

**"UTILIZAÇÃO DO TÓRIO: A RAZÃO DE CONVERSÃO E AS
NECESSIDADES DE COMBUSTIVEL NOS REATORES TÉRMICOS"**

WILLEM J. OOSTERKAMP

INFORMAÇÃO IEA N.º 44
Março — 1975

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

**“UTILIZAÇÃO DO TÓRIO: A RAZÃO DE CONVERSÃO E AS NECESSIDADES
DE COMBUSTÍVEL NOS REATORES TÉRMICOS”**

Willem J. Oosterkamp

**Coordenadoria de Engenharia Nuclear
Instituto de Energia Atômica
São Paulo - Brasil**

**Informação IEA Nº 44
Março - 1975**

Instituto de Energia Atômica

Conselho Superior

Eng^o Roberto N. Jafet - Presidente
Prof. Dr. Emilio Mattar - Vice-Presidente
Prof. Dr. Jose Augusto Martins
Prof. Dr. Milton Campos
Eng^o Helcio Modesto da Costa

Superintendente

Prof. Dr. Rômulo Ribeiro Pieroni

“UTILIZAÇÃO DO TÓRIO: A RAZÃO DE CONVERSÃO E AS NECESSIDADES DE COMBUSTÍVEL NOS REATORES TÉRMICOS”

Willem J. Oosterkamp

RESUMO

Estudo introdutório da utilização de tório em reatores térmicos tendo em vista o consumo de combustível nos reatores térmicos existentes. Fornece-se uma descrição qualitativa sobre a influência do enriquecimento, a queima de combustível, a quantidade de material estrutural, a escolha de refrigerante e os requisitos de controle sobre o fator de conversão. O enriquecimento é um fator importante; consegue-se um consumo baixo com o aumento do enriquecimento.

1. Introdução

Presentemente, o Brasil possui recursos limitados de urânio e substanciais reservas de tório. Esse fato estimula a tentativa de aproveitar o tório nos reatores nucleares como material fértil.

O isótopo U-233 que se forma a partir do tório apresenta excelentes propriedades neutrônicas e nesse sentido já foram desenvolvidos estudos com vistas à sua utilização em certos tipos de reatores. Essas investigações, entretanto, foram interrompidas em meados da década passada, pois a grande capacidade de mineração e de enriquecimento do urânio, tornando-o muito barato, esmoreceu o interesse em substituir o U-235 por outro combustível nuclear. As pesquisas visando à utilização do tório prosseguiram principalmente na área dos reatores de alta temperatura, pois a natureza homogênea do combustível e, por decorrência, o alto valor da integral de ressonância efetiva do U-238 nesses reatores desaconselham o uso do ciclo de urânio. Estão se desenvolvendo, também, na Índia, com cooperação alemã.

O trabalho que agora apresentamos se propõe a examinar os tipos existentes de reatores e a compreender quais as características mais importantes de seu desempenho quando operando em ciclo do tório e, assim, estabelecer as bases de estudos ulteriores.

2. Classificação dos Tipos de Reatores Atuais

Limitamo-nos aqui ao enfoque da razão de conversão e do suprimento de combustível. Problemas associados aos custos de capital e de fabricação dos elementos combustíveis e aos de reprocessamento do combustível, não discutidos presentemente, poderão ser objetos de investigação nas fases seguintes do estudo global do emprego do ciclo do tório. Os custos são influenciados por um grande número de fatores técnicos ou não, a saber, a disponibilidade das usinas, o tempo de construção dos reatores, as dimensões do parque industrial nuclear, garantias etc que exigem uma análise pormenorizada das condições de mercado e que fogem aos objetivos do momento.

