

CBPF-CS-016/85  
PAPEL DO TÓRIO NO APROVEITAMENTO INDUSTRIAL  
DA ENERGIA ATÔMICA<sup>†</sup>

por

M. D. de Souza Santos<sup>2\*</sup>, J. Goldemberg<sup>2\*</sup>  
e J. Leite Lopes<sup>1\*\*</sup>

<sup>1</sup>Centro Brasileiro de Pesquisas Físicas - CBPF/CNPq  
Rua Dr. Xavier Sigaud, 150  
22290 - Rio de Janeiro, RJ - Brasil

<sup>2</sup>Laboratório de Física Nuclear, Faculdade de Filosofia, Ciências  
e Letras da Universidade de São Paulo

\*Membro da delegação do Governo do Brasil à Conferência Internacional  
para as Aplicações Pacíficas da Energia Atômica, Genebra 1955.

\*\*Secretário Científico da Conferência Internacional para as Aplicações  
Pacíficas da Energia Atômica, Genebra 1955.

†Publicado em "Ciência e Cultura", vol. VIII, nº 2, p.108-112, 1956.

## 1 INTRODUÇÃO

Existem vários elementos, naturais ou artificiais, que podem ser utilizados como combustíveis nucleares, uma diversidade de métodos pelos quais podem ser "queimados" e uma variedade de métodos de utilização de sua energia. Sob esse aspecto, apresentam os combustíveis nucleares características que são comuns às do desenvolvimento dos combustíveis fósseis (carvão, petróleo, gás natural, etc.).

A utilização dos combustíveis fósseis evoluiu lentamente de modo que poucas vezes foram objeto de discussão os méritos relativos do carvão, gás natural e petróleo. A sua utilidade relativa, em cada situação, foi sempre condicionada a considerações de natureza prática e econômica.

Eventualmente, isso se dará com a energia atômica: as matérias primas tais como o urânio e o tório naturais e as obtidas artificialmente como o urânio 233, urânio 235, plutônio 239 e plutônio 241 serão utilizadas e suas vantagens relativas serão decididas por circunstâncias existentes em determinado país e por condições experimentais.

Para um país que inicia suas atividades no setor da energia atômica, impõe-se a necessidade de analisar cuidadosamente as vantagens relativas dos dois materiais fósseis fundamentais existentes na natureza (urânio natural e tório), pois é fácil verificar que nenhum programa atômico poderia ser baseado no emprego do urânio natural e na sua simples substituição periódica. Sistemas baseados no aproveitamento de outras substâncias fósseis - tais como o plutônio e o urânio 233 - produzidos à

custa do tório e do urânio natural 238 (que não são fósseis nas condições usualmente encontradas nos reatores), são imperativas.

Para nos certificarmos do que acabamos de afirmar, consideremos, por exemplo, um reator de urânio natural possuindo 20 toneladas de combustível nuclear: o urânio 235 contido no urânio natural constitui apenas 143 quilogramas dessa massa, e esse é, efetivamente, o combustível nuclear que pode ser consumido. A "combustão" total dessa massa permitiria a produção de 1.000.000 de quilowatts durante seis meses; após esse prazo todo o material físsil ou "inflamável" estaria esgotado. Na realidade, devido ao "envenenamento" que os produtos de fissão provocam no combustível o reator mencionado acima estaria incapacitado de funcionar em um período de tempo aproximadamente três vezes menor.

Evidentemente, tal consumo de um material raro e dispendioso como o urânio não poderia ser tolerado por considerações de natureza econômica.

O reprocessamento químico e metalúrgico do urânio utilizado num reator permite eliminar as "cinzas" da "combustão" que provocam a paralisação da reação em cadeia, indispensável ao seu funcionamento, e, concomitantemente, separar o Pu239 (originário do processo de captura de um neutron pelo átomo de urânio 238), quando uma quantidade suficiente deste material for disponível, novos reatores poderão ser construídos contendo Urânio natural e Pu239 ou sistemas que contenham Tório e Pu239. Tais reatores produzem um tal excesso de neutrons que além de manter a reação em cadeia podem ser utilizados para produzir mais Pu239 ou então U233 a partir do Tório (que é um material que não

se fissiona facilmente).

Para países que possuem grandes instalações de enriquecimento de U235 no Urânio natural, um terceiro esquema existe ainda, que é o de iniciar o processo acima com este material enriquecido. O Pu239 produzido pode ser usado diretamente para substituir a carga inicial de U235. Tal possibilidade parece excluída das possibilidades brasileiras em futuro próximo.

