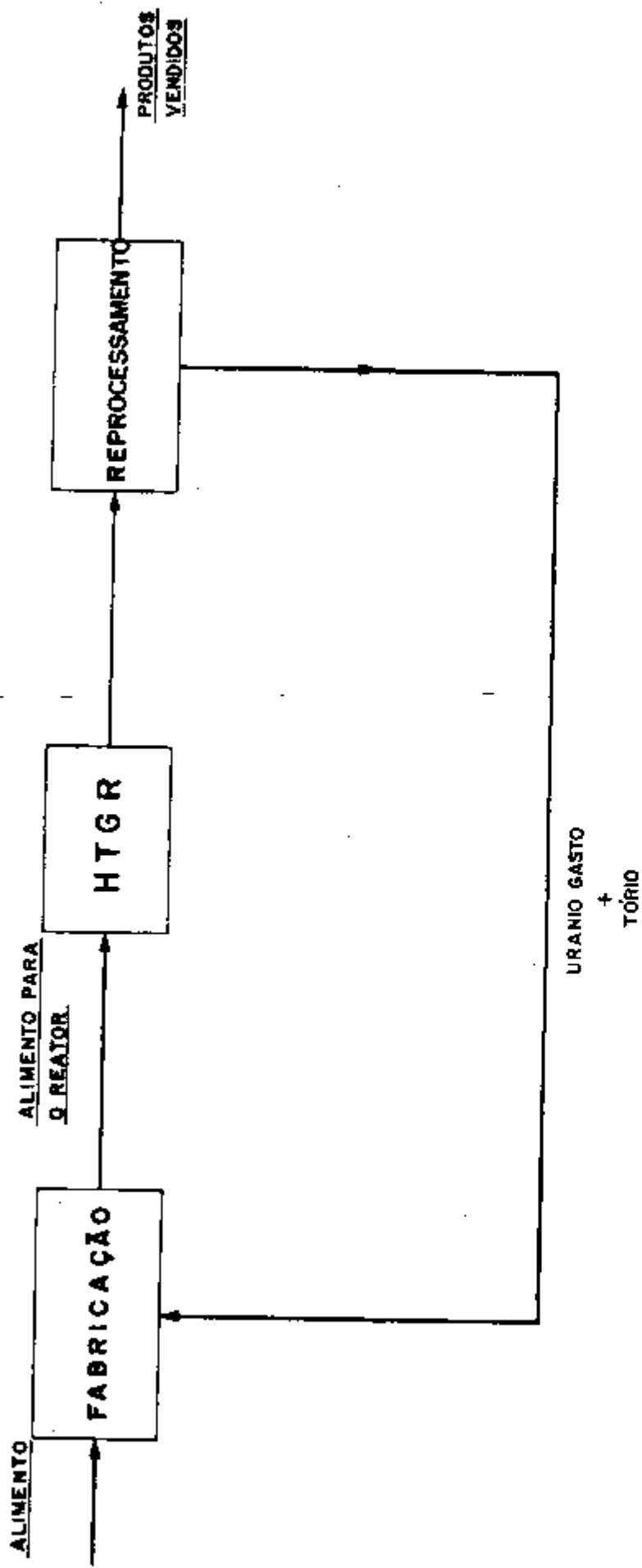


FIGURA 2.8 - ESQUEMA DE RECICLAGEM DO HTGR

O urânio irradiado, descarregado do reator, é reprocessado e reciclado diretamente para a fábrica de combustível. Aí, ele é misturado com urânio enriquecido em aproximadamente 60% que é o material de alimentação do reator, formando, desta maneira, uma nova carga de combustível.

Supõe-se que o Np-237 e todo Pu, formados em cada ciclo, são vendidos imediatamente após serem reprocessados.

Durante a irradiação do combustível nuclear, formam-se muitos outros elementos, entre os quais o U-232. Este dá origem a isótopos de bismuto e telúrio, que emitem radiação gama de alta energia, complicando o reprocessamento. Nesta análise não se considera a formação de U-232 ($T_{1/2} = 74$ anos), e admite-se que o combustível é reprocessado antes da formação de produtos de decaimento do U-232.

Com os valores especificados na Tabela 2.1 e com o modo de reciclagem acima descrito, determinou-se o balanço de massa, ou seja o teor isotópico do combustível em todas as fases do ciclo,

após atingir-se o modo estacionário de reciclagem.

2.4- O Ciclo de Combustível do PWR

O PWR opera comercialmente de dois modos de ciclo de combustível:

(a) Com reciclagem do urânio irradiado, porém sem reciclagem do plutônio produzido.

(b) Com reciclagem do urânio irradiado, e do plutônio produzido.

Outros ciclos de combustível do PWR têm sido analisados /4/, contudo, não são considerados para usos comerciais.

Neste trabalho consideram-se dois modos básicos de operação de reciclagem do urânio queimado no PWR. Num esquema, o combustível gasto, após ser reprocessado, é reciclado diretamente para o estágio de fabricação. Nesse instante ele é misturado com urânio de alimentação, enriquecido aproximadamente em 50% (Fig. 2.9). No outro esquema, o combustível gasto, após ser reprocessado, é enriquecido novamente, por difusão gasosa, e misturado com urânio de

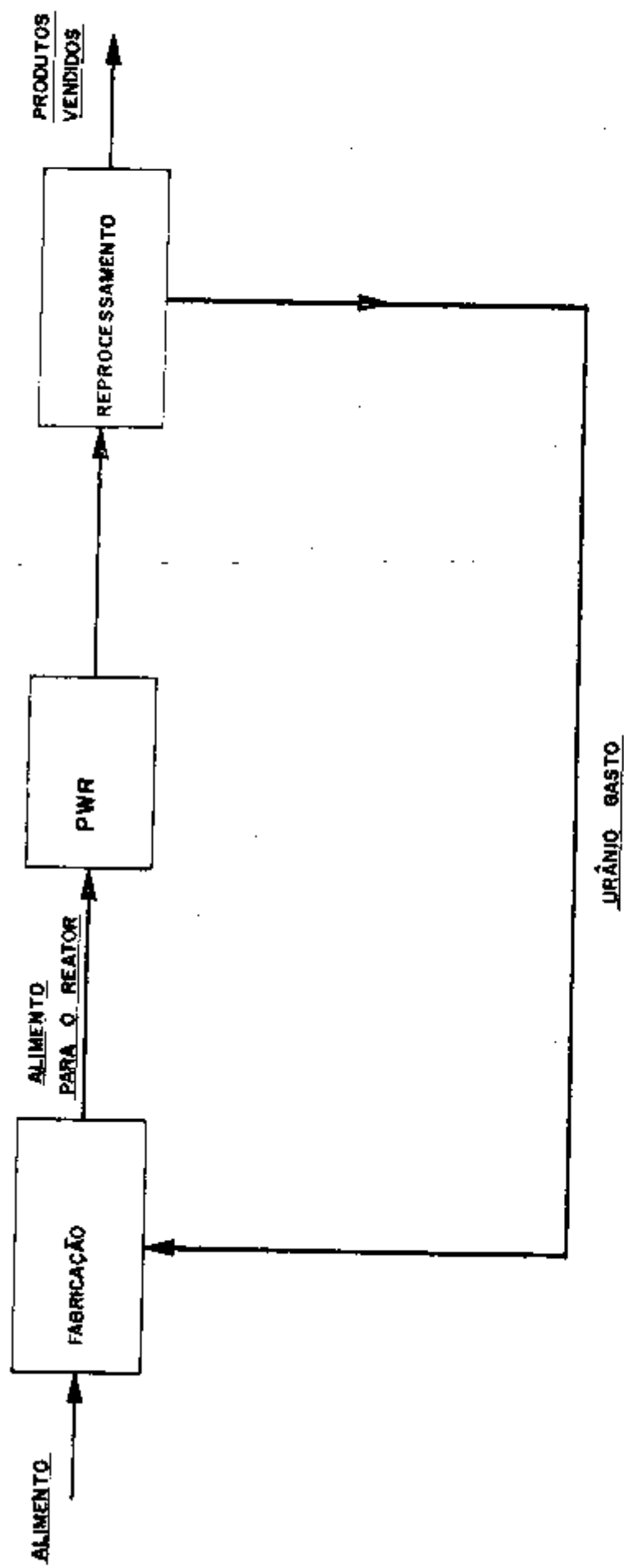


FIGURA 2.9 - ESQUEMA DE RECICLAGEM DO PWR DIRETAMENTE PARA A FABRICAÇÃO

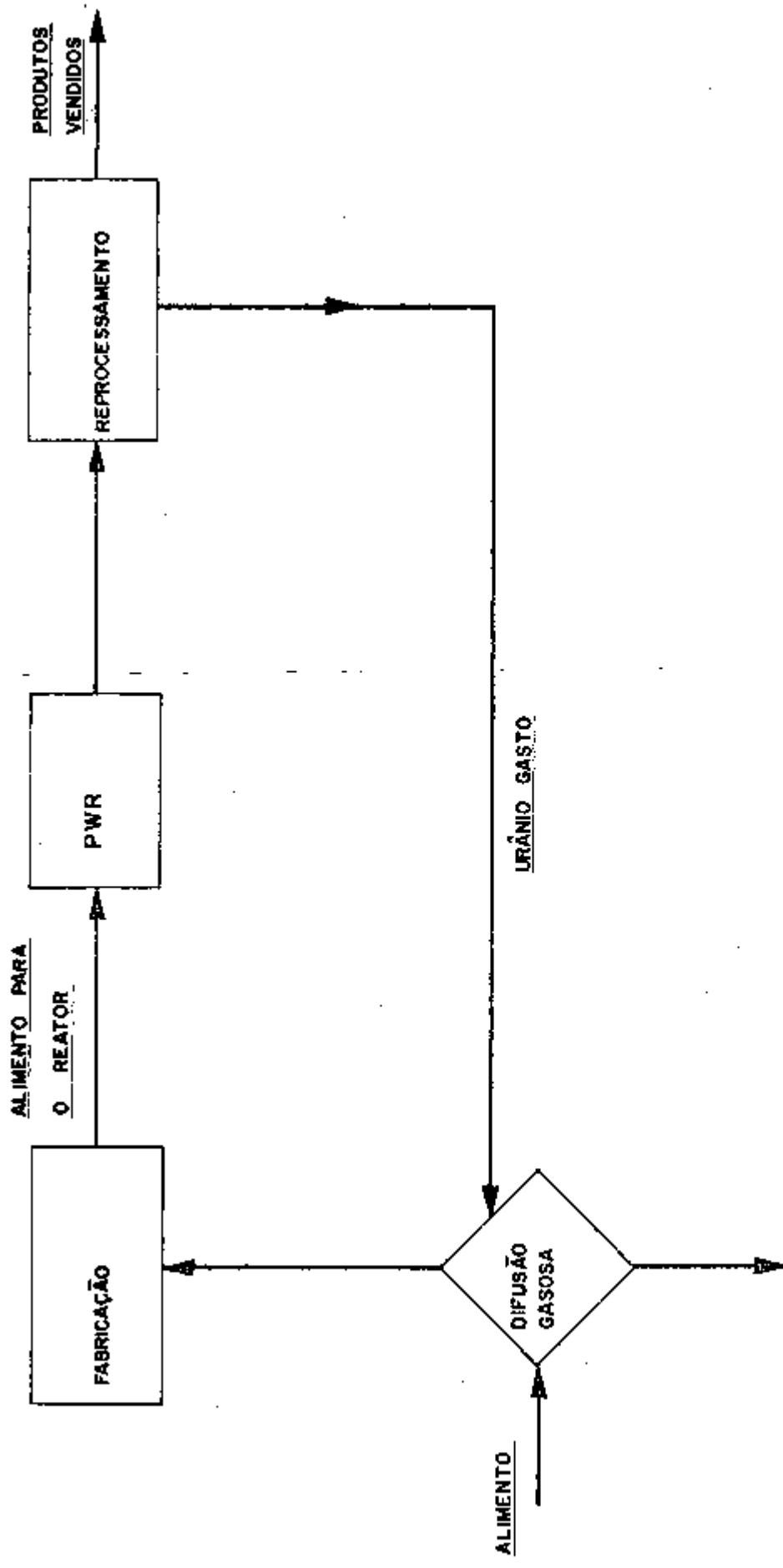


FIGURA 2.10 - ESQUEMA DE RECICLAGEM PWR ATRAVÉS DE DIFUSÃO GASOSA

mesmo enriquecimento (Fig. 2.19).

No caso da reciclagem para fabricação, todo U-236 produzido no fim de um ciclo, retorna para o reator no ciclo subseqüente. Enquanto que no caso do reenriquecimento, uma fração de massa de U-236 é retirada do ciclo, durante a difusão gasosa. Apenas 60% do U-236 descarregado ao fim de um ciclo, retorna para o reator, no ciclo seguinte.

Supõe-se que, em ambos os esquemas considerados, o plutônio e o Np-237 são vendidos logo após o reprocessamento.

Para o caso de reenriquecimento, o UO_3 produzido no reprocessamento, deve ser convertido em UF_6 , antes de submeter o urânio ao processo de difusão gasosa.

Em todos os casos descritos, desprezaram-se as eventuais perdas em massa na fabricação e no reprocessamento.

3. CUSTO DO CICLO DE COMBUSTÍVEL

3.1 - Introdução

Antes da descrição dos cálculos utilizados no presente trabalho , é conveniente fazer uma breve descrição, de caráter geral, do ciclo de combustível .

O custo de geração de eletricidade por uma central nuclear é o critério mais significativo para a avaliação de diferentes tipos de reatores, ou para alterações no desenvolvimento do projeto de um tipo de reator, em particular. Um item que influi de forma considerável, tipicamente 20% , no custo da energia elétrica gerada por uma central nuclear é aquele que se relaciona com o custo do ciclo de combustível.