Nos últimos anos, as encomendas de um bom número de reatores pertencentes a tres

categorias tornaram nas sugestivas para os estudos de aplicação do ciclo do tório: a dos reatores de alta temperatura¹, a dos reatores de água leve⁶, e a dos reatores de água pesada⁶. Nas análises comparativas que faremos a seguir, incluímos na série também os reatores de alta temperatura do tipo "pebble bed"^{3 5}, em razão dos extensos estudos de que foram objeto na Alemanha

O ponto básico para o estudo do ciclo de combustível é o consumo líquido de combustível fissil por ano. Entendemos que, o papel do carregamento inicial tem sido por demais valorizado. Um exemplo basta para esclarecer o porquê. Num reator do tipo PWR, substitui-se 1/3 do caroço por ano. Suponhamos que seja 10 o número total de reatores de que dispomos e que sua taxa de crescimento seja 10%. Anualmente, teremos de recarregar 10 vezes 1/3, ou seja 3 1/3 caroços, além de providenciar um novo caroço para o reator em construção. A taxa de consumo é, então, o triplo do suprimento de combustível que este último requer. Como resultado, pode-se tolerar um aumento no carregamento de combustível desde que se reduza, adequadamente, a taxa de consumo.

O consumo efetivo de combustível, para um dado tipo de reator, é proporcional à diferença entre um (1) e a razão de conversão, definida esta como o quociente da quantidade de novo combustível produzido para a do combustível consumido. Consome-se cerca de 1,2 g de material fissil por MWd térmico. A Tabela I representa o consumo de combustível dos tipos de reatores já selecionados para as comparações. Supõe-se que as centrais nucleares trabalhem 300 dias por ano.

Tabela I
Consumo de Material Físsil

Tipo	Eficiência térmica	Consumo de material fissil	Razão de regeneração	Consumo líquido
HWR	27	1300	0,7	390
PWR	33	1200	0,6	480
HTGR	40	900	0,6	360
OTTO U	40	900	0,5	450
OTTO Th	40	900	0,6	360
OTTO HC	40	900	0,9	90

Obs: Reatores de 1000 MWe

A Tabela I exhibe claramente o efeito da razão de regeneração no consumo líquido: comparem-se, por exemplo, os reatores OTTO U que operam com ciclo de urânio e os de alta conversão (HC), que operam com o ciclo de tório.

No Apendice II deduz-se uma equação que permite calcular a razão de regeneração. A Tabela II traz os resultados para os diversos tipos de reatores que estamos focalizando.

O que primeiramente deve ser observado é a semelhança das razões de conversão entre os tipos de reatores cujos projetos já foram adaptados para garantir os mínimos custos do ciclo de combustível, quer dizer, todos, com a exceção do OTTO HC.

Tabela II

Efeitos Parasitas que Reduzem a Razão de Conversão

	LWR	OTTO-U	OTTO-Th	OTTO-HC	HWR
$\epsilon (\eta-1)$	1,10	0,87	1,10	1,15	1,05
Moderador	- 0,10	- 0,01	- 0,02	- 0,02	- 0,05
Xenônio	- 0,03	- 0,03	- 0,04	- 0,02	- 0,03
Produtos de Fissão	- 0,10	- 0,10	- 0,25	- 0,05	- 0,20
Δk devido à queima	- 0,13				
Δk devido ao Xenônio	- 0,02				
Encamisamento	- 0,07				
U - 236	- 0,02	- 0,02	- 0,02		- 0,15
Fuga	- 0,01	- 0,17	- 0,15	- 0,15	- 0,02
Total	0,62	0,51	0,62	0,31	0,70

O reator de água leve prejudica-se em cerca de 20% por ação do moderador e do encamisamento. Com os do tipo OTTO ocorre, mais ou menos o mesmo, por efeito da fuga; o de água pesada prejudica-se em 20%, em virtude do encamisamento e do tubo de pressão.

Pode-se ainda observar que a elevada razão de conversão dos reatores OTTO-HC, relativamente aos reatores OTTO-Th, se deve a uma redução drástica na queima, e portanto, na formação dos produtos de fissão. O restante decorre tão somente do uso do urânio-233. A consequência mais notória do emprego do ciclo do urânio nos reatores OTTO é a perda das fissões rápidas, motivada pela natureza homogênea do combustível. Outro fator de redução da taxa de conversão é o grande número de fissões engendradas no plutônio que possui um baixo valor de η .