Neste trabalho, discutiremos os méritos relativos dos processos alternativos: produzir U233 ou Pu239. Estas perspectivas são de grande interesse para o nosso país, graças à condição privilegiada que ocupa por possuir grandes reservas de Tório. Demonstrado que o processo delineado acima é possível e apontadas as vantagens da utilização do Tório, o valor econômico deste material torna-se excepcional; o valor energético do Tório é de 20 milhões de quilowatts-hora por quilograma. Uma vez que o combustível numa instalação nuclear para a produção de energia custa 1 milésimo de dólar por Kw-hora, verifica-se que 1 Kg de Tório vale 20.000 dólares. Este cálculo não inclui, porém, o custo dos processos químicos envolvidos no reprocessamento do combustível nuclear. Entretanto, uma vez que o custo do reprocessamento representa uma fração pequena do custo do quilowatts-hora produzido (cerca de 1 por cento), os fatos que acabamos de enumerar põem em evidência o inestimável valor que essa substância apresenta para países desprovidos de recursos abundantes de petróleo e carvão ou dotados de fontes hidroelétricas que, pela sua distância dos centros consumidores, não podem ser explorados de maneira econômica - como é o caso do Brasil. É fácil compreendermos assim, as razões que levaram a

Índia, logo após a declaração de sua independência, a proibir a exportação do tório que poderá desempenhar em futuro muito próximo, um papel de importância considerável para o desenvolvimento industrial e do bem-estar desse país. Como muito bem disse o Prof. H.J. Bhabha, da Comissão de Energia Atômica daquele país, "A Índia não exporta o seu futuro".

## 2 CONSIDERAÇÕES TEÓRICAS

As reações em cadeia, base dos reatores nucleares, dependem do fato de que para cada neutron absorvido no combustível são produzidos  $\eta$  neutrons, número este que é maior do que 1.

Como, em geral, no combustível estão presentes átomos físeis e outros que não o são, é preciso observar que  $\eta$  não é o número de neutrons emitidos pela fissão de um núcleo; por exemplo, no caso do Urânio natural, apenas o isotopo U235, de 0.7% de abundância, pode sofrer fissão provocada por neutrons lentos; nessa fissão  $\nu = 2.46$  neutrons são emitidos; o outro isotopo do Urânio U238, com 99,3% de abundância, absorverá uma fração desses neutrons sem produzir fissões; também o U235 absorverá uma fração dos neutrons sem produzir fissão.

Existe a seguinte relação entre  $\eta$  e  $\nu$

$$\eta = \nu \frac{\text{Nº de neutrons que causam fissão}}{\text{Nº de neutrons absorvidos no combustível}}$$

no U235 e para neutrons lentos  $\eta = 2,08$

Seja, agora,  $L$  o número de neutrons absorvidos ou perdidos, em média, nos materiais estruturais do reator, ou moderador,

por fissão. Como 1 dos  $\eta$  neutrons é necessário para manter a reação em cadeia, o número de neutrons restantes, por fissão (e que pode ser utilizado para produzir Pu239 ou U235) é da do pela expressão

$$C = \eta - 1 - L$$

C é denominado *coeficiente de conversão*.

Suponhamos que se tenham, num reator, N átomos que sofram fissão; neste reator existe, pois, a possibilidade de formar NC novos átomos físséis de U235 ou Pu239, a partir de Th232 e U238, respectivamente. Se estes NC átomos forem usados em um novo reator, haverá a possibilidade de produzir a partir de les  $NC^2$  novos átomos físséis, e assim sucessivamente. Após um grande número de operações semelhantes, teríamos que o número total de núcleos de Th232 e U238 convertidos em material fis sionável é dado pela soma

$$P = NC + NC^2 + NC^3 + \dots$$

Se C for maior do que 1 a série acima é divergente e não existe limite para a conversão de material não físsil em material físsil. Um reator operando nesta base será denominado de *reprodutor* ou *autorecuperador* uma vez que pode produzir mais ma terial físsil do que é colocado nele inicialmente. Se C for menor do que 1 a série acima é convergente e dá para a razão entre o nú mero de átomos físséis iniciais N e o número final o valor

-6-

$$R = \frac{NC}{1-C}$$

Por exemplo, se  $C$  é 90%,  $R=9$ , o que significa que é possível multiplicar a quantidade inicial do material fértil por 9.