"Ciclo de combustível" compreende todos os processos que envolvem o material nuclear, antes, durante , e após sua permanência num reator nuclear. A Figura 3.1 ilustra um esquema do ciclo de combustível nuclear. O processamento do combustível nuclear

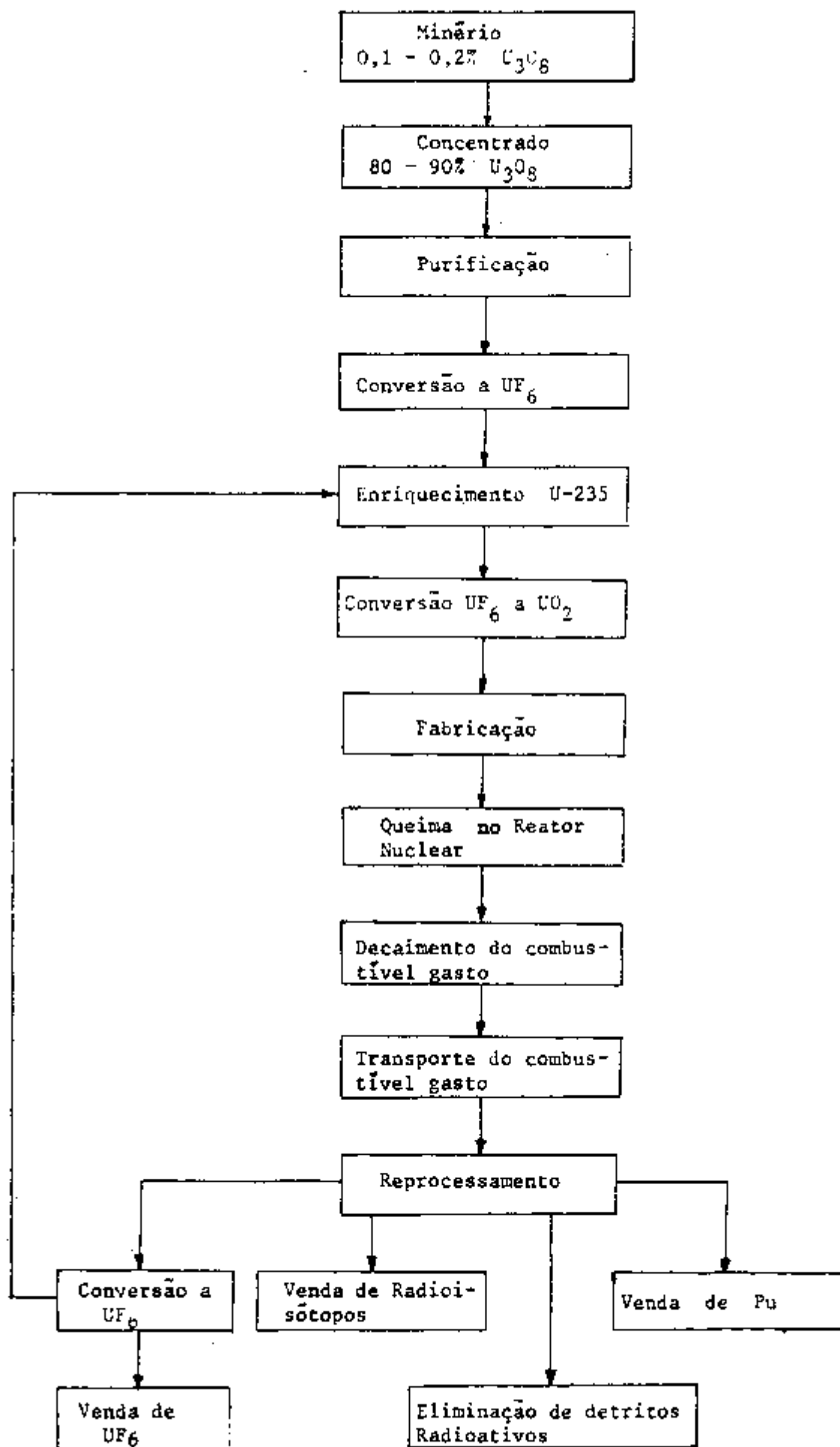


FIG. 3.1 - O Ciclo de Combustível Nuclear

envolve uma série de etapas complexas cujas principais fases são resumidas a seguir:

(a) Concentração e Purificação

O minério de interesse nuclear ocorre na natureza contendo tipicamente 0,15% de urânio. Ele deve ser processado, tal que a concentração de urânio aumente por um fator de 500. O urânio encontra-se ainda associado com várias impurezas absorvedoras de nêutrons (B, Cd, Sm, Eu, Gd, Dy) e deve ser purificado, a fim de se obter um produto nuclearmente puro. Ele é submetido a uma série de processos químicos (extração por solvente, lixiviação, troca iônica, etc) e transformado geralmente para a forma de dióxido de urânio (UO_2).

(b) Enriquecimento

O urânio natural apresenta um teor de 0,71% de U-235. Para tornar-se combustível de reatores PWR e HTGR, é necessário que esse teor seja aumentado. Para o PWR utiliza-se de urânio tipicamente enriquecido em 3,2% e para o HTGR, 93,2%.

(c) Fabricação:

- após o enriquecimento do urânio, procede-se a fabricação dos elementos combustíveis. Para o PWR, o dióxido de urânio, na forma de pastilhas, é encamisado em tubos de Zircaloy-4. Por outro lado, para o HTGR, o carbeto de urânio é envolvido por camadas de grafita formando pequenas partículas esféricas com dimensões da ordem de algumas centenas de micra. Os bastonetes de matriz de grafita contendo estas partículas são colocados em blocos hexagonais conforme descritos no Capítulo anterior.

(d) Reprocessamento:

- quando o combustível irradiado é retirado do reator, ele deve ser estocado para decaimento radioativo durante um tempo que varia de seis meses a um ano, sendo posteriormente reprocessado. A operação de reprocessamento produzirá detritos radioativos, radionuclídeos com valor comercial, e material físsil que pode ser reutilizado. O reprocessamento do combustível do PWR tem uma tecnologia já plenamente desenvolvida, e é feito rotineiramente em

usinas comerciais. Para o HTGR, porém, o reprocessamento encontra-se ainda em desenvolvimento, existindo apenas operação em escala de laboratório, no Laboratório Nacional de Oak Ridge, nos Estados Unidos.

3.2 - Componentes do Custo do Ciclo de Combustível

Os custos do ciclo de combustível dividem-se em dois tipos:

(a) Custos dos processos e dos materiais consumidos que costumam ser chamados "custos correntes", e constituem de 70% a 80% do custo total.

(b) Custos advindos de financiamentos, que incluem juros e inflação, sendo comumente denominados "custos de capital de giro", formando de 20% a 30% do custo total.

A Tabela 3.1 indica todos os componentes e subcomponentes, que influem no custo total do ciclo de combustível. Pode-se então, em resumo, definir o custo do ciclo de combustível, C_T , como sendo o custo por unidade de energia produzida pela central nuclear, resultante de todos os investimentos associados com o consumo e administração do combustível nuclear.

Tabela 3.1 - Componentes e subcomponentes principais do ciclo de combustível	
COMPONENTES	SUBCOMPONENTES
FABRICAÇÃO	Fabricação do elemento de combustível
	Conversão de UF_6 para UO_2
	Transporte de UF_6 (ou UO_2)
	Transporte de elemento de combustível para o local
DEPLEÇÃO	Custo de U_3O_8
	Conversão de U_3O_8 para UF_6
	Enriquecimento de UF_6
	Crédito de material fissil produzido
TRANSPORTE	Embalagem do combustível gasto
	Transporte do combustível gasto
REPROCESSAMENTO	Decaimento do combustível irradiado
	Processamento
	Eliminação de detritos radioativos
	Purificação do combustível recuperado

Visando tornar a exposição mais didática, torna-se necessário resumir a teoria do cálculo geralmente usado em análises econômicas de ciclos de combustível. Determinam-se os gastos e a produção de energia em função do tempo, e obtém-se o custo médio do ciclo de combustível pelo método do valor presente (present worthed method), através da seguinte expressão:

$$C_T = \frac{\sum \text{gastos}(t) \times \text{FVP}(t)}{\sum \text{energia}(t) \times \text{FVP}(t)} \quad (3.1)$$

onde FVP é o fator de valor presente, definido pela relação abaixo :

$$\text{FVP} = \left(\frac{1}{1 + I} \right)^t \quad (3.2)$$

onde I é a taxa de inflação. Dado um valor V no instante de tempo t, atualiza-se o valor multiplicando-o por FVP.

Descreve-se, agora, o método adotado - neste trabalho, que consistiu na determinação do custo do ciclo de combustível, para um intervalo de tempo fixo, dividindo-se o custo total de investimentos, CI, pela energia elétrica produzida, We,

ou seja pela expressão:

$$C_T = \frac{CI}{W_e} \quad (3.3)$$

Este método simplificado foi adotado devido sua boa precisão, suficiente para a análise comparativa efetuada neste trabalho. O método do valor presente é aplicado na comparação de ciclos que envolvem diferentes gastos dependentes do tempo, e para reatores cuja potência varia com o tempo, o que para este trabalho foram considerados constantes.

A Eq. 3.3 pode ser reescrita em termos da eficiência "ε" da central, e da energia térmica gerada W_t :

$$C_T = \frac{CI}{24 \cdot \epsilon \cdot W_t} \quad (3.4)$$

O custo de investimentos, CI, resulta da adição dos custos de todos os processos que compõem o ciclo de combustível, sendo dado pela equação :

$$CI = CF + CT + CQ + CR - CP \quad (3.5)$$

onde:

CF = custo de fabricação (\$ /kg)

CT = Custo de transporte (\$/ kg)

CQ = custo da queima do urânio no reator(\$/kg)

CR = Custo de reprocessamento (\$/kg)

CP = Crédito obtido da venda do Plutônio(\$/g Pu)

O custo total do ciclo de combustível é portanto dado por:

$$C_T = \frac{[CF + CT + CQ + CR - CP]}{24. E. W_r} \quad (3.6)$$

Analisando-se a expressão acima observa-se que os custos de capital de giro não foram considerados em nossos cálculos. Este procedimento foi adotado já que para a efetuação desses cálculos seria necessária a introdução de parâmetros arbitrários, tais como a época do pagamento da fabricação, do reprocessamento, ou ainda do minério, antes do reator gerar energia, e taxas de juros. Por outro lado, em cálculos desenvolvidos previamente observou-se que os custos de capital de giro são aproximadamente iguais para os reatores HTGR e PWR (da ordem de 0,6 mills/KWh), não influenciando na análise comparativa realizada neste trabalho.

Os parâmetros econômicos considerados em todos os cálculos executados, estão relacionados na Tabela 3.2 /13, 16/.

Tabela 3.2 - Parâmetros econômicos utilizados nos custos dos ciclos de combustível		
Componentes	FWR	HTGR
Preço do U_3O_8 (\$/lb)	12	12
Conversão de U_3O_8 a UF_6 (\$/lb)	1,75	1,75
Trabalho de separação (\$/kg)	42	42
Fabricação (\$/kg)	150	430
Transporte (\$/kg)	25	50
Reprocessamento (\$/kg)	80	240
Pu físsil (\$/g)	8	8

3.3 - Valor do Urânio Enriquecido

Na Eq. 3.5 está explícito o custo de queima do combustível, CQ, que caracteriza a desvalorização do combustível resultante da sua queima, ocorrida no interior do reator. A determinação de CQ é precedida pelo cálculo do valor do urânio enriquecido por difusão gasosa.

A equação que fornece o valor do urânio enriquecido contém dois termos: um relativo ao custo de separação isotópica, e outro relacionado com o custo do material de alimentação (UF_6) / 7 /. O valor total do urânio enriquecido, VU, é portanto de terminado pela equação abaixo:

$$\begin{aligned}
 VU = & \left[\text{Unidades de trabalho de separação} \right] \times \left[\text{cus} \right. \\
 & \left. \text{to unitário} \right] \\
 + & \left[\text{Razão entre massa de alimento e de produto} \right] \\
 & \times \left[\text{custo do } UF_6 \right] \quad (3.7)
 \end{aligned}$$

Considerando os fluxos de massa de urânio, que entram e saem da usina de difusão, conforme a Fig. 3.2, obtém-se cada um dos termos da equação (3.7), através das expressões: / 2 /

$$\frac{M_A}{M_P} = \frac{\epsilon_P - \epsilon_R}{\epsilon_A - \epsilon_R} \quad (3.8)$$

que indica a razão entre as massas de alimento e - produto, e

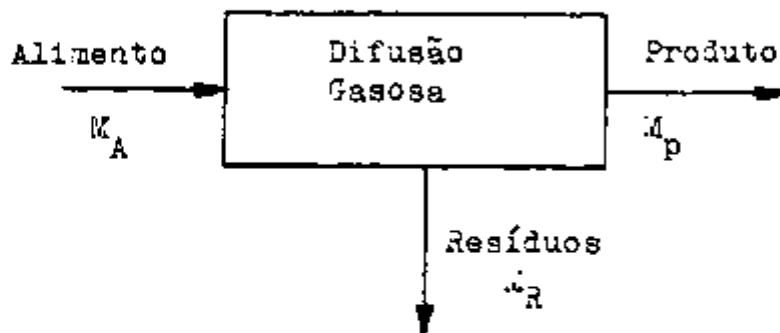


Fig. 3.2 - Fluxos de Massa de Urânio na Usina de Difusão Gasosa.

M_A = Massa de alimento (urânio natural)

M_p = Massa de produto (urânio enriquecido)

e_A = Enriquecimento do alimento

e_p = Enriquecimento do produto

e_R = Enriquecimento dos resíduos

$$\begin{aligned}
 \text{NUTS} = & \frac{(\epsilon_P - \epsilon_A)}{(\epsilon_P - \epsilon_R)} (2 \epsilon_R - 1) \ln \left[\frac{\epsilon_R}{1 - \epsilon_R} \right] + (2 \epsilon_P - 1) \ln \left[\frac{\epsilon_P}{1 - \epsilon_P} \right] - \\
 & - \frac{(\epsilon_P - \epsilon_R)}{(\epsilon_A - \epsilon_R)} (2 \epsilon_A - 1) \ln \left[\frac{\epsilon_A}{1 - \epsilon_A} \right] \quad (3.9)
 \end{aligned}$$

que fornece o número de unidades de trabalho de se paração.

Assim, conhecendo-se o custo unitário do trabalho de separação, CE, e o custo do UF₆, C_{UF₆}, determina-se o valor do urânio enriquecido:

$$\text{VU} = \left[\text{NUTS} \right] \left[\text{CE} \right] + \left[\frac{M_A}{M_P} \right] \left[C_{\text{UF}_6} \right] \quad (3.10)$$

O valor de C_{UF₆} é calculado, a partir do custo de U₃O₈, C_{U₃O₈}, e do custo de conversão de U₃O₈ para UF₆, C_{M→H}, pela equação :

$$C_{\text{UF}_6} = \left\{ C_{\text{U}_3\text{O}_8} \times f_1 + C_{\text{M} \rightarrow \text{H}} \right\} f_2 \quad (3.11)$$

O fator $f_1 = 1,179$ indica a razão entre a massa de U_3O_8 e de urânio natural, e $f_2 = 2,205$ é o fator de conversão de libras para quilogramas.