Pode-se também concluir que a duplicação do fator de enriquecimento provocaria em muitos dos casos um aumento na razão de conversão de 0,25. Os demais efeitos, como os ocasionados pelo material estrutural ou pela redução da queima, podem ser apreciados com auxílio dos dados constantes na Tabela II.

Infelizmente, ainda não conseguimos visualizar um método simples de cálculo do carregamento físsil, fundamentalmente porque as integrais de ressonância do tório-232 e do urânio-238 dependem da geometria. Por isso, reunimos os dados de carregamento de combustível dos vários tipos de reatores e os custos associados na Tabela III.

Os baixos custos associados aos reatores de água pesada são patentes. O elevado enriquecimento necessário para levar os reatores do tipo OTTO-U à criticalidade explica os altos carregamentos iniciais. Como o preço de U-233 ainda é muito incerto, omitimos os custos relativos aos reatores OTTO-HC.

A Tabela IV fornece os dados dos recarregamentos anuais quando o fator de carga é, por hipótese, de 80%.

Tabela III

Suprimento de Matéria Físsil e Fértil e Custos dos Carroços Iniciais

Tipo	Carregamento de Material fértil (ton)	Enriquecimento (%)	Carregamento de Mat. físsil (ton)	Custo de U_3O_8 (milhões de US\$ ^{**})	Custo de Enriquecimento (milhões de US\$ ^{***})	Total (milhões de US\$)
HWR	234	0,7	1700	7,0		7,0
PWR	74	2,5	1850	11,2	11,2	22,4
HTGR	32	4,1	1310	7,9	15,8	23,7
OTTO-U	25	10,5	2600	15,5	26,0	31,5
OTTO-Th	24	4,0	960	5,8	11,6	17,4
OTTO-HC			1250			

*U-233 **US\$30/kg U ***US\$47,50 U.T.S(Unidades de Trabalho Separativo).

Tabela IV

Recarregamento e Custos Anuais

Tipo	Carregamento fértil	Enriquecimento	Carregamento Físsil	Custo de U_3O_8 (milhões de US\$)	Enriquecimento (milhões de US\$)	Total (Milhões de US\$)
HWR	100	0,7	720	3,10		3,1
PWR	24	3,2	780	4,7	4,7	9,4
HTGR	7,5	7,8	580	3,5	5,2	8,7
OTTO-U	10	14,6	1400	8,3	14,0	22,3
OTTO-Th	8	7,2	580	3,5	5,2	8,7
OTTO-HC			810			

O reprocessamento do combustível permite recuperar a fração do material físsil não queimada e o material físsil gerado. Não vale a pena, entretanto, submeter a este tratamento o combustível recolhido dos reatores do tipo HWR, pois a queima do combustível atinge somente 1/3 da queima nos reatores do tipo PWR, e os custos associados à recuperação da mesma quantidade de plutônio subiriam ao triplo. Dados referentes ao material retirado dos vários tipos de reatores figuram na Tabela V

Tabela V

Materiais Descarregados e Consumo Líquido de Combustível Físsil

Tipo	Material Físsil descarregado (kg)	Massa de U 235 descarregada (kg)	Enriquecimento (%)	Consumo líquido	Produção de Pu: Pu-239 + Pu-241 (kg)
HWR	335	100	0,1	384	235
PWR	310	155	0,6	470	155
HTGR	210	10	30	375	10
OTTO-U	900	700	7	500	200
OTTO-Th	190	30	30	385	
OTTO-HC	710			100	

É digno de nota a concordância dos valores do consumo líquido, obtidos por laboriosos cálculos neutrônicos, com os que constam da Tabela I, derivados de um modelo muito simples. Podemos agora voltar ao nosso exemplo dos dez reatores, cujo número aumenta à taxa de 10% por ano. Examinemos o consumo de material físsil sob duas condições diversas: uma, em que o enriquecimento é o mais conveniente do ponto de vista do dia de hoje, e outra, em que se duplica o enriquecimento com o propósito de aumentar a razão de conversão e assim, poupar as reservas de minérios.