Uma grandeza muito significativa, que se costuma definir, é o *ganho de reprodução*,  $G$

$$G = C - 1 \approx \eta - 2 - L$$

e que representa o excesso do coeficiente de conversão sobre 1.

Vê-se facilmente que num reator reprodutor  $G$  é positivo; é negativo nos outros tipos de pilhas. Para os primeiros tem-se então

$$\eta - 2 - L > 0$$

Se as perdas são pequenas  $L$  é desprezível e a condição para que um reator reprodutor torna-se

$$\eta > 2$$

A Tabela I abaixo dá os valores de  $v$  para neutrons térmicos.

Tabela I

	U233	U235	Pu239
$v$	2.54	2.46	2.88

-7-

A Tabela II dá os valores de  $\eta$  para os materiais fissionáveis mais conhecidos, para *neutrons térmicos*

Tabela II

	U233	U235	Pu239	Unatural
$\eta$	2.3	2.2	2.06	1.3

Como em qualquer sistema real o valor mínimo de  $L$  é 0.2, uma análise de Tabela II indica que o *único reator térmico com ganho de reprodução positivo* é o tipo que usa U233.

Para *neutrons rápidos* e reatores rápidos, portanto, a situação é indicada na Tabela III (neutrons de aproximadamente 500.000 ev).

Tabela III

	U233	U235	Pu239	Unatural
$\eta$	2.3	2.2	2.6	1

Verifica-se, pois, que nestas elevadas energias o Pu239 passa a competir com o U233 no que se refere a ganho de reprodução; para energias mais baixas, no entanto, a situação é ainda a indicada na Tabela II.



### 3 CONSIDERAÇÕES PRÁTICAS

Uma vez que os 2 ciclos U233-Tório e Pu239-Urânio podem ser usados como base para reatores reprodutores rápidos, pode parecer duvidoso que haja algum incentivo para desenvolver reatores térmicos operando no ciclo U233-Tório. A razão para efetuar esta escolha é que os reatores térmicos são intrinsecamente mais diluídos que os reatores rápidos; as possibilidades de resfriamento e utilização do calor são portanto maiores do que nos reatores rápidos; nestes, os problemas de engenharia são particularmente complicados porque se trata de construir um sistema altamente concentrado a fim de que o espectro dos neutrons de fissão não seja degenerado em materiais estruturais e refrigerantes. Parece pois que o ciclo térmico U233-Tório deve ser preferido em relação a ciclos rápidos mesmo que estes em princípio, possam ter um ganho reprodutor 10% ou 20% maior.

Outra consideração importante é a questão da utilização de reatores homogêneos e heterogêneos; reatores homogêneos tem a vantagem de evitar certas dificuldades provenientes do "envenenamento" dos reatores pelo Xenon 136 que é um dos produtos de fissão; num sistema líquido tanto esta impureza como outras podem ser eliminadas à medida que forem formadas, sem a necessidade de interromper o funcionamento do reator; este é um problema muito grave em reatores heterogêneos. Aparentemente, reatores térmicos homogêneos parecem mais fáceis de ser construídos, graças à sua diluição intrínseca. O uso de reatores heterogêneos, como o são geralmente os reatores rápidos, adi-

ciona aos custos, o problema de metalurgia das barras de combustível.

#### 4 CONCLUSÃO

A discussão acima indica as vantagens do ciclo do Tório sobre o do Plutônio, na utilização da energia atômica. No caso do Brasil, outros argumentos podem ser adicionados em favor de um ciclo baseado em reatores térmicos, um vez que em reatores rápidos o Plutônio e o U235 parecem competir em igualdade de condições. O argumento é que a tecnologia de reatores térmicos é inteiramente conhecida e divulgada de maneira que um esforço dirigido no sentido de construir este tipo de reatores não exigirá provavelmente grande esforço em pesquisas referentes a reatores rápidos. Este argumento perderia sua validade, caso fosse possível obter de outras nações mais desenvolvidas, informações (de natureza restrita até o presente) referente ao desenho e tecnologia de reatores rápidos.

Há entretanto um argumento de grande importância "local" que tornaria inoperante as vantagens decorrentes dessa eventualidade.

