

ESTUDO COMPARATIVO DA RECICLAGEM DO COMBUSTÍVEL EM REATORES PWR

Dalton Ellery G. Barroso

R.P. Kesava Nair

Sérgio Vellozo

Instituto Militar de Engenharia (IME)

Rio de Janeiro - R.J.

SUMÁRIO

É apresentado em resumo um trabalho desenvolvido a respeito da reciclagem do combustível em reatores PWR⁽¹⁾, onde considerou-se não só o ciclo do urânio convencional, mas a utilização do Th como uma alternativa. Os resultados finais são apresentados em termos de demandas de U_3O_8 e UTS e dos custos aproximados das principais etapas do ciclo do combustível, fazendo-se uma comparação com o ciclo padrão, sem reciclagem. (autor)

INTRODUÇÃO

A reciclagem do combustível em reatores de Potência LWR, nem-se constituindo uma das principais questões em discussão, no âmbito da energia nuclear. Três fatores principais determinam a importância do reaproveitamento do combustível nuclear irradiado.

1 - A escassez prevista não só nas reservas de Urânio natural, mas na oferta dos serviços de enriquecimento, a partir do final do século. O grau dessa escassez dependerá, evidentemente, do aumento da capacidade nuclear, das descobertas de novas fontes de urânio e da implantação de novas usinas de enriquecimento.

2 - O atraso nos programas nucleares de implantação comercial dos reatores regeneradores (Breeder), em quase todos os países.

3 - Necessidade de dominar com antecedência a tecnologia nova envolvida no fechamento do ciclo do combustível principalmente o reprocessamento e a refabricação dos elementos combustíveis com óxido misto irradiado.

A reciclagem do combustível e a sua influência na economia de

urânio natural e de UTS, pode ser o elo imprescindível de ligação entre a atual e futura geração de reatores, sem descontinuidade no incremento da produção de energia elétrica por meios nucleares.

A utilização do tório em reatores térmicos de potência é uma aspiração antiga, e visa principalmente a aproveitar as melhores propriedades técnicas do U-233 como elemento físsil (maior valor de n), bem como a estudar a possibilidade de desenvolvimento de um ciclo do combustível sem a reciclagem do plutônio. Essa última alternativa tem implicações sobre o ponto de vista de salvaguardas contra a proliferação nuclear.

RESUMO DO TRABALHO

Duas hipóteses importantes foram consideradas no trabalho:

- 1 - Todo o Combustível reciclado é produzido pelo próprio reator.
- 2 - Este combustível é uniformemente distribuído em todas as varetas dos elementos combustíveis a serem introduzidos no núcleo, nas recargas.

As figuras 1 e 2 mostram esquematicamente os ciclos estudados: O ciclo do Urânio convencional e o ciclo com utilização do tório, denominado ciclo misto Urânio-tório. O ciclo padrão, ou seja, sem reciclagem do combustível servirá como referência na comparação entre os casos, realizado em termos de demandas de U_3O_8 e UTS e dos custos aproximados (com projeções de custos unitários fixos - tabela 1) das etapas principais do ciclo do combustível consideradas.

No ciclo do Urânio da figura 1, três alternativas de reciclagem foram esquematizadas: a) duplo enriquecimento, com reenriquecimento direto do urânio irradiado (usina 1) e mistura com outra quantidade de urânio enriquecido (usina 2); b) mistura do urânio natural (não há material proveniente da usina 2); c) mistura do urânio irradiado com urânio previamente enriquecido, o qual é um caso particular de a) se X'_p é posto igual a X'_A .

No ciclo misto urânio tório da figura 2 não pode haver reenriquecimento do urânio irradiado devido à presença do U-232.

cuja cadeia de decaimentos radioativos contém elementos que emitem radiação γ de alta energia. F representa a razão entre as massas do Th-232 e do U-238, ou seja, dá o valor especificado para a concentração do tório no combustível, enquanto que X representa a fração de reciclagem do combustível irradiado. O valor de X tem influência direta no enriquecimento X_p do produto P de urânio enriquecido, já que quanto menor ele for, maior será o "espaço" de massa disponível para a acomodação desse urânio na mistura a ser introduzida no reator. X pode ser uma variável importante quando se tem restrições aos enriquecimentos permissíveis.

Os valores de F considerados foram: 0,5 - 0,75 - 10,0 - 1,5 - 3,0 - 10 e 100. Com $F = 100$ tem-se uma mistura de tório com urânio altamente enriquecido ($\approx 93\%$) os valores de X admitidos foram: 0,7 - 0,8 - 0,9 - 0,95 e 1,0.