Tabela VI

Comparação dos Casos de Alto com os de Baixo Carregamento Inicial.

Tipo	CASOS PADRÃO			COM ALTA CONVERSÃO			
	Suprimento físsil acrescentado (kg)	Consumo líquido de material físsil dos 10 reatores (kg)	TOTAL	Suprimento Acrescentado	Taxa de Conversão	Consumo líquido de 10 reatores	TOTAL
HWR	1700	3900	5600	3400	0,95	650	4050
PWR	1850	4800	6650	3700	0,85	1800	5500
HTGR	1310	3600	4910	2620	0,85	1350	3970
OTTO U	2600	4500	7100	5200	0,75	2250	7750
OTTO Th	960	3600	4510	1920	0,85	1350	3270

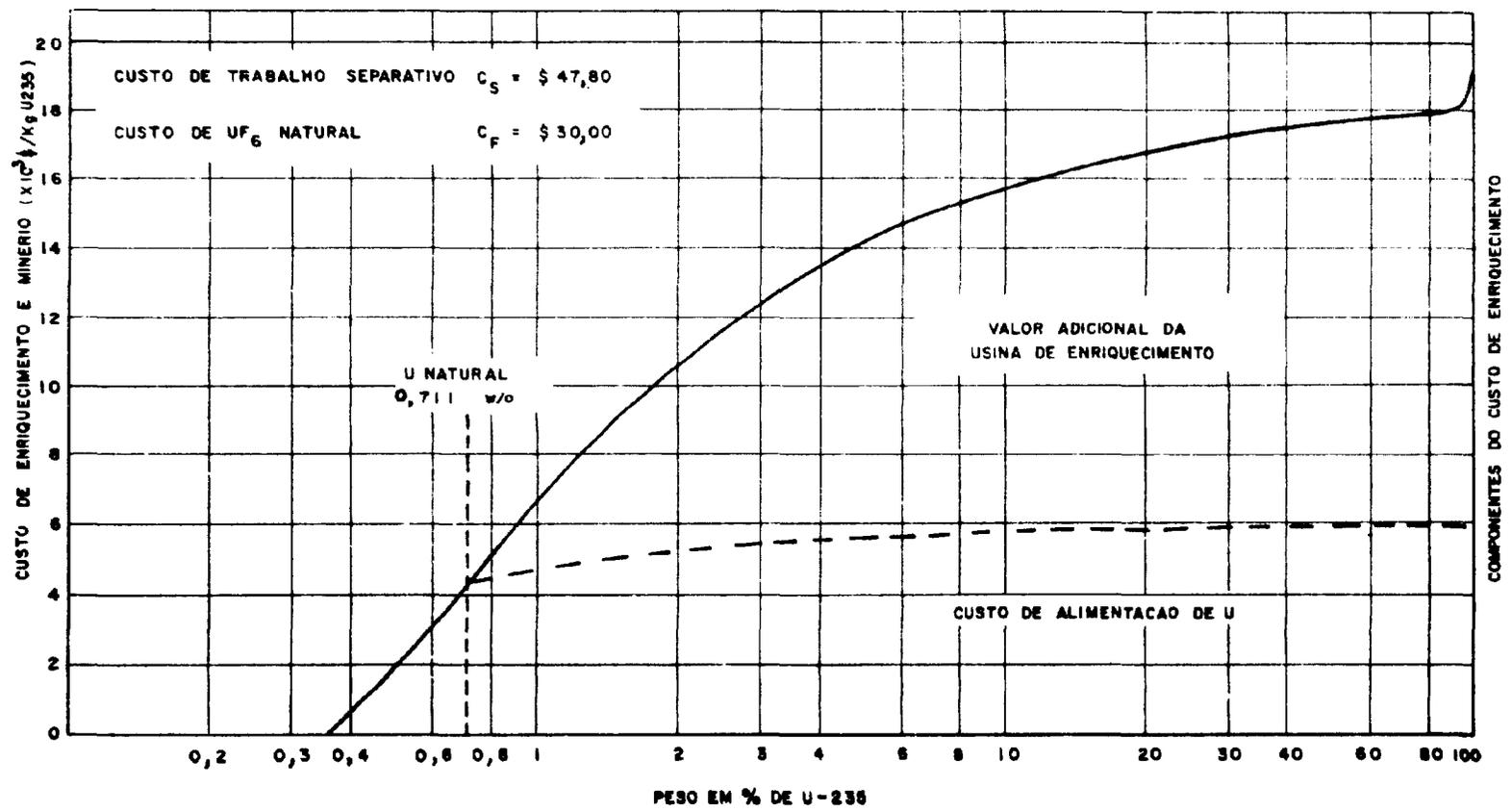


Figura 1

○ custo de enriquecimento de minério de urânio em função da percentagem isotópica do U-235.

Vê-se que o aumento do carregamento inicial permite reduzir de mais ou menos 1000 kg por ano a massa físsil. Novamente, o OTTO-U constitui uma exceção, explicada pelo seu enriquecimento inicial já muito alto. Deve-se pagar um pouco mais pelo enriquecimento superior, mas tanto no HTGR como no PWR, o acréscimo dos custos é pequeno. Já nos reatores de água pesada, a despesa extra do enriquecimento significa multiplicar por dois o custo do quilograma de material físsil. Não se pode esquecer ainda que nos reatores de alta temperatura, por motivos tecnológicos, pode não comportar a elevação do nível de enriquecimento.

3. Conclusões

As razões físicas que regem o consumo de combustível, em uma economia em expansão é basicamente devido ao fato que o aumento dos carregamentos de matéria físsil permite diminuir as perdas parasitárias e assim, reduzir o consumo de combustível. A redução da queima de combustível nos reatores de alta temperatura aos níveis dos PWR, acarreta um aumento significativo da razão de conversão.