Portanto, finalmente,

$$CQ = \left[VU \right]_{\text{inicial}} - \left[VU \right]_{\text{final}} \quad (3-12)$$

3.4 - O Cálculo dos Balanços de Massa

A execução do cálculo do custo do ciclo de combustível, através da Eq. 3.6, pressupõe que se conheça a composição isotópica do combustível, antes e após sua irradiação no reator nuclear, caracterizando-se, então, a necessidade de determinação do balanço de massa. Este balanço é determinado pelo cálculo de queima do combustível nuclear (Burnup Calculation) dentro do reator. Desta maneira apresenta-se nesta seção o procedimento adotado na determinação dos balanços de massa para o ciclo de combustível em estado estacionário, para os três esquemas de reciclagem considerados, bem

como os resultados obtidos. Todos os cálculos de queima e reciclagem do combustível foram executados usando-se o programa de computação CITHAMMER. Este é uma versão modificada do programa HAMMER / 26 /. A modificação foi realizada por Oosterkamp / 21 /, para incluir no programa HAMMER os cálculos de queima de combustível.

O programa HAMMER, desenvolvido em Savannah River Laboratory por J. E. Swich & H. C. Honeck, compreende cinco subprogramas combinados que calculam, de acordo com a teoria de transporte de nêutrons, os parâmetros neutrônicos de uma célula unitária de um reator infinito.

Os subprogramas são os seguintes:

1- Programa CAPN - cuja função é a interpretação dos dados de entrada e a coordenação dos programas subsequentes.

2- Programa THERMOS - que calcula a distribuição de fluxo térmico ($E < 0,625$ eV), pela teoria integral unidimensional de transporte de nêutrons, fornecendo na saída as secções de choque

médias dos grupos , os parâmetros de difusão e as taxas de reação.

3- Programa HAMLET - que executa os mesmos cálculos que o anterior, no intervalo de energia compreendido entre 0,625 eV e 10 MeV . Além dos parâmetros da região rápida correspondentes aos fornecidos pelo THERMOS, este programa calcula as probabilidades de escape de ressonância, os fatores de fissão rápida e o "buckling" do reticulado periódico.

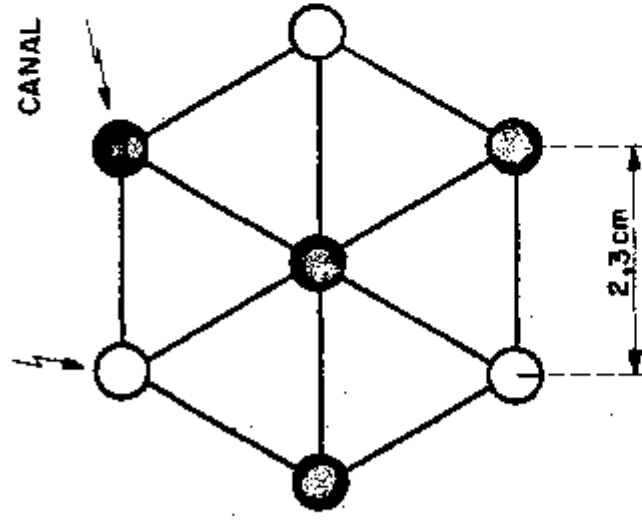
4- Programa FLAG - que utiliza as seções de choque calculadas previamente pelo THERMOS e pelo HAMLET para proceder à pesquisa de criticidade do reator infinito.

5- Programa DIKO- que aproveita os resultados dos programas anteriores para fornecer os balanços de nêutrons, permitindo a comparação das frações dos que escapam do reator, dos que são absorvidos nos vários isótopos , e dos que induzem fissões.

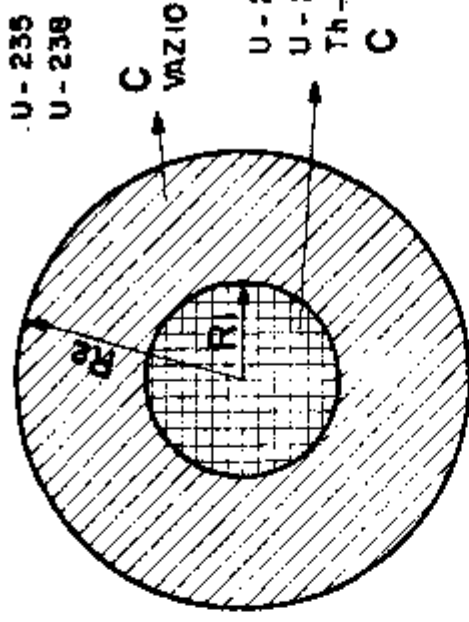
As Figuras 3.3 e 3.4 ilustram as células unitárias e equivalentes, do PWR e HTGR, respectivamente, que foram escolhidas para definir a entrada do programa CITHAMMER .

Utilizando-se de períodos de 900 dias para o PWR, e de 1200 dias para o HTGR, foram obtidos os balanços de massa em ciclos estacionários. Os resultados são mostrados nas Figuras 3.5, 3.6 e 3.7.