Para representar o fluxo de massas médio dos elementos pesados no reator, adotou-se em modelo celular zero-dimensional, ou seja, considerou-se o reator representado por uma célula de combustível de um conjunto de células iguais e dispostas em reticulados repetitivos no núcleo. Este modelo mostrou-se razoável, principalmente para efeito de uma análise comparativa entre os ciclos estudados. O reator Angra I foi tomado como referência e as seções de choque microscópicas para a célula homogenizada foram geradas pelo código LEOPARD, com um especial procedimento na geração das seções de choque a absorção ressonante do Th-232 e do U-238 em concentrações intermediárias.

As equações de depleção e as equações de balanço de neutrons foram desacopladas considerando-se o fluxo de neutrons constante em um intervalo de tempo tomado para soluções sucessivas no tempo. A solução dessas equações foi feita de maneira completamente analítica.

RAZÃO DE CONVERSÃO

Uma característica importante no ciclo misto em concentrações intermediárias de urânio e tório, é a maior razão de conversão que esses casos devem apresentar, em vista do menor e-

feito de blindagem do material fértil no centro da pastilha pelo material da periferia. A não coincidência entre as ressonâncias do Th-232 e do U-238 e reduzidas as concentrações de ambos esses elementos no combustível conduzem a uma maior eficiência na absorção conversora de neutrons e, conseqüentemente, uma menor quantidade de neutrons fica disponível para a absorção parasita.

RESULTADOS E CONCLUSÕES

A tabela 2 resume uma comparação entre os resultados obtidos dos principais parâmetros dos ciclos de equilíbrio dos casos estudados. A 1ª coluna mostra o enriquecimento inicial no combustível necessário para manter a criticalidade da célula durante os 30 MWD/Kg especificados para um ciclo de irradiação. A diferença da ordem de 1% entre os enriquecimentos do ciclo misto e dos ciclos padrão e do urânio deve-se a uma maior absorção ressonante no ciclo misto e a uma seção de choque de absorção térmica do Th-232 mais ou menos 3 vezes superior a do U-238 outro fator também que influencia na reatividade é a fissão rápida, que é tanto menor quanto maior for o valor de F , tendo em vista a menor seção de choque de fissão rápida do Th-232 em relação ao U-238.

Nas colunas 2 e 3 estão os valores de $P-8$ no início e no final de um ciclo de irradiação (30 MWD/Kg). A criticalidade da célula foi mantida, fazendo-se um remanejamento dos produtos de fissão a cada 10 MWD/Kg. Estão também assinados a duração dos ciclos e os valores do enriquecimento final no combustível do U-235, do U-233 e do Pu-239 + 241. A menor duração dos casos do ciclo misto deve-se à menor densidade do InO_2 em relação ao UO_2 . As últimas colunas mostram a razão de conversão inicial, final e média.

No gráfico da figura 3 tem-se a variação dos enriquecimentos X_p do produto P da usina de enriquecimento em função da fração X de reciclagem do combustível para diversos valores de F .

Na comparação dos resultados foram consideradas diversas opções permissíveis, ou sejam, reciclagens do U e do Pu e enriquecimentos (X_p) até 20%, 50% e 93%, ou reciclagem somente do U

com os mesmos valores limites para X_p . No ciclo do urânio, a demanda de U_3O_8 mostram-se invariável para as varias alternativas de reciclagem da figura 1, havendo apenas em aumento de 28% na demanda de UTS se o urânio irradiado não for reenriquecido. Os casos do ciclo misto, com reciclagem do plutônio, deram aproximadamente os mesmos resultados, apenas o caso $F = 100$ (Tório urânio altamente enriquecido) apresentou uma maior demanda de U_3O_8 (10%) e de UTS (20%) em relação aos outros valores de F .

A tabela 3 apresenta os resultados das demandas de U_3O_8 e UTS para os casos mais representativos, com reciclagem do U + PU ou só do U. Os enriquecimentos X_p associados aos casos do ciclo misto podem ser vistos no gráfico da figura 3. As altas demandas nas cargas iniciais e intermediárias (2 cargas intermediárias, correspondendo a 2 anos para iniciar a reciclagem é o preço que se paga por não se ter associado aos isótopos do tório, um elemento físsil. As demandas de U_3O_8 no ciclo do urânio (A) e misto (A), em 30 anos de vida do reator, foram aproximadamente iguais, apresentando uma economia de 45% em relação ao ciclo padrão. Esse valor baixaria de cerca de 10% a 15% se o plutônio não fosse distribuído uniformemente no combustível, nas recargas, mas discriminado em varetas de combustível com U-natural, para minimizar os custos com a fabricação do óxido misto.

Sob o ponto de vista econômico, somente na projeção 3 houve uma vantagem de 5% para o ciclo padrão. Nas projeções 2 e 4 as vantagens para a reciclagem foram, respectivamente, de 32% e 22%.