Apêndice

A condição de criticalidade de um reator crítico é

$$\nu \Sigma_f \phi = \Sigma_a \phi + DB^2 \phi \quad (1)$$

Quando o combustível do sistema é U-235, ela assume a fórmula:

$$\begin{aligned} \epsilon \nu N_5 \sigma_f^5 = \epsilon N_5 \sigma_f^5 + N_5 \sigma_a^5 + N_{Xe} \sigma_{Xe} + N_{fp} + N_8 \sigma_a^8 + N_{mod} \sigma_{mod} + \\ + N_{cl} \sigma_{cl} + N_6 \sigma_a^6 + DB^2 + \Delta k \cdot \epsilon \nu N_5 \sigma_f^5 \end{aligned}$$

sendo os seguintes os significados dos símbolos que aparecem acima:

Σ_f	seção de choque de fissão macroscópica
Σ_a	seção de choque de absorção macroscópica
D	constante de difusão
B^2	"buckling"
ϕ	fluxo
N_x	número de átomos do isótopo X por cm^3
σ	seção de choque microscópica
Δk	excesso de reatividade para fins de controle
5	U-235
6	U-236
8	U-238
X_e	Xenônio
f_p	produtos de fissão
mod	moderador
cl	revestimento

Dividindo por $N_5 \sigma_a^5$ e rearranjando os termos, obtém-se para a razão de conversão:

$$CR = \epsilon (\eta_5 - 1) - \frac{N_{xe}}{N_5} \frac{\sigma_{xe}}{\sigma_a^5} - \frac{N_{fp}}{N_5} \frac{\sigma_{fp}}{\sigma_a^5} - \frac{N_{mod}}{N_5} \frac{\sigma_{mod}}{\sigma_5} -$$

$$- \frac{N_{cl}}{N_5} \frac{\sigma_{cl}}{\sigma_5} - \frac{N_6}{N_5} \frac{\sigma_6}{\sigma_5} - \frac{DB^2}{N_5 \sigma_a^5} - \Delta k \epsilon \eta$$

onde

$$\eta = \frac{\nu \sigma_f}{\sigma_a}$$

$$CR = \frac{N_8 \sigma_c^8}{N_5 \sigma_a^5} = \frac{N_8 \sigma_a^8}{N_5 \sigma_a^5} - \frac{N_8 \sigma_f^8}{N_5 \sigma_a^5} = \frac{N_8 \sigma_a^8}{N_5 \sigma_a^5} - (\epsilon - 1) \frac{N_5 \sigma_f^5}{N_5 \sigma_a^5} \approx \frac{N_8 \sigma_a^8}{N_5 \sigma_a^5} - (\epsilon - 1)$$