CANAL DE REFRIGERAÇÃO



Th - 232
U - 235
U - 238



$R_1 = 0,795 \text{ cm}$

$R_2 = 1,479 \text{ cm}$

RAIO DO CANAL DE COMBUSTÍVEL = 0,795 cm

RAIO DO CANAL DE REFRIGERAÇÃO = 1,05 cm

CÉLULA UNITÁRIA

CÉLULA EQUIVALENTE

FIGURA 3.3 - CÉLULA UNITÁRIA E CÉLULA EQUIVALENTE DO HTGR CONSIDERADAS PARA A ENTRADA DO PROGRAMA CITHAMMER

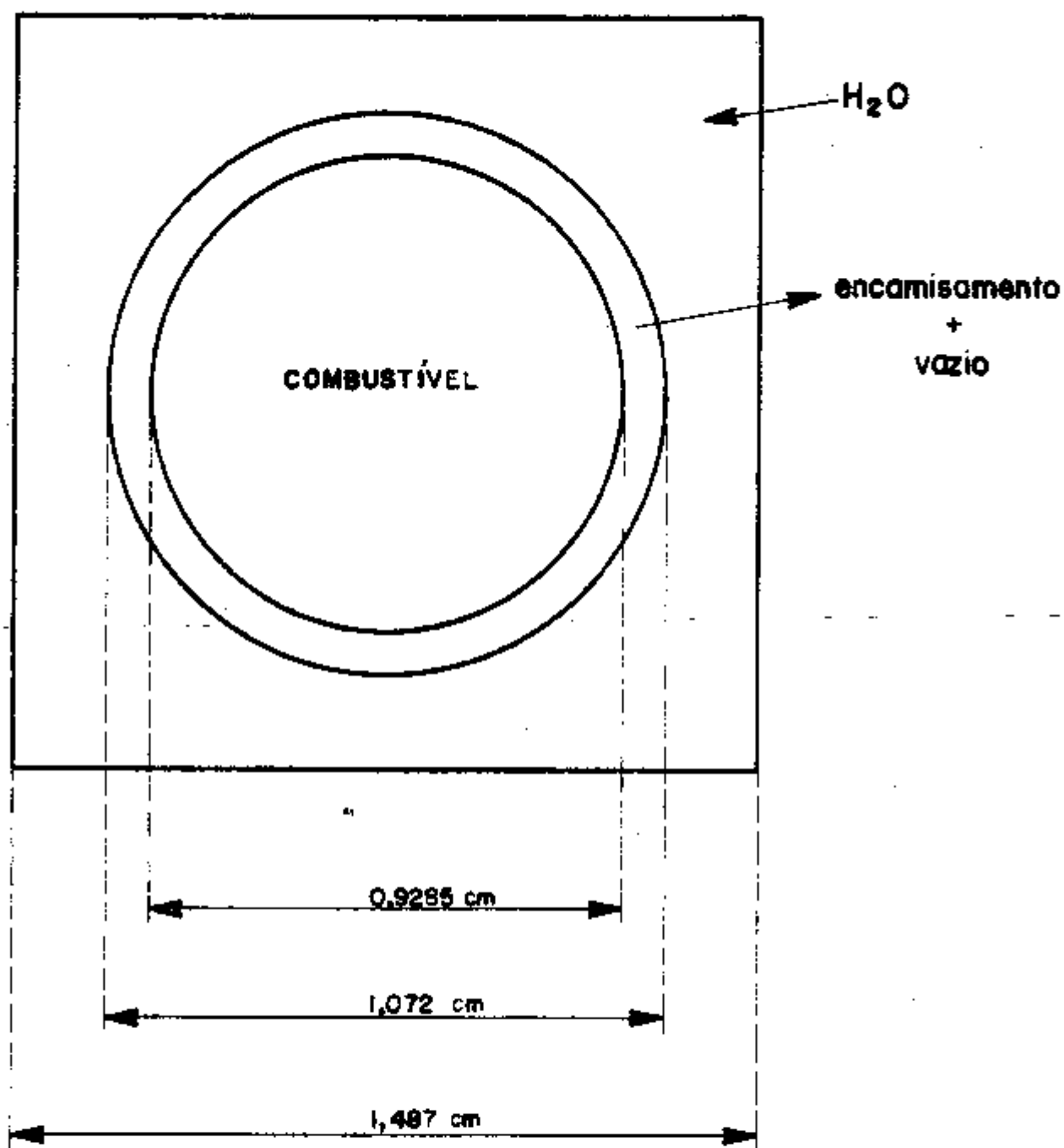


FIGURA 3.4-CÉLULA UNITÁRIA DO PWR ADOTADA PARA A ENTRADA DO PROGRAMA CITHAMMER

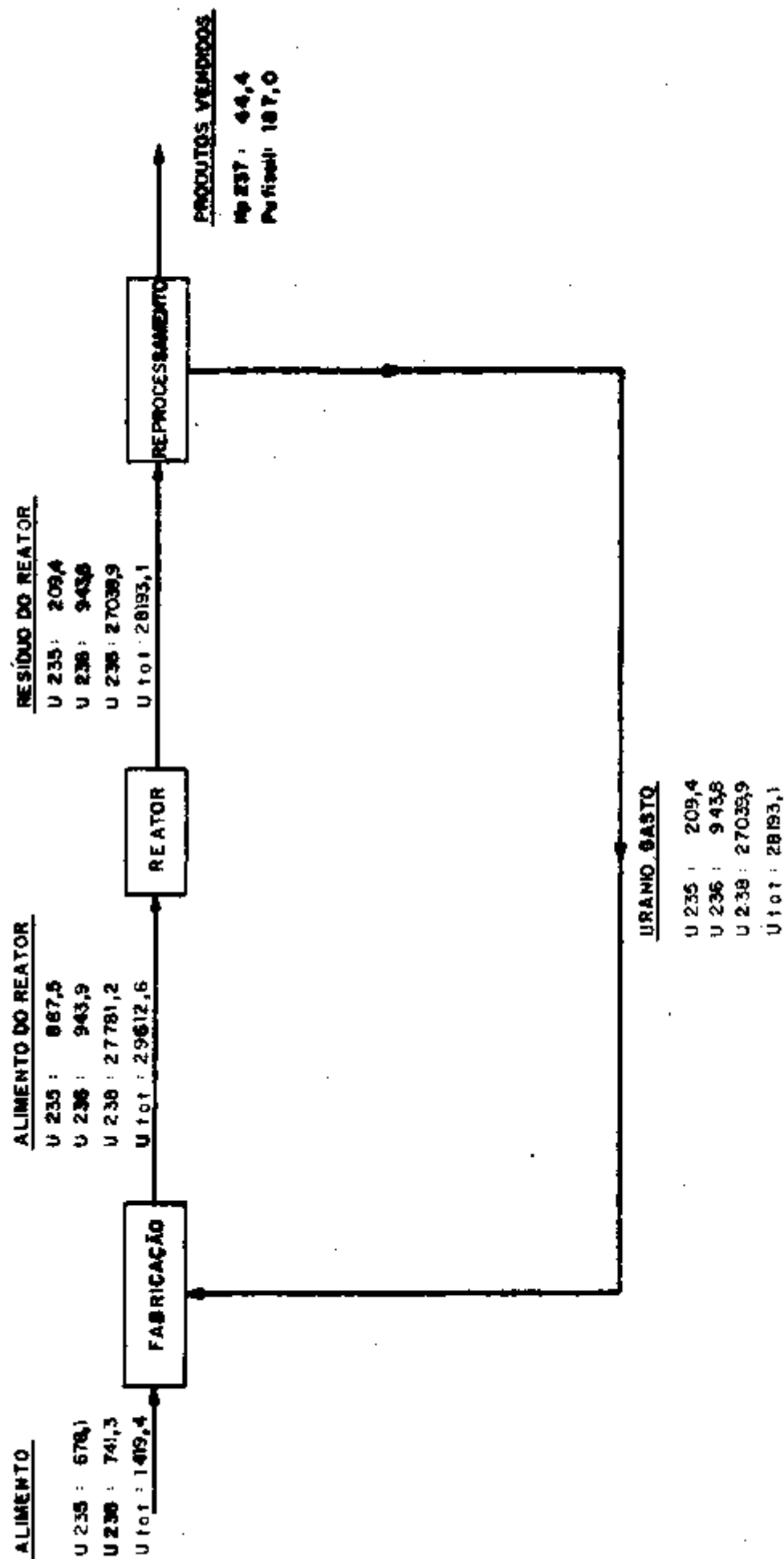


FIGURA 3.5 BALANÇO DE MASSA NO ESTADO ESTACIONÁRIO - PWR - RECICLAGEM PARA MASSAS EM Kg

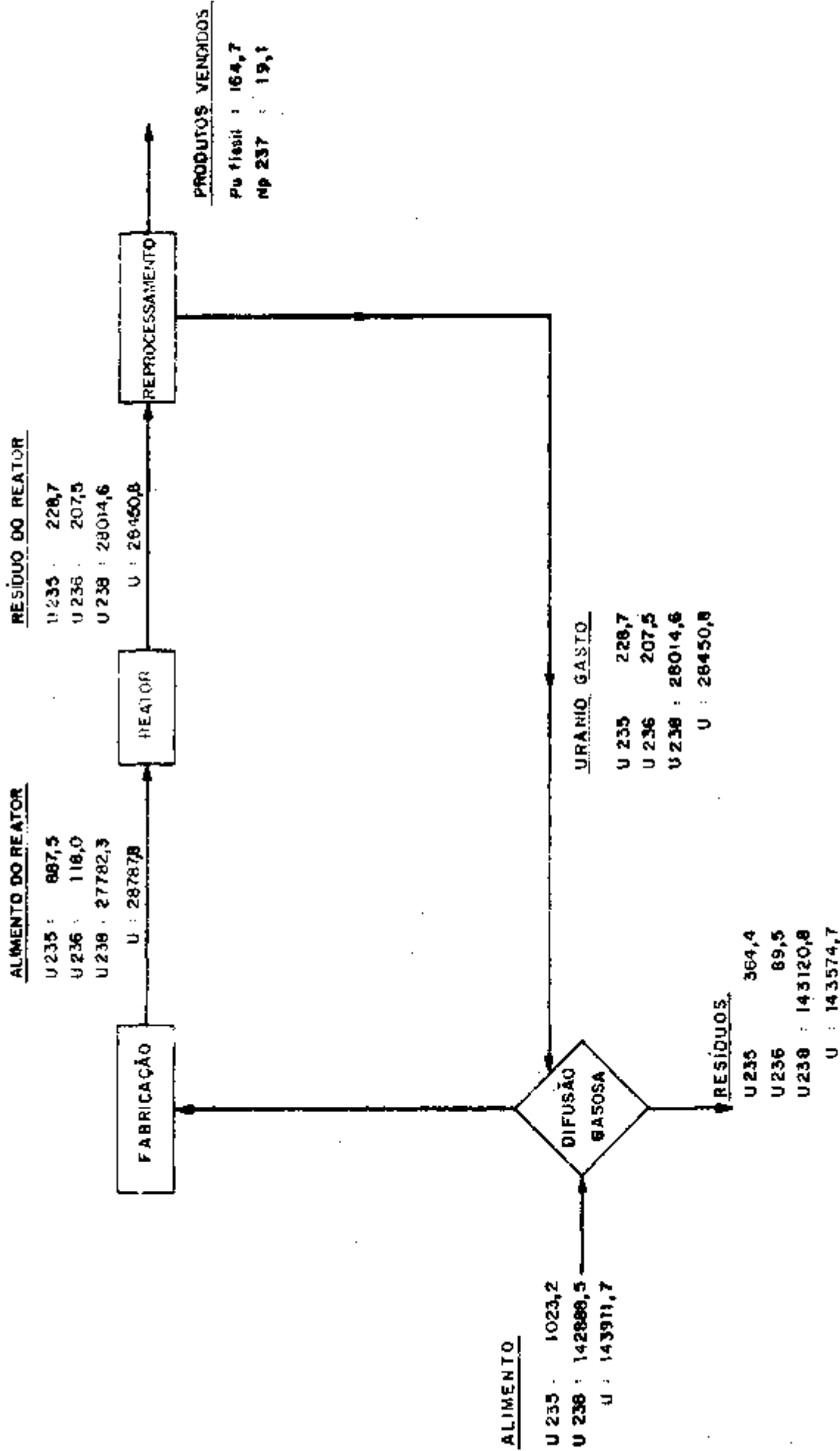


FIGURA 3.6 BALANÇO DE MASSA NO ESTADO ESTACIONÁRIO - PWR - REDIFUSÃO MASSAS EM Kg

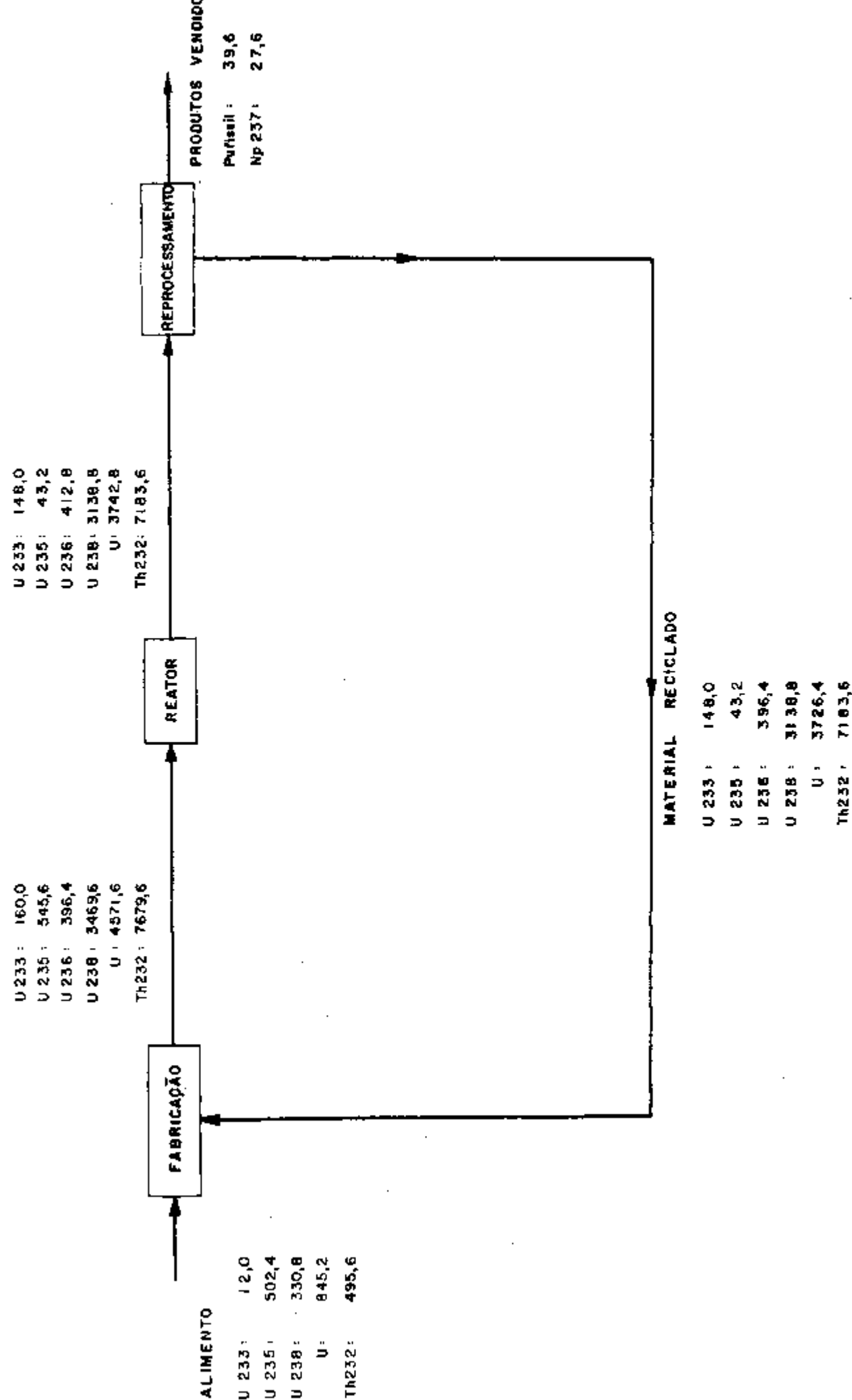


FIGURA 3.7 BALANÇO DE MASSA NO ESTADO ESTACIONÁRIO - HTGR MASSAS EM K9

4. INFLUÊNCIA DO U-236 NO CICLO DE COMBUSTÍVEL

O método de cálculo de custo do ciclo de combustível descrito até agora, não considerou explicitamente os efeitos da presença do U-236 no combustível do reator.

O U-236 influi no custo do ciclo de combustível pelas seguintes razões:

(a) O U-236 é um absorvedor de nêutrons e, portanto, a sua presença provoca a diminuição da reatividade do reator. Deste modo, seria necessário aumentar o enriquecimento inicial do urânio, para compensar a perda de reatividade.

(b) A partir do U-236 é formado Np-237, que tem valor potencial como alvo para a formação de Pu-238. Existe perspectivas de que com o aumento das necessidades de Pu-238, o valor do Np-237 cresça sensivelmente. Portanto, existe um crédito potencial proveniente do Np-237.

(c) O U-236 no urânio submetido ao processo de enriquecimento por difusão gasosa, aumenta as necessidades de trabalho de separação isotópica,

visto que sua massa atômica é mais próxima à do U-235, comparado com U-238.

Assim, a Eq. 3.6 deve ser modificada para considerar todos os efeitos decorrentes da presença do U-236 no ciclo de operação do reator. O custo total do ciclo de combustível torna-se

$$C_T = C_T^1 + \delta \quad (4.1)$$

C_T^1 inclui todos os custos, com exceção dos originados pelo U-236. O termo δ , denominado penalidade do U-236, inclui todos os efeitos do U-236.

Caso nenhum crédito seja percebido pela venda do Np-237, o U-236 atua apenas como veneno de nêutros e δ é positivo, ou seja, haverá um aumento do custo do ciclo de combustível. Existe um certo valor, C_{Np}^0 do Np-237 para o qual $\delta = 0$, e, portanto, neste caso, o envenenamento do U-236 é compensado pela produção de Np-237. Para valores de Np maiores do que C_{Np}^0 , δ é negativo e, então, ocorre uma diminuição do custo do ciclo de combustível e a presença de U-236 no sistema torna-se vantajosa.

A penalidade δ pode ser explicitada em termos dos efeitos (a), (b), e (c), acima mencionados, ou seja:

$$\delta = \delta_1 + \delta_2 + \delta_3 \quad (4.2)$$

O termo δ , refere-se ao acréscimo no custo do ciclo de combustível dada a diminuição da reatividade.

O termo δ , corresponde ao aumento do custo do ciclo de combustível dado o acréscimo nas necessidades de trabalho de separação, no enriquecimento do urânio contendo U-236. δ , só é considerado no caso de reciclagem do urânio por reenriquecimento.

O termo V_{NP} representa o crédito obtido pela venda do Np-237, por um preço C_{NP} .

A penalidade do U-236, do modo como foi definida, pode ser expressa em mills/KWh, ou em \$/g de U-236. Na Eq. 4.1, a penalidade δ é dada em mills/KWh.

4.1 - Influência do U-236 na Reatividade

A influência do U-236 na reatividade foi determinada usando-se o programa CITHAMER. Esse programa fornece o número de nêutrons absorvidos em cada nuclídeo, em função do tempo.

As Tabelas 4.1, 4.2, e 4.3 apresentam os resultados obtidos, para os tres casos analisados, em instantes de tempo correspondentes à metade de um ciclo.

TABELA 4.1 - Balanço de Nêutrons fornecido pelo programa
CITHAMMER. PWR- Reciclagem para fabricação

NEUTRON BALANCE SHEET BASED ON 1000 NEUTRONS

ISO- TYPE	ABSORPTION					FISSION				
	GROUP 1	GROUP 2	GROUP 3	GROUP 4	TOTAL	GROUP 1	GROUP 2	GROUP 3	GROUP 4	TOTAL
92235.	1.3009	2.7282	37.5686	163.9797	205.5774	3.2594	5.3071	60.2701	339.8076	408.6443
92238.	34.8068	24.2508	173.9332	54.2300	287.2207	80.2373	0.0981	0.0	0.0	80.3354
92236.	2.3848	1.7547	29.0913	3.9327	37.1635	5.4738	0.0692	0.0	0.0	5.5430
93237.	0.1505	0.0682	4.6069	6.2593	11.0850	0.4547	0.0706	0.0	0.0021	0.5274
94238.	0.0707	0.0545	0.4694	3.4700	4.0646	0.2143	0.1138	0.0039	0.2701	0.6021
94239.	0.7857	1.1328	18.1440	204.8867	224.9492	2.3336	2.6859	30.4812	379.8518	415.4026
94240.	0.1989	0.1251	41.1605	9.8335	51.3181	0.6375	0.1043	0.0434	0.0	0.7852
94241.	0.2469	0.2987	5.6807	35.3215	41.5478	0.4559	0.5133	10.9349	76.0365	87.9411
94242.	0.1140	0.0332	3.0006	0.1915	3.3393	0.1890	0.0320	0.0	0.0	0.2210
95243.	0.0	0.0	1.3304	0.2930	1.6233	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
5010.	0.0081	0.1036	5.5047	49.0488	54.6652	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
26000.	0.0315	0.0	1.3408	11.7104	13.0827	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
8000.	2.1241	0.0	0.0	0.0	2.1241	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
1001.	0.0131	0.0843	4.3080	38.0124	42.4178	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
40000.	3.2556	1.4603	4.3768	2.8193	11.9120	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
3.	0.0568	0.3897	37.6377	34.6794	72.7636	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
54135.	0.0	0.0	0.0075	25.3624	25.3699	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
OTHER				0.0	0.0					
	45.5485	32.4342	368.1606	644.0300	1090.2227	93.3052	8.9948	101.7334	795.9683	1000.0017
CNTRL	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0					
ZLEAK	-42.2990	-28.8675	-15.7699	-3.2898	-90.2261					
RLEAK	0.0044	0.0003	-0.0020	0.0006	0.0033					
LEAK	-42.2946	-28.8671	-15.7720	-3.2891	-90.2229					
EIGEN	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0					
TOTAL	3.2538	3.6170	352.3887	640.7410	999.9998	93.3052	8.9948	101.7334	795.9683	1000.0017

TABELA 4.2 - Balanço de Nêutrons fornecido pelo Programa
CITHAMMER. PWR- Reciclagem por Difusão Gasosa