Os resultados se mostraram mais favoráveis para o ciclo misto, nos casos onde há somente a reciclagem do urânio e um alto enriquecimento X_p permissível. Por exemplo, os casos $F = 100$ e 10, com $X = 1$, apresentaram uma economia de U_3O_8 em relação ao ciclo do urânio, nos ciclos de equilíbrio e na comparação dos 30 anos, respectivamente 36% e 24% maiores, embora a demanda de UTS tenham sido aproximadamente iguais. Em relação ao ciclo padrão, a economia de U_3O_8 nestes 2 casos do ciclo misto foi de 41% e a de UTS, de somente 4%.

O caso $F = 10$ acima é particularmente interessante pois exige em enriquecimento X_p na usina de enriquecimento da ordem de

75% em U-235 (ao contrário dos 93% exigidos em $F = 100$). Além do mais, no momento em que êsse urânio é misturado ao urânio irradiado do reprocessamento, a concentração final dos elementos fissionáveis (U-235, U-233) baixa para somente 33%. Este caso pode portanto ser considerado como uma alternativa ótima aos ciclos do urânio, sob o ponto de vista de salvaguardas contra a utilização do plutônio. A produção de PU-fissil (70% no PU total) é apresentada na tabela 4.

Como conclusão final, os resultados mostraram que a reciclagem do U e do PU, com distribuição uniforme no núcleo, pode estender a média (15 anos) e longo prazo (30 anos) em até respectivamente 50% e 70%, a capacidade nuclear que pode ser suportada pelas nossas fontes de urânio. A utilização do tório em PWR, além dos aspectos já mencionados, pode desempenhar também um papel fundamental na otimização desses reatores através de um endurecimento do espectro de neutrons (aproveitando os altos valores de k do U-233 na faixa de energia epitérmica) e no aumento da razão de conversão pela minimização da absorção parasita.

BIBLIOGRAFIA:

- 1 - Dalton Ellery G. Barroso, Estudo Comparativo de Reciclagem do Combustível em Reatores PWR, Tese de Mestrado, UFE, 1980.

TABELA 1 : PROJEÇÕES DE CUSTOS UNITÁRIOS

+ Combustível irradiado

1 Kg. = 2,205 lb

\$ = Dollar americano

PROJEÇÕES	U ₃ O ₈ ^S (\$/Kg)	Enriq. (\$/UTS)	Fabrt (\$/Kg.)	Repr (\$/Kg.)
1	88	70	215	200
2	220	100	235	200
3	88	70	500	221
4	220	100	500	221
5	300	200	570	250

TABELA 2 : Parâmetros dos ciclos de equilíbrio

ε - enriquecimento

RC - razão de conversão

Com reciclagem do Pu

F	ε (%)	K-INF* Inicial	K-INF Final	Duração do ciclo (anos)	25 ε _f (%)	23 ε _f (%)	49+41 ε _f (%)	RC _i	RC _f	RC
0,5	4,2	1,1494	1,0235	3,02	1,27	0,83	0,92	0,678	0,729	0,704
0,75	4,4	1,1547	1,0276	2,98	1,35	1,03	0,84	0,676	0,729	0,703
1,0	4,5	1,1558	1,0268	2,97	1,38	1,21	0,77	0,678	0,733	0,706
1,5	4,4	1,1554	1,0295	2,95	1,30	1,35	0,63	0,679	0,737	0,708
3,0	4,4	1,1637	1,0263	2,91	1,26	1,54	0,46	0,670	0,741	0,706
10,0	4,3	1,1847	1,0219	2,87	1,17	1,71	0,23	0,641	0,739	0,690
100,0	4,3	1,2354	1,0270	2,84	1,15	1,76	0,04	0,573	0,717	0,645
Ciclo Padrão	3,4	1,2404	1,0155	3,11	1,08	0,0	0,78	0,547	0,688	0,617
Ciclo do Urânio	3,4	1,1785	1,0295	3,11	0,95	0,0	1,02	0,629	0,682	0,656

* Sem Xe e Sm

F = massa do Th-232/massa do U-238

TABELA 3: Demanda de U_3O_8 /Demanda de UTS*

X (teor do rejeito) = 0,2 **

F = massas do th-232/massa do U-238

X = Fração de reciclagem

A - Com reciclagem do PU

B - Sem

CASOS	CARGAS INICIAL + intermediárias ton/ 10^3 UTS	CICLO DE EQUILIBRIO Ton/ano 10^3 UTS/ano	TOTAL 30 ANOS Ton, 10^3 UTS
F = 1,5	737	45	1952
X = 1,0	671	49	1994
(A)			
Ciclo do Urânio (A)	561 377	56 46	2073 1619
Ciclo padrão	312*** 205	119 83	3763 2612
F = 100 ou 10	704	55	2189
X=1 (B)	765	60	2385
Ciclo do Urânio (B)	561 377	87 78	2910 2483
F = 3,0	727	64	2455
X = 0,95 (B)	704	67	2513

* Os valores superiores referem-se à demanda de U_3O_8 , e os inferiores, a de UTS.