O número de isótopos de Xenônio por cm^3 pode ser obtido da equação de balanço do xenônio

$$Y_{xe} \cdot \epsilon \cdot N^5 \sigma_f^5 \phi = N_{xe} \sigma_a^{xe} \phi + \lambda_{xe} N_{xe}$$

onde

Y_{xe} é a produção acumulada de isótopos de xenônio por fissão

λ_{xe} é a constante de decaimento do XE-135, de acordo com Weinber (6).

A variação da razão de regeneração por efeito do xenônio é dada por (6).

$$\Delta BR_{xe} = \frac{0,05S}{,44 + S}$$

S é a potência térmica em MW por kg físsil

$$\Delta BR_{fr} = 0,1 \text{ BU}$$

$$\Delta BR_6 = 0,02$$

$$\Delta BR_{pa} = 0,01 \text{ S para reatores}$$

$$\Delta BR_{\Delta k} = (\Delta k_{BU} + \Delta k_{XO}) \epsilon \eta$$

B U. é a queima, dada em número de fissões por isótopos físseis.

$\Delta k_{XO} \approx 0,1$ é a reatividade necessária para compensar os efeitos do Xenônio.

Δk_{BU} é a reatividade necessária para compensar os efeitos da queima, dada por

$$\Delta k_{BU} \approx (1 - CR) \Delta BU + 0,03 \Delta BU,$$

sendo ΔBU a variação na queima, durante o ciclo considerado. O primeiro termo provém do empobrecimento do combustível, ocasionado pela queima, e o segundo, da formação dos produtos de fissão.

ABSTRACT

As a preparatory study for thorium utilization in thermal reactors a study has been made of the fuel consumption in existing reactor types. A qualitative description is given of the influence of enrichment, burnup, amount of structural material, choice of coolant and control requirements on the conversion ratio. The enrichment is an important factor and a low fuel consumption can be achieved by increasing the enrichment.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- 1 - LANE, R.K. et alii. Comparative fuel utilization in the HTGR and PWR. San Diego, Calif., Gulf General Atomic Company, Apr. 1973. (GULF-GAAL2592).
- 2 - PERRY, A.M. & WEINBERG, A.M. Thermal breeder reactors. *A. Rev. nucl. Sci.*, Stanford, 22:317-54, 1972.
- 3 - TEUCHERT, E. et alii. Numerical research on the pebble bed reactor. In: PROCEEDINGS of the conference on advanced reactors; physics, design and economics, September 8-11, 1974, at Hyatt Regency, Atlanta, Georgia. Oxford, Pergamon, in press.
- 4 - _____. OTTO Kugelhaufenreaktor für eine 1.000 MWe Heliumturbineanlage. Jülich, Kernforschungsanlage, Institut für Reaktorentwicklung, May 1974. 63p. (JÜL-1070-NG).
- 5 - _____. OTTO Kugelhaufenreaktor in Thoriumbrennstoffzyklus. Jülich, Kernforschungsanlage, Institut für Reaktorentwicklung, Apr. 1974. 52p. (JÜL-1059-RG).
- 6 - WILSON, I.L. et alii. Studies of CANDU-type reactors in the 500 MW(e) range. In: UNITED NATIONS, New York. *Proceedings of the third international conference on the peaceful uses of atomic energy, held in Geneva, 31 August - 9 September 1964*, v.5: Nuclear reactors. 1. Gas cooled and water-cooled reactors. New York, 1965. p.291-300.