NEUTRON BALANCE SHEET BASED ON 1000 NEUTRONS

ISO- TOPE	ABSORPTION					FISSION				
	GROUP 1	GROUP 2	GROUP 3	GROUP 4	TOTAL	GROUP 1	GROUP 2	GROUP 3	GROUP 4	TOTAL
92235.	1.2674	2.8165	38.7478	159.6677	202.4994	3.1745	5.4788	62.1261	330.9080	401.6873
92238.	33.4634	24.6354	183.6134	51.8599	293.5720	77.1975	0.1025	0.0	0.0	77.3000
92236.	0.4787	0.3736	11.3774	0.7891	13.0189	1.0997	0.0152	0.0	0.0	1.1149
93237.	0.0678	0.0328	2.2182	2.8567	5.1755	0.2045	0.0342	0.0	0.0010	0.2397
94238.	0.1269	0.1036	0.8883	6.2172	7.3360	0.3346	0.2165	0.0073	0.4839	1.0924
94239.	0.7946	1.2135	19.3775	206.6631	228.0536	2.4106	2.8767	32.5440	383.2656	421.0969
94240.	0.2063	0.1377	45.3804	10.2124	55.9368	0.6611	0.1158	0.9466	0.0	0.8234
94241.	0.2697	0.3456	6.5485	38.3937	45.5625	0.4980	0.5943	12.6159	82.6721	96.3803
94242.	0.1367	0.0425	3.7289	0.2294	4.1375	0.2267	0.0411	0.0	0.0	0.2678
95243.	0.0	0.0	1.6208	0.3372	1.9580	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
5010.	0.0075	0.1012	5.3622	45.9354	51.4063	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
26000.	0.0282	0.0	1.3061	10.9678	12.3022	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
8000.	1.9108	0.0	0.0	0.0	1.9108	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
1001.	0.0121	0.0823	4.1965	35.5997	39.8906	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
40000.	2.9875	1.4259	4.3236	2.6309	11.3679	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
3.	0.0519	0.3818	37.1229	32.0700	69.6266	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
54135.	0.0	0.0	0.0032	26.7401	26.7483	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
8000.	1.8334	0.0	0.0	0.0	1.8334	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
OTHER				0.0	0.0					
	43.6428	31.6924	365.8206	631.1799	1072.3347	85.8570	9.4751	107.3397	797.3306	1000.0027
CNTRL	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0					
ZLEAK	-32.9854	-22.8867	-13.5479	-2.9196	-72.3395					
RLEAK	0.0045	0.0017	-0.0017	0.0008	0.0054					
LEAK	-32.9809	-22.8850	-13.5496	-2.9188	-72.3343					
EIGEN	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0					
TOTAL	10.6619	8.8074	352.2708	628.2612	999.9998	85.8570	9.4751	107.3397	797.3306	1000.0027

TABELA 4.3 - Balanço de Nêutrons fornecido pelo Programa
CITHAMMER . H T G R

NEUTRON BALANCE SHEET BASED ON 1000 NEUTRONS

ISOTOPES	ABSORPTION					FISSION				
	GROUP 1	GROUP 2	GROUP 3	GROUP 4	TOTAL	GROUP 1	GROUP 2	GROUP 3	GROUP 4	TOTAL
90232.	0.3836	1.4137	81.2485	104.8937	187.9395	0.4731	0.0	0.0	0.0	0.4731
91233.	0.0099	0.0621	2.2945	1.6828	4.0483	0.0277	0.0068	0.0	0.0	0.0345
92233.	0.1021	0.5509	21.9865	170.7777	193.3972	0.2659	1.2422	45.8124	390.4805	437.8081
92234.	0.0330	0.2065	6.3252	12.4183	18.9830	0.0378	0.0235	0.0	0.0	0.1164
92235.	0.0378	0.2178	5.1289	108.9390	114.3234	0.0920	0.4124	3.1963	225.7033	234.4040
92236.	0.1229	0.2432	20.2477	4.7224	25.3362	0.2612	0.0041	0.0	0.0	0.2653
93237.	0.0125	0.0152	1.7765	9.5578	11.3620	0.0363	0.0076	0.0	0.0038	0.0476
92233.	0.4147	0.9011	94.2029	16.1441	111.6627	0.8876	0.0014	0.0	0.0	0.8890
94239.	0.0223	0.0809	2.3946	125.9974	128.4952	0.0668	0.1802	3.9996	234.8169	239.0635
94240.	0.0129	0.0210	25.1583	13.7172	38.9094	0.0407	0.0084	0.0160	0.0	0.0651
94241.	0.0120	0.0343	1.2817	38.8294	40.1573	0.0218	0.0588	2.4522	83.3710	85.9039
94242.	0.0097	0.0054	1.3406	0.3701	1.7257	0.0158	0.0034	0.0	0.0	0.0191
94233.	0.0095	0.0160	0.2891	10.9840	11.2985	0.0283	0.0273	0.0023	0.3552	0.9132
3.	0.0100	0.1579	26.2196	111.6644	138.0519	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
6012.	0.0973	0.0	0.0	50.3858	50.4831	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
OTHER				0.0	0.0					
	1.2901	3.9260	289.8730	781.0837	1076.1726	2.3048	1.9812	60.4859	935.2307	1000.0017
CNTRL	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0					
ZLEAK	-9.4392	-12.9617	-17.8200	-35.9523	-76.1732					
RLEAK	0.0013	0.0005	-0.0013	0.0001	0.0007					
LEAK	-9.4379	-12.9511	-17.8213	-35.9523	-76.1725					
IGEN	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0					
TOTAL	-8.1478	-9.0351	272.0513	745.1313	1000.0000	2.3048	1.9812	60.4859	935.2307	1000.0017

Na Tabela 4.1 observa-se que no caso de reciclagem direta do combustível irradiado no PWR para fabricação, o U-236 absorve 3,7% de todos os nêutrons absorvidos no reator. A Tabela 4.2 mostra que no caso de reenriquecimento do combustível do PWR, o U-236 absorve 1,3% dos nêutrons. No caso do HTGR, a Tabela 4.3 mostra que o U-236 absorve 2,5% dos nêutrons.

A influência do U-236 na reatividade pode ser melhor observada através de gráficos da constante de multiplicação efetiva, K_{ef} , em função do tempo. As Figuras 4.1, 4.2 e 4.3 mostram os gráficos construídos para os três casos analisados. Em cada gráfico são apresentadas as curvas correspondentes aos ciclos com U-236 e sem U-236. Nota-se que o efeito do U-236 é maior para o caso de reciclagem do combustível irradiado no PWR diretamente para a fabricação.

A explicação desse resultado está no fato de que, para o caso de reciclagem direta no PWR, todo U-236 é recarregado para o reator, enquanto que no caso do reenriquecimento por difusão gasosa, apenas 60% do U-236 descarregado do reator é reciclado e retorna para o mesmo. Um caso intermediário é o do