Enquanto no Brasil temos a certeza da existência de uma quantidade apreciável de tório, o mesmo não se dá em relação ao urânio. É verdade que se descobertas importantes, forem feitas, de jazidas desse material, mesmo assim será necessário computarmos os méritos relativos da utilização do U235 e do Pu239, pois, enquanto que o primeiro pode ser facilmente se-

parado do tório, o plutônio dificilmente pode ser rehavido do U238 que lhe deu origem e dos produtos de fissão: adicione-se a essa circunstância a conhecida toxidez do plutônio e concluiremos que o ciclo U233-tório é o que melhores perspectivas apresenta para o nosso desenvolvimento atômico num futuro próximo.

No que se refere ao processo a ser adotado para o início do ciclo do Tório, é oportuno discutirmos as várias possibilidades existentes.

Do que ficou dito acima, é impossível iniciar-se a operação de um reator reprodutor sem que se disponha de uma carga inicial de uma substância físsil (U235, U233 ou Pu239).

Existem três possibilidades para serem conseguidos esses materiais:

- 1) Aquisição de países produtores de U235 como os E.U.A e a Rússia.
- 2) Instalação de usinas de difusão térmica para obtenção do U235 a partir do urânio natural.
- 3) Obtenção de U233 ou Pu239 a partir de U ou Th utilizados em um reator com urânio natural (como os reatores de Hanford, nos E.U.A. e Windscale na Inglaterra, moderados a grafite, ou como o NRX no Canadá, moderado com água pesada).

Discutiremos a situação atual de cada uma dessas três possibilidades para verificarmos qual a que mais convém ao Brasil.

Os méritos relativos dessas três normas de procedimento foram objeto de discussões durante a Conferência de Genebra (V. p. ex. o trabalho de Weinberg e as discussões que se seguiram ao trabalho de Dunworth, ambos citados neste trabalho, e a conferência de

-11-

Libby na sessão de encerramento da conferência); julgamos útil comentar essas diferentes possibilidades em virtude de alguns países (como a Alemanha ocidental p. ex.) haverem tomado um ponto de partida obviamente parte econômico e pouco satisfatório para a solução desse problema.

#### 4.1 Aquisição de U235.

Os E.U.A. segundo foi declarado por um representante da Comissão de Energia Atômica, estão preparados para a venda de U235 a US\$25 dólares a grama. O preço seria razoável se, para a sua obtenção, não figurasse, como condição explícita, a necessidade do estabelecimento de acordos bilaterais restritivos, a nosso ver, a independência indispensável de que deve gozar qualquer programa atômico de uma nação soberana como o Brasil. A URSS só tem fornecido esse elemento a seus satélites por acordos bilaterais.

#### 4.2 Instalação de Usinas de enriquecimento

O urânio 235 pode ser separado do U natural por vários métodos: o método electromagnético (calutron), o método da difusão térmica a partir de um composto gasoso (hexafluoreto de urânio), e o método de centrifugação, acompanhado ou não de difusão térmica (este método apresenta vários inconvenientes já reconhecidos quando da publicação do Smyth Report e foi abando

nado pelos físicos americanos).

Se bem que as centrífugas modernas, dotadas de dispositivo simultâneo para difusão térmica, apresentem um certo interesse para os estágios finais do processo de enriquecimento, não se adaptam elas à produção de Urânio enriquecido em seu isótopo U235 a não ser com enormes dificuldades.

Um cálculo simples demonstra que não somente se trata de processo muito mais dispendioso do que o da difusão térmica, mas também seu custo é de tal ordem de grandeza que a obtenção de alguns quilogramas de U235 ao fim de um período de um ano de funcionamento contínuo, requereria um investimento maior do que o capital circulante no país. Está entretanto sendo utilizado em escala de laboratório por físicos alemães e o Brasil dispõe de três unidades experimentais.

Os métodos acima mencionados apresentam vários inconvenientes e estão fadados a apresentar um interesse puramente acadêmico em futuro próximo, pois requerem um investimento inicial de capital que ultrapassa as possibilidades orçamentárias de países como o Brasil e constituem um capital que em pouco tempo se torna inútil com o funcionamento de reatores reprodutores (pois estes requerem uma usina de reprocessamento e uma vez obtidos U235 ou Pu as usinas de enriquecimento se tornam inúteis). O reconhecimento desse fato levou países como o Canadá, Inglaterra e França a basearem seus programas atômicos no método da conversão de um material fértil (no caso o U238) em material físsil (Pu235), por meio de reatores conversores baseados na utilização de urânio natural.