** Com X = 0,3 há um aumento de aproximadamente 25% na demanda de U_3O_8 e uma diminuição de cerca 18 % na UTS.

*** Somente carga inicial

TABELA 4 : PRODUÇÃO DE PU-Físseil

Ciclo de equilíbrio

F = massa do Th-232/massa do U-238

F	Pu-239 + 241 Kg/ano
0,5	145
0,75	132
1,0	119
1,5	98
3,0	72
10,0	35
100,0	6
Ciclo do Urânio	159
Ciclo Padrão	122

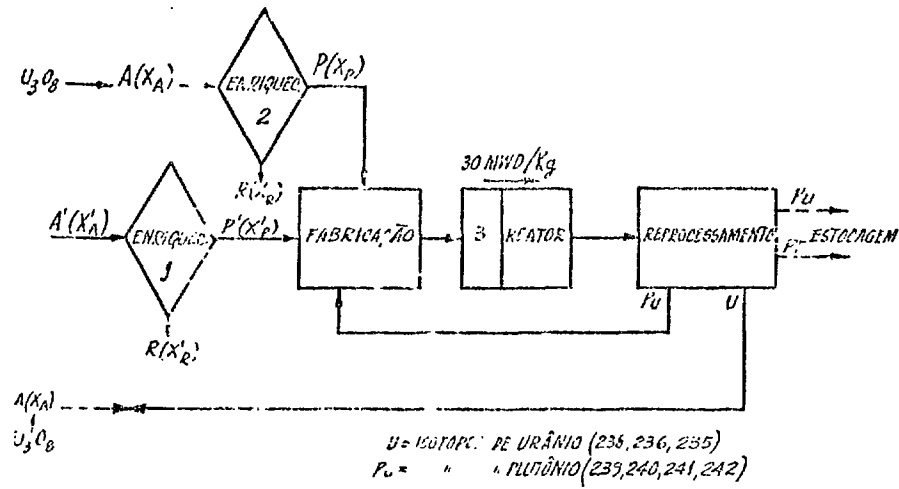


Figura 1: Ciclo do Urânio

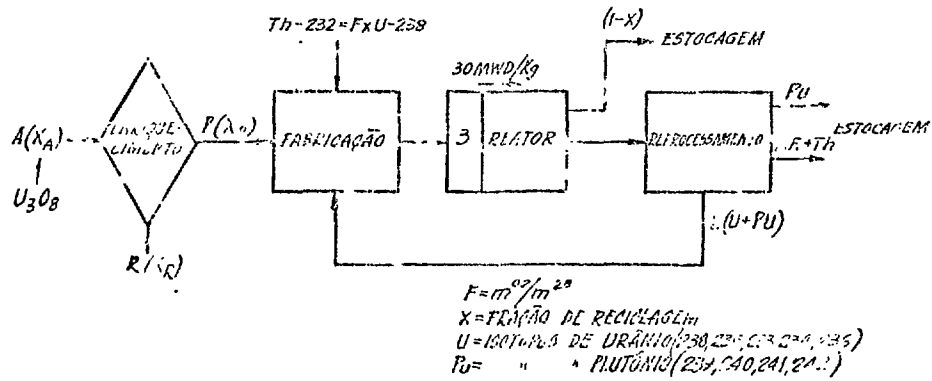


Figura 2: Ciclo misto Urânio-Tório

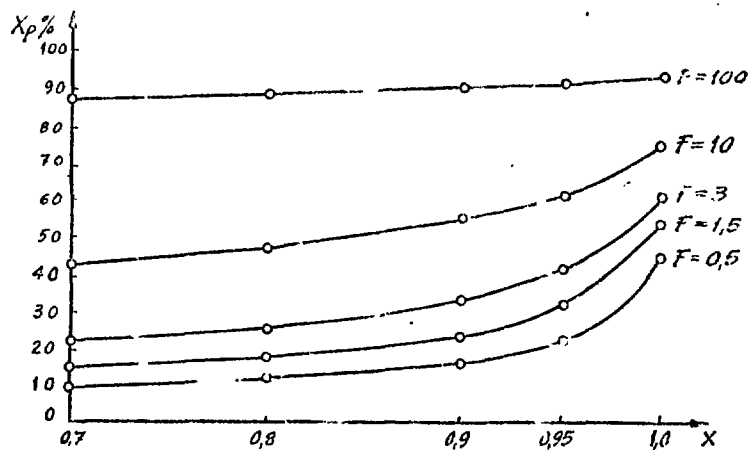


Figura 3: Enriquecimento ($X_p\%$) versus Fração de Reciclagem (X) nos Ciclos de equilíbrio do Ciclo misto Urânio-Tório