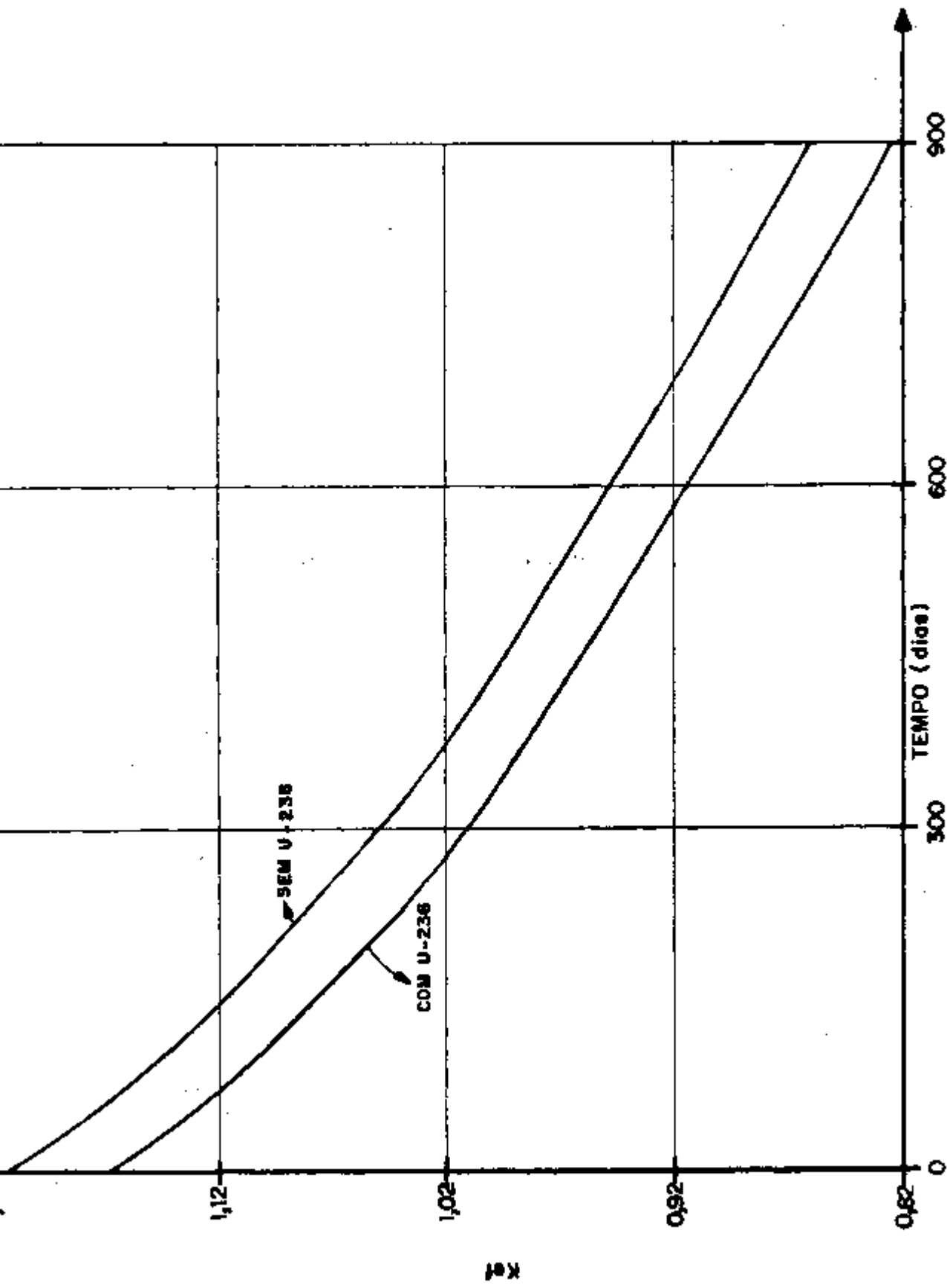


FIGURA 4.1 K_{ef} como função do tempo - PWR - RECICLAGEM PARA FABRICAÇÃO

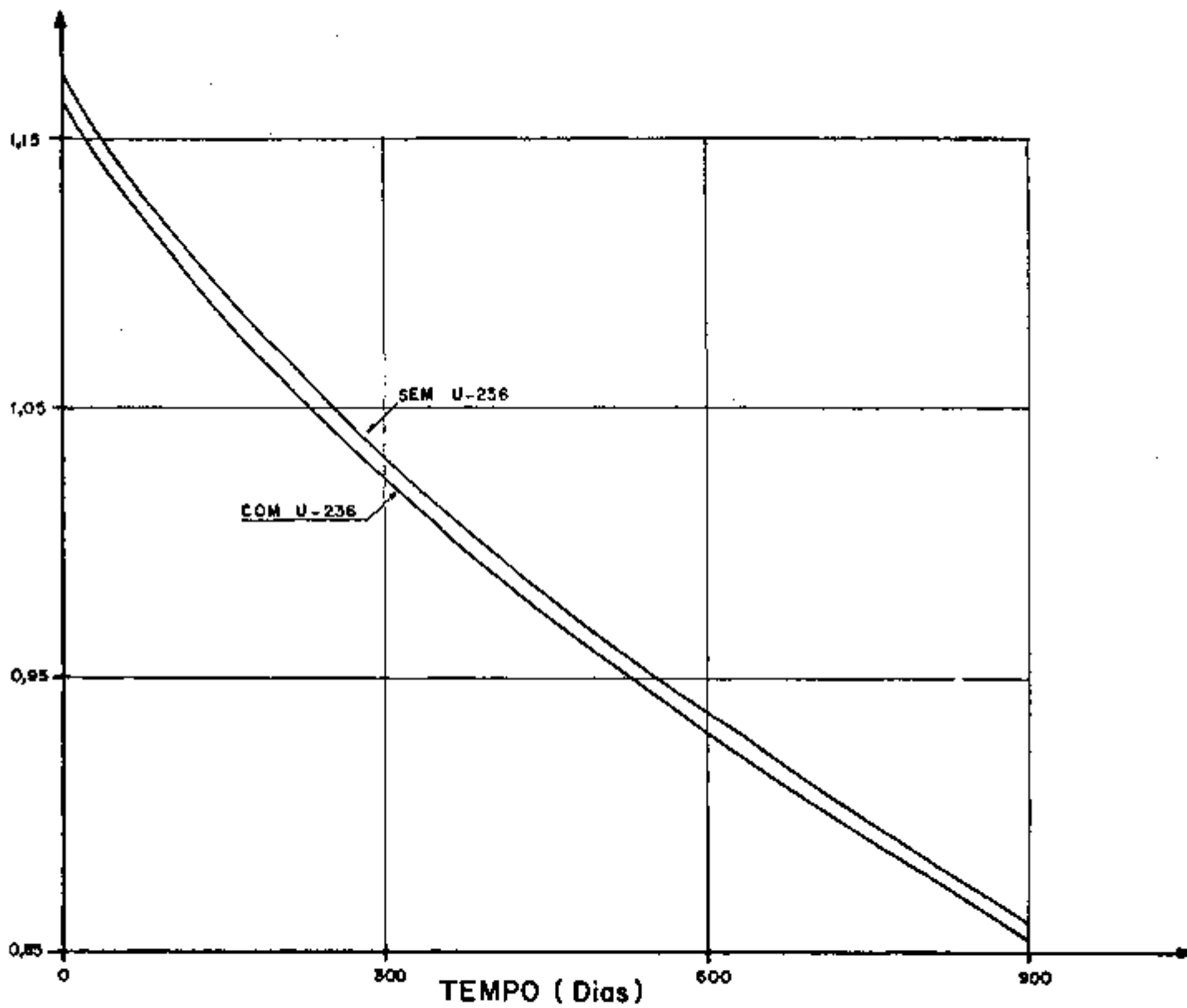


FIGURA 4.2 - K_{eff} COMO FUNÇÃO DO TEMPO - PWR REDIFUSÃO

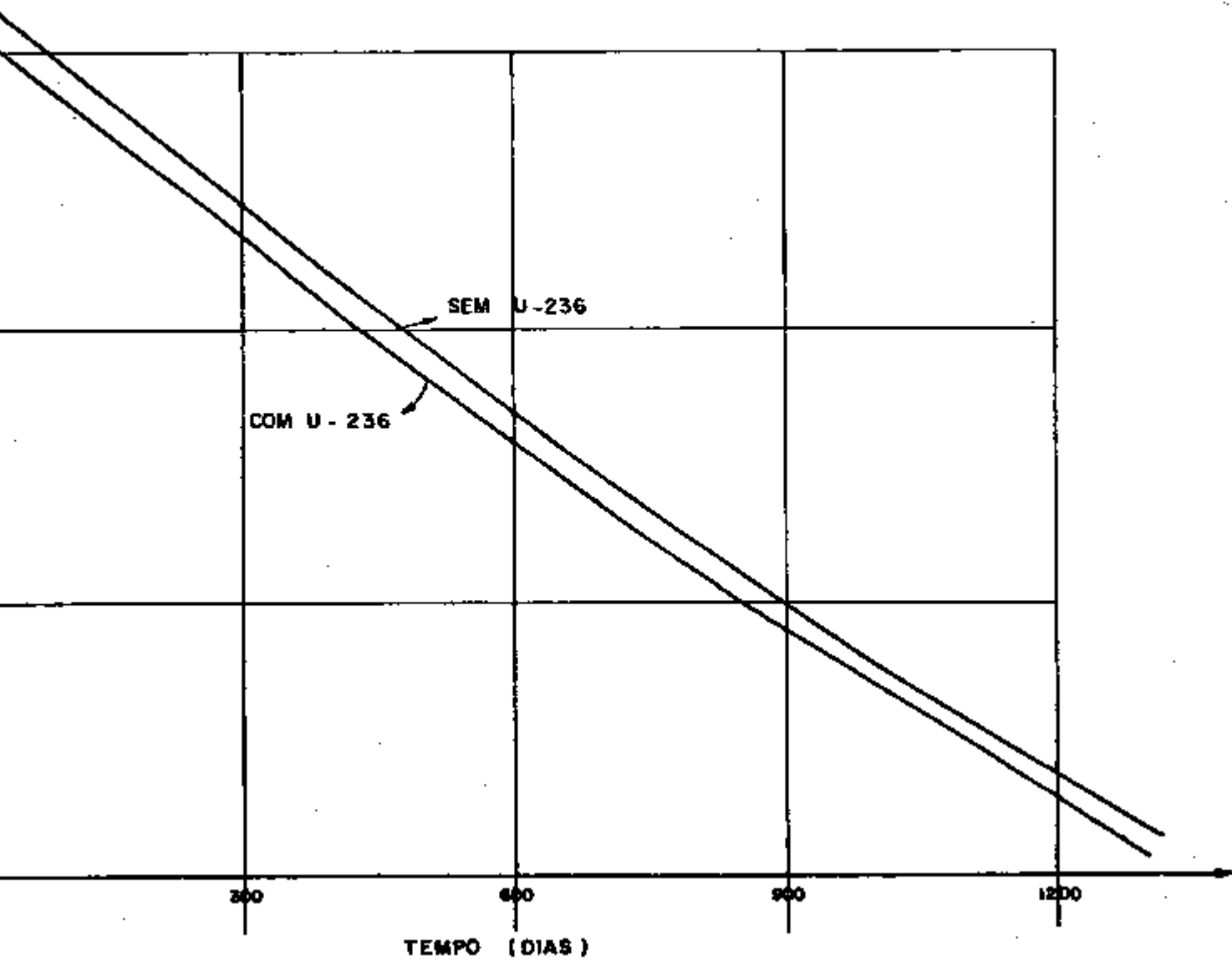


FIGURA 4.3 - Kef COMO FUNÇÃO DO TEMPO - HTGR

HTGR em cujo reator o efeito é menor que o do PWR por reciclagem direta dado o fato que uma menor quantidade de U-236 é reciclada.

O termo δ_1 foi determinado usando-se um método (Método da Indiferença, Secção 5.1) que com para o ciclo de equilíbrio, onde o U-236 está presente no início do ciclo (Fig. 4.4) com outro ciclo , em que o U-236 não está presente na carga inicial do reator. (Fig. 4.5).

Considerando-se C como custo do ciclo sem U-236 inicial, e C_1 , o custo do ciclo com U - 236 no início e mantendo-se todos os outros parâmetros constantes, a diferença entre os custos é determinada apenas pela presença do U-236, e é dada por :

$$\delta_1 = C_1 - C \quad (4.3)$$

sendo δ_1 expresso em mills/KWh. Conhecendo-se a massa de U-236 formada, por unidade de energia gerada, ΔU_6 (g/KWh), determina-se δ_1 através da seguinte expressão:

$$\delta_1 \left(\frac{\$}{g \text{ U-236}} \right) = \frac{\delta_1 \left(\frac{\text{mills}}{\text{KWh}} \right)}{\Delta U_6 \left(\frac{g \text{ U-236}}{\text{KWh}} \right)} \cdot 10^{-3} \frac{\$}{\text{mills}}$$

(4.4)

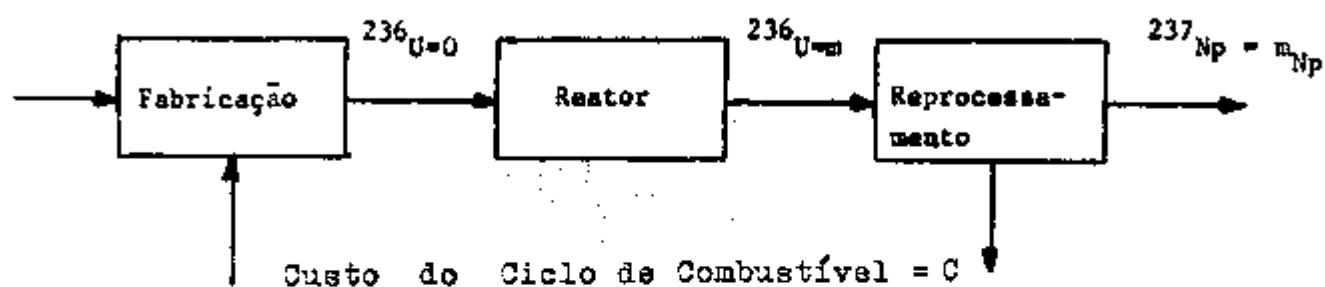


Fig. 4.4 - Ciclo no qual o U-236 não é reciclado para o Reator.

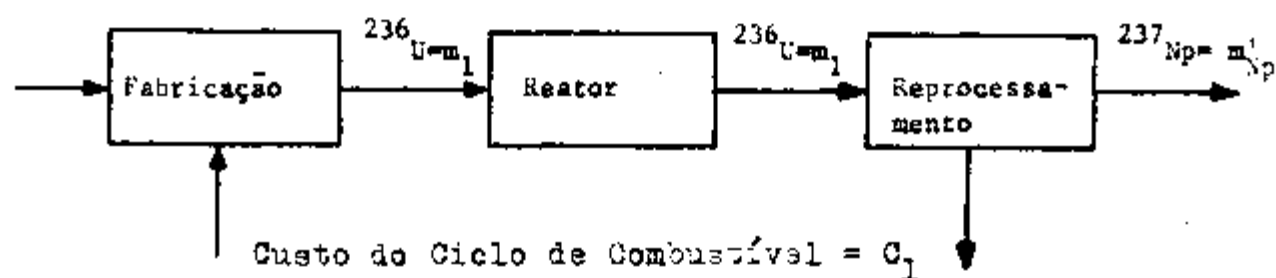


Fig. 4.5 - Ciclo no qual o U-236 é reciclado para o Reator - estado estacionário.

Os valores de δ_1 e ΔU_6 estão relacionados na Tabela 4.4.

Tabela 4.4 - Valores da Penalidade do U-236 dada a influência na Reatividade			
CASO	δ_1 ($\frac{\text{mills}}{\text{KWh}}$)	ΔU_6 ($\frac{\text{gU-236}}{\text{KWh}}$)	δ_1 ($\frac{\$}{\text{gU-236}}$)
PWR - Reciclagem para a fabricação	0,27143	$1,617 \times 10^{-5}$	16,786
PWR - Reenriquecimento por difusão	0,02863	$1,617 \times 10^{-5}$	1,7706
H T G R	0,02587	$1,081 \times 10^{-5}$	2,3941

4.2. - Formação do Np-237

O preço do Np-237, C_{Np} , não tem ainda um valor bem definido e espera-se que no futuro sofra um sensível acréscimo / 15 /. Neste trabalho considera-se C_{Np} variando entre \$0 e \$200 por grama de Np-237, que é suficiente para cobrir todos os possíveis valores

cogitados para o C_{Np} .

O valor do $Np-237$, V_{Np} , na Eq. 4.2, deve considerar a massa de $Np-237$ e a massa de $U-236$ presentes no ciclo. V_{Np} é dado por:

$$V_{Np} = \frac{m'_{Np} - m_{Np}}{\Delta m_{236}} \quad (4.5)$$

onde: m'_{Np} = é a massa de $Np-237$ descarregada no fim do ciclo e no qual o $U-236$ está presente no início.

m_{Np} = é a massa de $Np-237$ descarregada no fim do ciclo e no qual o $U-236$ não está presente no início.

Δm_{236} = é a massa de $U-236$ formada no ciclo sem $U-236$ no início.

Os valores de $\frac{V_{Np}}{C_{Np}}$ são mostrados na Tabela 4.5.

Tabela 4.5 - Valores da Constante de Proporcionalidade entre V_{Np} e C_{Np}	
C A S O	V_{Np} / C_{Np}
PWR - Reciclagem para fabricação	0.2740
PWR - Reenriquecimento por <u>d</u> i fusão	0.0567
H T G R	0.2922

4.3 - Influência do U-236 no Enriquecimento por Difusão Gasosa

A reciclagem do urânio irradiado no reator, através de usinas de difusão gasosa, quando se consideram apenas os isótopos U-235 e U-238, foi exaustivamente estudada / 2 /. O efeito do U-236 no trabalho de separação foi estudado recentemente por Guéron e Geller / 12 / cujos resultados passamos a descrever.

Considera-se a operação em cascata, esquematizada na Fig. 4.6, com fluxos de massas de diferentes concentrações em U-235 não se misturando, e onde a presença de U-234 é ignorada.

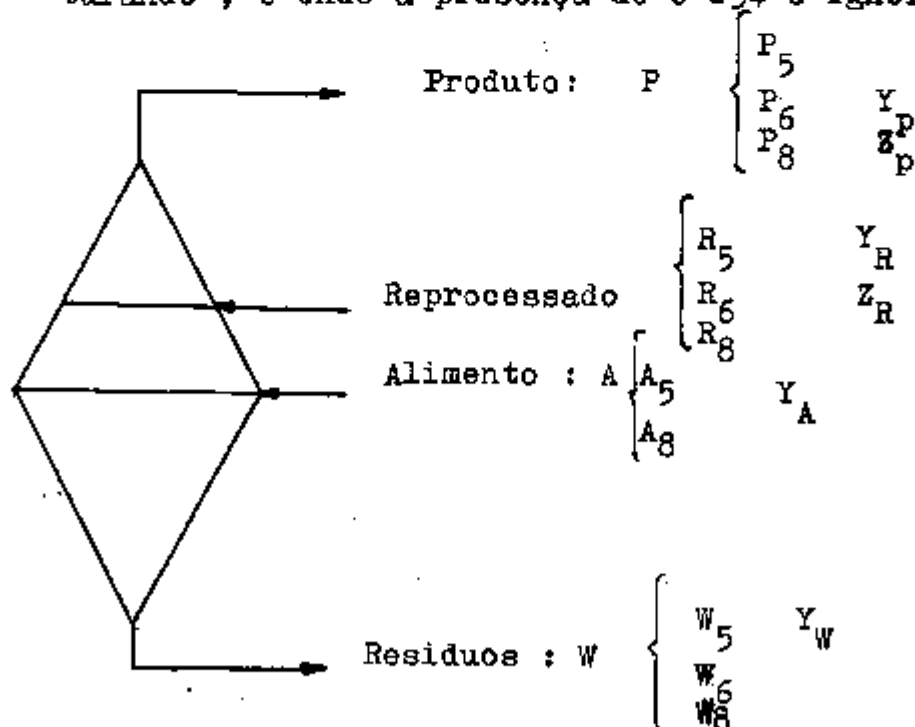


FIG. 4.6 - Enriquecimento por Cascata

Sejam Y e Z, as frações em peso de U-235, U-236, respectivamente. P, R, A, W, são as quantidades, em massa, de material produto, reprocessado, alimento, e resíduos, respectivamente.

Considerando-se o elemento U-236 como igual ao U-238, a equação que fornece o trabalho separativo tem a seguinte forma clássica:

$$E = WV_W + PV_P - FV_F - RV_R \quad (4.6)$$

$$\text{com } V_i = (2Y_i - 1) \ln \left[\frac{Y_i}{1 - Y_i} \right] \quad (4.7)$$

onde o índice i = 5, 6, 8, representa U-235, U-236, e U-238, respectivamente.

Guéron e Geller, desenvolveram uma expressão que estima o acréscimo no trabalho de separação, ΔE , em virtude do U-236 presente no enriquecimento.

$$\Delta E = 4W_6 \left(\frac{Y_W}{Y_R} \right) + 4P_6 \ln \left(\frac{Y_P}{Y_R} \right) \quad (4.8)$$

Conhecendo-se o custo da unidade de trabalho, C_E , obtém-se a penalidade do U-236 no processo de enriquecimento.

$$\delta_2 = \frac{(\Delta E) (C_E)}{W_e} \quad (4.9)$$

sendo W_e a energia elétrica gerada, em KWh, pelo reator.

O valor calculado de δ_2 , no caso de reenriquecimento do combustível queimado no PWR, foi

$$\delta_2 = 0,0013 \frac{\text{mills}}{\text{KWh}} \quad \text{ou}$$

$$\delta_2 = 0,080396 \text{ \$/g U-236}$$

Resumindo, com todos os termos calculados, a penalidade do U-236, em \\$/g U-236 para cada esquema de reciclagem, pode ser colocada nas seguintes formas:

(a) PWR - Reciclagem para fabricação:

$$\delta = 16,786 - 0,27405 C_{Np} \quad (4.10)$$

(b) PWR- Reciclagem por Difusão Gasosa:

$$\delta = 1,850956 - 0,0567 C_{Np} \quad (4.11)$$

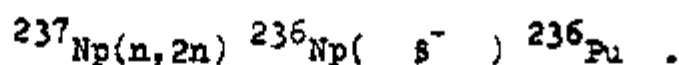
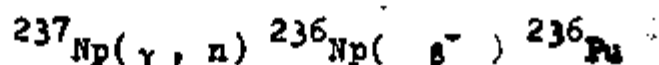
(c) H T G R :

$$\delta = 2,3941 - 0,29216 C_{Np} \quad (4.12)$$

4.4- Influência no futuro preço do Np-237

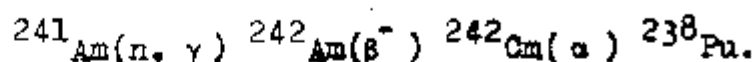
Os resultados deste estudo estão diretamente relacionados com o futuro preço do Np-237. Torna-se conveniente portanto, tecer alguns comentários acerca de alguns pontos que certamente influenciarão esse futuro preço:

(a) A irradiação do Np-237, por nêutrons, acarreta também a formação de Pu-236, através das seguintes reações:



O Pu-236 e os produtos resultantes de seu decaimento emitem radiação gama de alta energia /22/. Desta modo o Pu-236 contamina o Pu-238, prejudicando sua aplicação como fonte de calor. Alguns estudos foram feitos, visando minimizar a razão ${}^{236}\text{Pu}/{}^{238}\text{Pu}$. Contudo, na prática, para a irradiação de Np-237 em reatores comerciais, esse objetivo ainda não foi alcançado /28/.