Obviamente, este é o caminho que deveremos seguir para o

estabelecimento de um programa atômico no país.

O método da conversão de material fértil em material físsil acima mencionado apresenta uma série de vantagens que foram discutidas recentemente durante a Conferência de Genebra pelos físicos J.V. Dunworth (Reino Unido), e A.M. Weinberg (Oak Ridge); nos trabalhos já mencionados; o ciclo deverá ser iniciado pondo em operação reatores heterogêneos de Urânio natural e Tório e a pós extrair aproximadamente 3.000 Megawatts-dias por tonelada de Urânio (o que equivale ao consumo de material físsil que exige reprocessamento do material) rearranjar as barras de Urânio ou Tório de maneira que parte das barras novas consistem de Pu239 ou Th233 extraído por reprocessamento. Quando chegasse a ocasião para o segundo reprocessamento, já se disporia de U233 nas barras de Tório, para constituir barras enriquecidas neste material; daí em diante, tanto o Plutônio como o Urânio seriam eliminados pouco a pouco.

Nesse processo, mesmo que, por dificuldades técnicas, o ganho de reprodução fosse ligeiramente negativo, o ganho de material físsil a partir do Tório seria enorme (se bem que não infinito).

Naturalmente um programa atômico baseado no ciclo do Tório envolve a existência de centenas de quilos ou toneladas de Pu239 e U233 o que indica a necessidade de operar grupos de reatores de Urânio natural durante um tempo suficiente para a acumulação dos materiais físséis necessários. Com esse método, a utilização de Urânio enriquecido em U235 fica eliminada.

## 5 REATORES BASEADOS NO CICLO DO TÓRIO, EM CONSTRUÇÃO

As possibilidades do ciclo do Tório, acima discutidas têm sido utilizadas para grande número de projetos de reatores de potência, muitos dos quais já se acham em fase adiantada de construção nos Estados Unidos, enquanto que o Reino Unido só poderá iniciar a construção de seus reatores autorecuperadores com Tório (segundo o programa do "Livro Branco", sobre energia atômica) a partir de 1965 em virtude da inexistência de usinas de enriquecimento para o U235. Como é notório, os reatores de Calder Hall e semelhantes, que estão sendo construídos na Inglaterra, deverão produzir quantidades apreciáveis de Plutônio que, por sua vez, será utilizado em reatores conversores de U238 em Pu239 e Th233.

Nos Estados Unidos, entretanto, dada a existência de plantas de separação de U235 e a conseqüente possibilidade de emprego de Urânio enriquecido nesse isótopo em reatores, foi possível iniciar um programa de produção de energia por meio de reatores autorecuperadores baseados no ciclo do Tório.

Os reatores em construção são de dois tipos principais: os autorecuperadores térmicos homogêneos, baseados no ciclo do Tório e exemplificados pelo que está sendo anunciado pela Foster Wheeler Corporation e os autorecuperadores heterogêneos baseados nesse mesmo ciclo, tais como o da Consolidated Edison Co., construído pela firma Babcock and Wilcox. Não deixa de apresentar certo interesse uma descrição sumária das principais características deste reator.

A instalação da Consolidated Edison será feita no rio Hudson

a 38 kilometros da cidade de New York. Trata-se de uma usina atomoelétrica para a produção de 236.000 kilowatts de energia elétrica e cujo custo total, incluindo edifícios e todos os equipamentos elétricos e de suporte custará US\$55 milhões de dólares, - o que corresponde a um custo de 233 dólares por kilowatt instalado. Este valor compete favoravelmente com o custo de instalação de grande parte das usinas hidroelétricas em nosso país e não supera de muito o custo de usinas termoe-létricas da mesma capacidade.



## BIBLIOGRAFIA

1. Principles of nuclear reactor engineering - S. Glasstone - D. Van Nostrand Co. Inc., 1955, New York.
2. Survey of fuel cycles and reactors types - A.M. Weinberg - International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy - August 1955 - Papel nº 862.
3. The possible role of Thorium in nuclear energy - J.V. Duhworth - International Conference on the Peaceful Uses of Atomic energy - August 1955 - Paper nº 867.
4. Thorium thermal breeder - D. Kallman and M.C. Edlund - Meeting of the Atomic Industrial Forum - September 27.1955 - Washington, D.C.
5. W.Libby - Conference na Sessão de Encerramento da Conferência Internacional para os usos pacíficos da energia atômica - Agosto 1955.