(b) O Amerício-241 tem sido utilizado para a produção de ^{238}Pu , através da reação:



O Pu-238 obtido desta maneira é muito puro, e livre da presença do Pu-236. Isto torna o Am-241 um sério concorrente do Np-237, de modo tal que a futura produção de Am-241 /1/ influirá diretamente no preço do Np-237.

5. RESULTADOS E ANÁLISES

5.1 - Variação da Penalidade do U-236 com o preço do Np-237

Conhecidos os valores de δ_1 , δ_2 , e V_{Np} , determinou-se a variação da penalidade do U-236, δ , com o preço do Np-237, C_{Np} . Os resultados são apresentados nas Tabelas 5.1, 5.2, e 5.3, para um intervalo de variação de C_{Np} entre \$0 e \$100/g Np-237.

O "preço de indiferença" do Np-237, C_{Np}^0 , é definido como sendo o preço para o qual a penalidade do U-236 é zero. Com este preço do Np-237, o custo do ciclo de combustível é o mesmo, quer o urânio contenha U-236, ou não. Portanto, torna-se indiferente a presença de U-236 no ciclo de combustível.

Resultados de C_{Np}^0 são dados na Tabela 5.4, para os três esquemas de reciclagem.

C_{Np}^0 é uma medida da importância econômica - relativa do U-236 como "veneno" de nêutrons, e como material alvo para a produção de Np-237.

A penalidade do U-236, para $C_{Np} = \$0/g$, é

Tabela 5.1 - Penalidade do U-236 em função do preço do Np-237 para PWR - Reciclagem por difusão

$C_{Np} \left(\frac{\$}{g.Np-237} \right)$	$\delta \left(\frac{\$}{g.U-236} \right)$	$C_{Np} \left(\frac{\$}{g.Np-237} \right)$	$\delta \left(\frac{\$}{g.U-236} \right)$
0	1,851	50	-0,984
10	1,284	60	-1,551
20	0,717	70	-2,118
30	0,150	80	-2,685
40	-0,417	90	-3,252
		100	-3,819

Tabela 5.2 - Penalidade do U-236 em função do preço do Np-237 para PWR - Reciclagem para fabricação

$C_{Np} \left(\frac{\$}{g.Np-237} \right)$	$\delta \left(\frac{\$}{g.U-236} \right)$	$C_{Np} \left(\frac{\$}{g.Np-237} \right)$	$\delta \left(\frac{\$}{g.U-236} \right)$
0	16,786	50	3,083
10	14,045	60	0,343
20	11,305	70	-2,398
30	8,564	80	-5,138
40	5,824	90	-7,879
		100	-10,619

Tabela 5.3 - Penalidade do U-236 em Função do preço do Np-237 - H T G R

$C_{Np} \left(\frac{\$}{g.Np-237} \right)$	$\delta \left(\frac{\$}{g.U-236} \right)$	$C_{Np} \left(\frac{\$}{g.Np-237} \right)$	$\delta \left(\frac{\$}{g.U-236} \right)$
0	2,394	50	-12,214
10	- 0,528	60	-15,136
20	- 3,449	70	-18,057
30	- 6,371	80	-20,979
40	- 9,292	90	-23,900
		100	-26,822

Tabela 5.4 - Valores de indiferença, C_{Np}^0 , para o Np-237

C A S O	$C_{Np}^0 \left(\frac{\$}{g.U-236} \right)$
PWR - Reciclagem para difusão	29,5
PWR - Reciclagem para fabricação	61,0
H T G R	8,0

bem maior no caso de reciclagem para fabricação do combustível retirado do PWR, do que no caso de reciclagem por difusão para o mesmo reator, ou ainda do que no caso análogo para o HTGR. Porém, no esquema de reciclagem por difusão gasosa do combustível queimado no PWR, a razão de diminuição de δ , com o aumento de C_{Np} , é substancialmente menor do que nos outros dois casos, conforme observa-se na Fig. 5.1.

A razão dessa diferença de comportamento entre os esquemas de reciclagem é explicada pelos balanços de massas. A quantidade de Np-237 formada em cada ciclo do PWR para reciclagem por difusão, é menor do que nos outros dois esquemas de reciclagem, já que uma fração do U-236 é retirada do ciclo nos resíduos da difusão gasosa.

5.2 - Variação do Custo do Ciclo de Combustível com o preço do Np-237.

Os resultados obtidos para o custo do ciclo de combustível, C_T , quando o preço do Np-237 varia de \$0 a \$200/g, são dados na Tabela 5.5, para os tres esquemas de reciclagem.

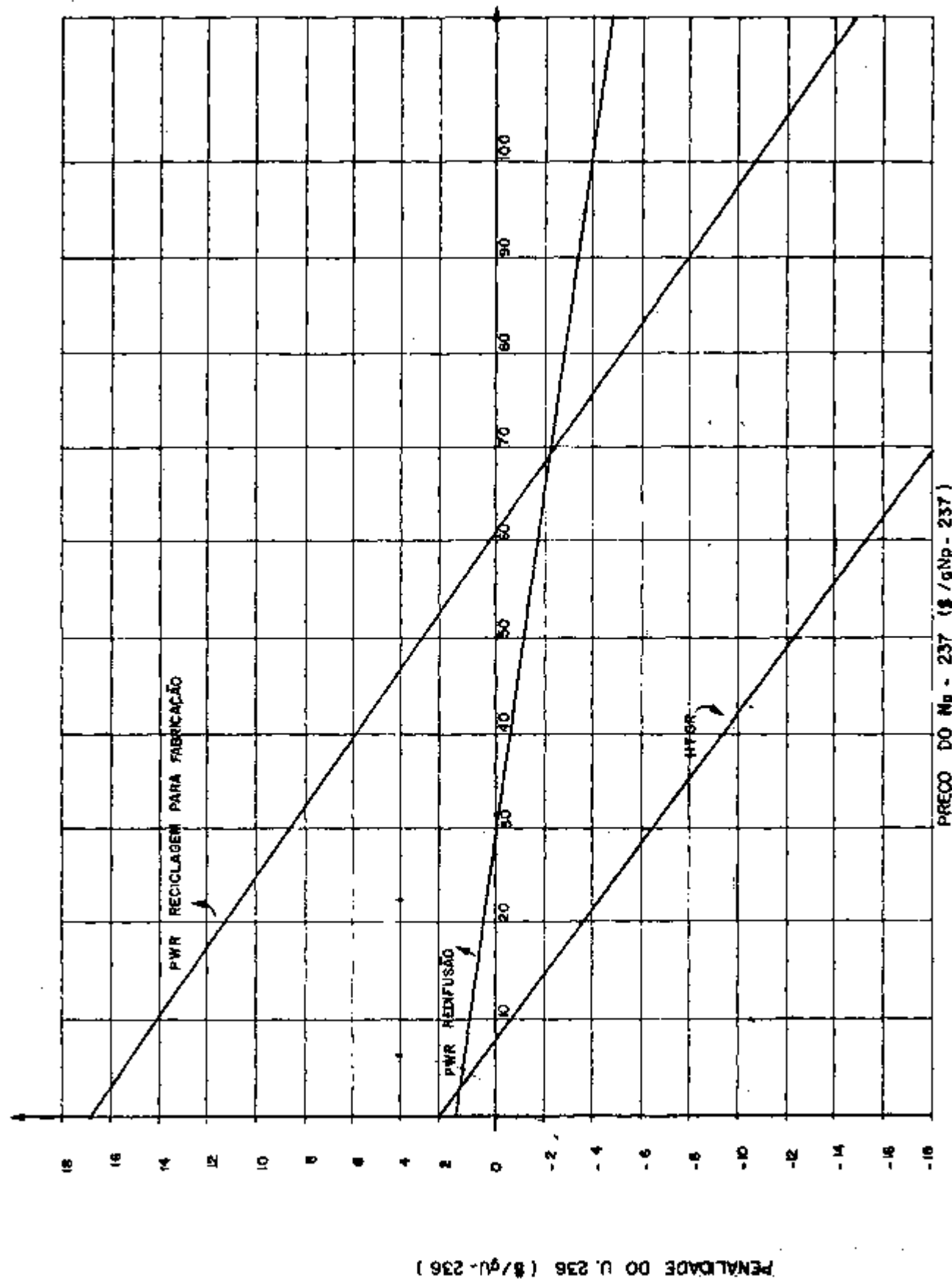


FIGURA 5.1 - PENALIDADE DO U-236 COMO FUNÇÃO DO PREÇO DO NP 237

Tabela 5.5 - Custo do Ciclo de Combustível, C_T em função do preço de $Np-237$, C_{Np}			
C_{Np} ($\frac{\$}{gNp-237}$)	Custo do ciclo de combustível ($\frac{mills}{KWh}$)		
	PWR- Recicla gem para fa- bricação	PWR- Recicla gem por di- fusão	H T G R
0	2,400	2,159	1,993
10	2,356	2,149	1,961
20	2,312	2,140	1,930
30	2,267	2,131	1,898
40	2,223	2,122	1,866
50	2,179	2,113	1,835
60	2,134	2,104	1,803
70	2,090	2,095	1,772
80	2,046	2,086	1,740
90	2,001	2,077	1,709
100	1,957	2,067	1,677
110	1,913	2,058	1,646
120	1,868	2,049	1,614
130	1,824	2,040	1,582
140	1,780	2,031	1,551
150	1,736	2,022	1,519
160	1,691	2,013	1,488
170	1,647	2,004	1,456
180	1,603	1,995	1,425
190	1,558	1,986	1,393
200	1,514	1,977	1,361

Quando C_{Np} varia de \$0 a \$200/g, C_T diminui de modo mais acentuado nos casos de reciclagem para fabricação do combustível queimado no PWR, e no caso do HTGR. (Fig. 5.2). Disto resulta uma intersecção entre as retas correspondentes aos dois esquemas de reciclagem do PWR, para $C_{Np} = \$69/g$. Verifica-se que uma outra intersecção ocorrerá entre as retas correspondentes aos casos do HTGR e reciclagem para fabricação do combustível do PWR, mas fora do intervalo de valores considerados de C_{Np} . Também aqui observa-se uma variação mais acentuada do custo do ciclo do PWR, no caso de reciclagem direta para fabricação do que por difusão outra vez dada a maior produção de Np-237, naquele ciclo.

O valor de C_{Np} no ponto de intersecção das retas da Fig. 5.2, C_{Np}^* , indica o preço de Np-237, em que ocorre indiferença entre os esquemas de reciclagem escolhidos. Para valores de C_{Np} menores que C_{Np}^* , é mais econômico reenriquecer o urânio por difusão gasosa. Para valores de C_{Np} maiores que C_{Np}^* , é mais vantajoso reciclar o urânio diretamente para a fabricação.

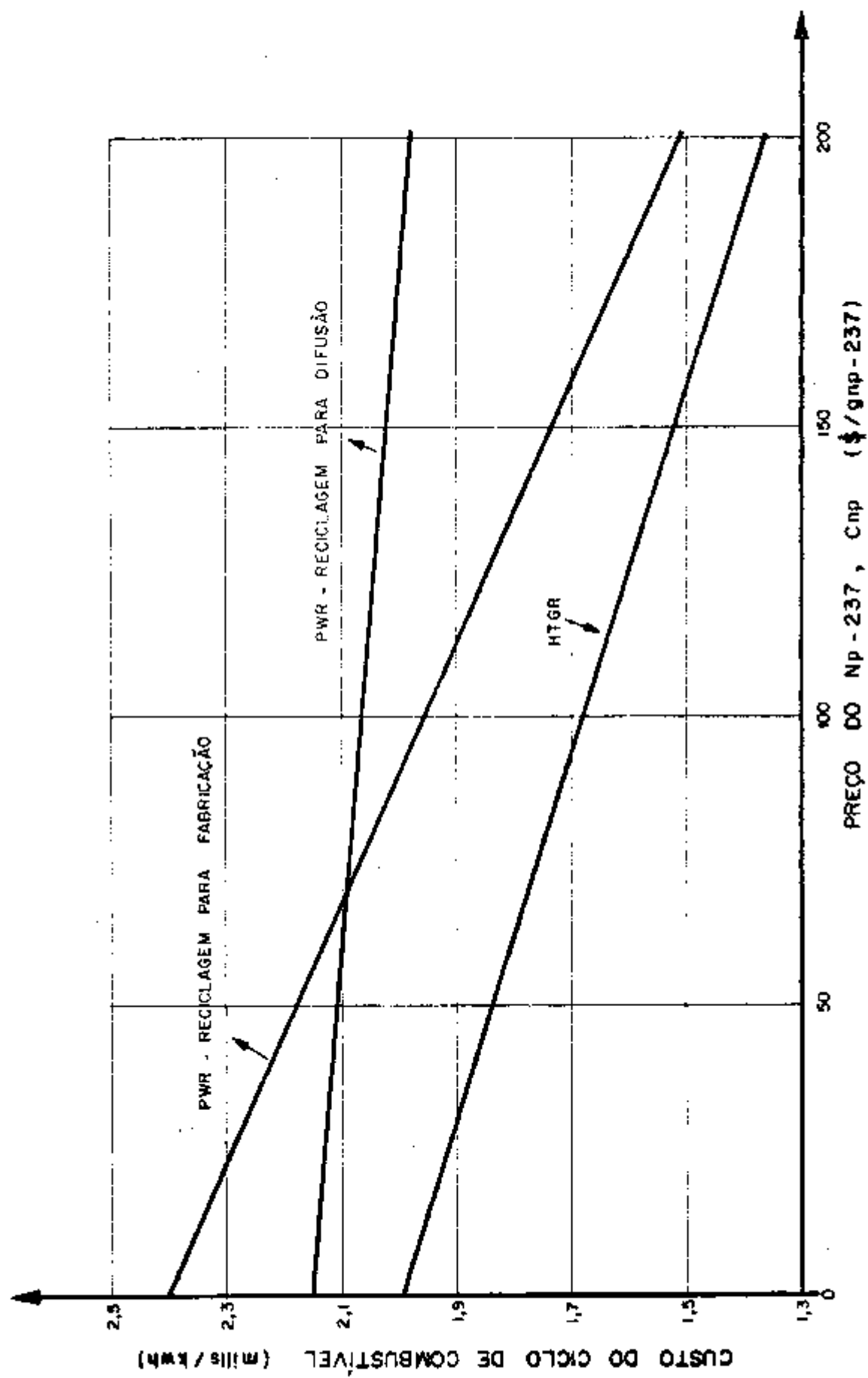


FIGURA 5.2 - CUSTO DO CICLO DE COMBUSTIVEL COMO FUNÇÃO DO PREÇO DO Np-237

Relativamente, a sensibilidade do custo do ciclo do HTGR com respeito ao preço do Np-237, é intermediária entre os dois casos considerados para o PWR.

5.3 - Variação do Custo do Ciclo de Combustível com a Penalidade do U-236

O custo do ciclo de combustível em função da penalidade do U-236 é mostrado na Fig.5.3.

O PWR, com reciclagem para a fabricação, apresenta maior sensibilidade à variação da penalidade do U-236. O HTGR apresenta menor sensibilidade que para o caso análogo do PWR, dada a quantidade bem menor de U-236 (2,3 vezes) presente no ciclo do HTGR que para o PWR.

É importante notar que o caso de reciclagem por difusão gasosa do combustível queimado no PWR apresenta sensibilidade, em relação à penalidade do U-236, aproximadamente igual ao caso do HTGR. Este resultado, porém, deve ser analisado - levando-se em consideração que para os possíveis preços do Np-237 (entre 0 e 200\$/g), a penalidade do U-236, para este caso do PWR, varia entre

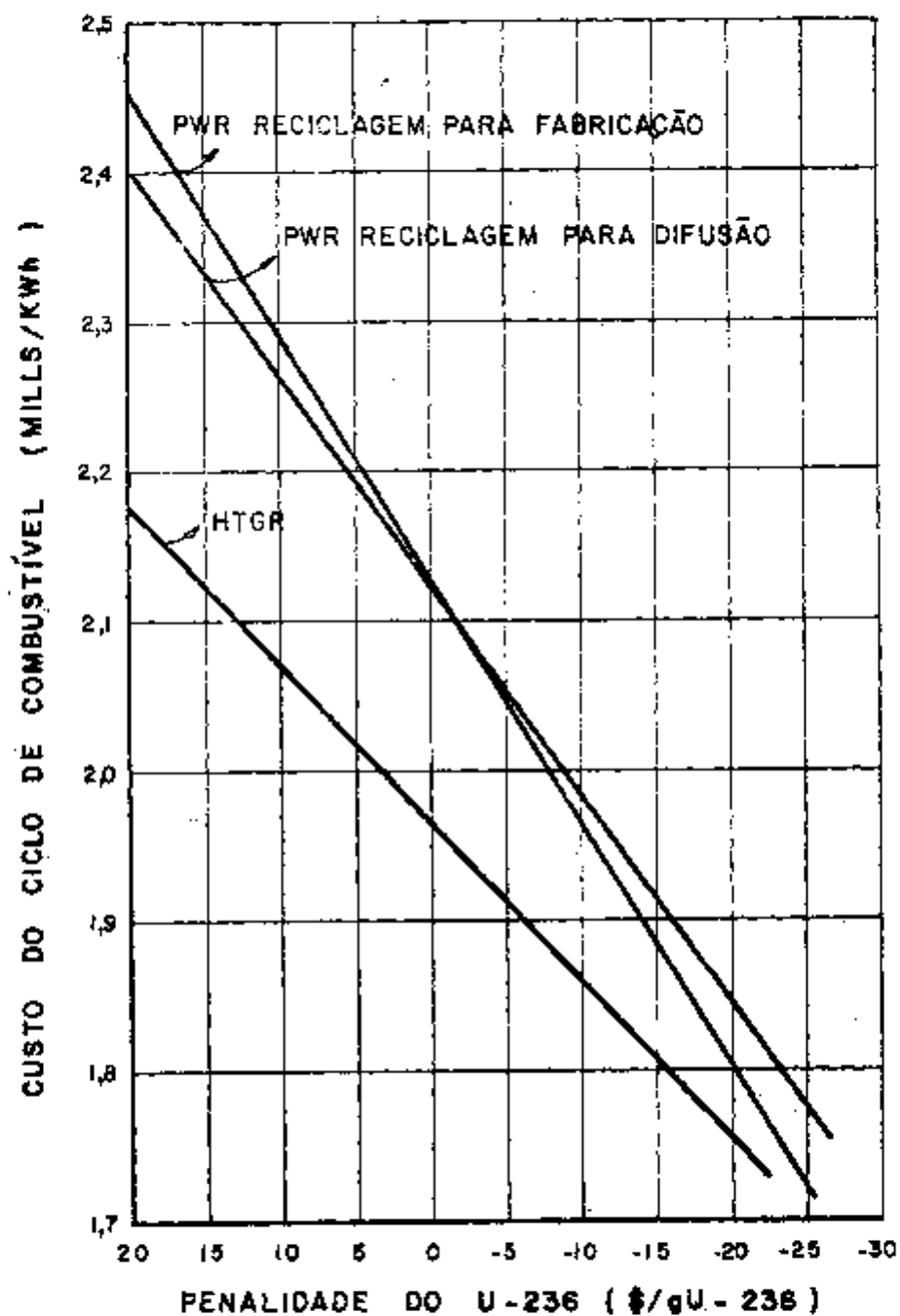


FIGURA 5.3 - CUSTO DO CICLO DE COMBUSTÍVEL COMO FUNÇÃO DA PENALIDADE DO U-236

\$2/g e - \$10/g. Deste modo valores de penalidade do U-236 fora deste intervalo não devem ser considerados, quando se analisa a reciclagem por difusão gasosa, para o PWR.

5.4 - Influência do Pu-239

Os casos analisados neste trabalho, para o reator PWR, trataram apenas de esquemas de reciclagem nos quais o plutônio não é reciclado. A título de complemento, é importante verificar o que ocorre quando se recicla, juntamente com o urânio, todo plutônio formado no reator.

Neste caso, a presença do plutônio permite que o enriquecimento do urânio seja menor que no caso correspondente onde o plutônio não é reciclado. Como consequência, menor quantidade de U-235 é introduzida no reator, resultando na formação de menos U-236.

Verificou-se que, com a reciclagem do plutônio, para os dois casos do PWR, a quantidade de U-236 formada é 10% menor que para os casos análogos sem reciclagem do plutônio. Esse valor não altera substancialmente os resultados obtidos neste estudo.

6. CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES

6.1 - Conclusões

Os resultados deste estudo mostram que o preço de Np-237 pode influir de forma acentuada nos custos do ciclo de combustível dos reatores PWR e HTGR. Para o caso do PWR, os resultados indicam que para preços de Np-237 maiores que \$69/g é mais vantajoso reciclar o combustível queimado para a fabricação. Para preços de Np-237 menores do que este valor é preferível reenriquecer o combustível queimado.

Conclui-se que, quando nenhum crédito é obtido para o Np-237, $C_{Np} = \$0/g$, o custo do ciclo para o HTGR é 0,15 mills/KWh e 0,4 mills/KWh menor que para os casos de reciclagem por difusão e reciclagem para fabricação para o PWR, respectivamente. Para um preço de Np-237 de \$50/g essas diferenças tornam-se 0,25 mills/KWh e 0,35 mills/KWh, respectivamente.

Os efeitos do U-236 e do Np-237 podem ser correlacionados através da penalidade do U-236, δ . No caso do PWR quando nenhum crédito é recebido pela

venda do Np-237, $C_{Np} = \$0/g$, δ é $\$15/gU-236$ maior para o caso de reciclagem para fabricação do que para a reciclagem via difusão gasosa. A penalidade δ é $\$0,6/gU-236$ maior para o HTGR do que para a reciclagem por difusão para o PWR.

Para um determinado preço de Np-237, C_{Np}^0 , a presença ou ausência do U-236 não afeta o custo do ciclo de combustível. C_{Np}^0 é uma medida da importância econômica relativa do U-236 como veneno de nêutrons, e como precursor de Np-237. Valores encontrados para C_{Np}^0 correspondem a $\$8/gNp-237$ para o HTGR, $\$30/gNp-237$ para reciclagem por difusão para o PWR, e $\$60/gNp-237$ para reciclagem para fabricação, para o PWR.

Conclui-se que o efeito econômico do U-236, relativo entre o envenenamento e a produção de Np-237, \odot é maior para a reciclagem para fabricação para o PWR, do que a reciclagem por difusão para o PWR que, por sua vez, é maior do que para o HTGR.

Verificou-se que a influência do U-236 no custo de enriquecimento, para um preço do trabalho de separação de $\$42/kgU$, é muito pequena, provocando um acréscimo de somente 0,1% no custo do ciclo de combustível, o que corresponde a 6% da penalidade do U-236.

Portanto , não se incorre em erro significativo ao desprezar-se essa influência.

6.2 - Recomendações

Recomenda-se que seja feito um estudo de como o U-236 influenciará o custo de enriquecimento do urânio, quando o preço do trabalho de separação for substancialmente diferente do valor \$42/kgU, usado neste trabalho. Recomenda-se , também, para um trabalho posterior a análise de como o U-236 influenciará o custo de enriquecimento do urânio pelo processo "jet nozzle" que será utilizado na usina de enriquecimento a ser construída no Brasil.

Um outro estudo complexo , mas muito útil, seria explorar a possibilidade de produção de Pu-238[Ⓢ], em reatores HTGR visando a otimização da produção de Pu-238 , através da concentração de Np-237 em alguns elementos de combustível marcados.

O procedimento adotado neste trabalho pode ser facilmente utilizado na análise de outros esquemas de reciclagem , e em outros tipos de reatores.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

1. ARNOLD, E.D., "Effect of uranium recycle on transuranic element buildup", Nucl. Sci. Eng., 3, 707-725 (1958).
2. BENEDICT, M. and PIGFORD, T.H., "Nuclear Chemical Engineering" McGraw-Hill Book Co. Inc. New York (1957).
3. COLBY, L.J. , et alii, "HTGR Fuel and fuel cycle summary description", Gulf-Gal0233 - May (1971).
4. COSTA, J.R., "Curso de Introdução ao Estudo dos Ciclos de Combustível", IEA-21, São Paulo , Março (1972).
5. DE LA GARZA, A. et alii., "Some value functions for multi-component isotope separation application to a unit cost scale for U-235 , U-236, U-238 mixtures", K-1455, July (1960).
6. DURHAM, L., "Radioisotopes in hidro-space" , AGN-8122, Aerojet - General Corporation, (1964)
7. EL-WAKIL, M.M., "Nuclear energy conversion" , Intext Educational Publishers, San Francisco , (1972).
8. EPEL, L.G., et alii., "Economics of steady state-plutonium-238 production in epithermal reactors", Nucl. Appl. 3, 411-416, July (1967).

9. GARRET, G.A. and LEVIN, S.A., "The U-236 problem in the combined operation of nuclear power reactors and isotope separation plants", A/Conf. 15/p/422, Proc. Intern. Conf. Peaceful Uses At. Energy (1958).
10. GELLER, L. and GUÉRON, H.M., " ^{236}U in the nuclear power universe of the next fifteen years" Trans. Am. Nucl. Soc., 12, 38-40 (1969).
11. GOELLNER, D.A. et alii., "The effect of ^{236}U and ^{237}Np on the value of uranium as feed for pressurized water reactor". Trans. Am. Nucl. Soc. 11, 32-33 (1968).
12. GUÉRON, H.M. and GELLER, L., "Effect of the presence of ^{236}U on the separative work", Trans. Am. Nucl. Soc., 11, 1, 33-35 (1968).
13. Gulf General Atomic, San Diego, Calif., "HTGR Nuclear Training", São Paulo, julho (1974).
14. LANE, R.K., et alii., "Comparative fuel utilization in the HTGR and PWR", Gulf- GA-A12592, (1973).
15. LANG, L.W., et alii., "Power costs reduction from isotope revenues", Nucl. Appl., 3, 665-678, Nov. (1967).
16. LEE, D.H., and JAYE, S., "HTGR fuel costs today and tomorrow", Gulf-GA10730, Sept. (1971).
17. MACGRAGH, A., "The economics of blending and diffusion in uranium recycle", Nucl. Appl., 8, 437-444, (1970).

18. MACIEL, A.C. e CRUZ, P.R., "Perfil analítico de tório e terras raras", Rio de Janeiro, DNPM (1973).
19. MACIEL, A.C. e CRUZ, P.R., "Perfil analítico de urânio", Rio de Janeiro, DNPM (1973).
20. MASCHÉ, G., "Systems summary of a Westinghouse pressurized water reactor nuclear power plant". Westinghouse Electric Corporation (1971).
21. OOSTERKAMP, W. J., comunicação pessoal.
22. PAULSON, G.K. and HENNELLY, E.J., "Cross-section measurement of Pu-236 formation in Pu-238 by $^{237}\text{Np}(n,2n)$ reactions". Nucl. Sci. Eng., 55, 24-27, (1974).
23. SOUTHWORTH, B.W. et alii, "The use of low enrichment uranium in the HTGR", GA-9715, Sept. (1970).
24. SPRAGUE, H. O., "Fuel cycle effect of ^{236}U in recycled uranium", Trans. Am. Nucl. Soc., 18, 179-181, (1974).
25. STEWART, H.B., et alii., "Utilization of the thorium cycle in the HTGR", Galf, GA-A10621, Sept. (1971).
26. SUICH, J.E., and HONECK, H.C., "The HAMMER system heterogeneous analysis of multigroup methods of exponentials and reactors". USAEC Report DP-1064, Savannah River Laboratory, E.I. du Pont de Nemours & Co., Aiken, South Carolina (1967).

27. U.S. Atomic Energy Commission - "The nuclear industry 1973" - WASH 1174-73 (1973).
28. TOPP, S.V. " ^{236}Pu contaminant in ^{238}Pu produced in power reactors", Nucl. Appl., 7, 139-143 , Aug. (1969).