

Id.: EN21

## **ESTUDOS DA ANÁLISE DA EFICIÊNCIA ENERGÉTICA DO PROCESSO DE RE-ENRIQUECIMENTO DO URÂNIO EMPOBRECIDO**

**Francky R. A. da Silva<sup>1</sup>, Thiago A. dos Santos<sup>2</sup>, Marcelo V. Silva<sup>1</sup>, Lucile D. Moreira<sup>1</sup>,  
Anderson P. Resende<sup>1</sup>, Daniel A. P. Palma<sup>3</sup> e  
Giovanni L. de Stefani<sup>1</sup>**

<sup>1</sup>Universidade Federal do Rio de Janeiro (Av. Horácio Macedo 2030, Bloco G sala 206. Rio de Janeiro, RJ, Brasil)

<sup>2</sup>Universidade Federal da Grande Dourados (Rodovia Dourados/Itahum, Km 12, Cidade Universitária, Dourados/MS, Brasil)

<sup>3</sup>IEN - Cidade Universitária, R. Hélio de Almeida, 75 - Ilha do, Fundão - RJ, 21941-614/ CNEN - R. Gen. Severiano, 90 - Botafogo, Rio de Janeiro - RJ, 22290-040

[francky.roger@coppe.ufrj.br](mailto:francky.roger@coppe.ufrj.br)

**Palavras-Chave:** MOX, eficiência energética, Difusão Gasosa, re-enriquecimento.

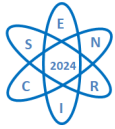
### **RESUMO**

O presente trabalho discute o processo de re-enriquecimento do urânio empobrecido por meio da difusão gasosa, focando na recuperação de U-235 residual e no aumento da eficiência no uso de materiais fisséis. Os resultados indicam que, ao invés de recuperar o U-235, o processo otimiza o aproveitamento do material fissil existente, aumentando a proporção de U-233 e U-235 no combustível reprocessado, o que se reflete em uma eficiência energética significativa, com menor demanda por novos recursos naturais.

### **1. INTRODUÇÃO**

As tecnologias de enriquecimento comercial disponíveis atualmente são o processo de difusão gasosa e o processo de centrífuga [1]. Ambos requerem a conversão prévia do urânio na forma gasosa de hexafluoreto de urânio (UF<sub>6</sub>). O UF<sub>6</sub> enriquecido obtido é então convertido na forma de UO<sub>2</sub> para processamento posterior em conjuntos de combustível nuclear. O processo de enriquecimento não só produz o urânio enriquecido, mas também gera um fluxo de resíduos (“rejeitos”) de hexafluoreto de urânio empobrecido em U-235, normalmente abaixo de 0,2% - 0,35%. Este urânio empobrecido, proveniente do enriquecimento tradicional, possui cerca de 0,3% de material fissil, e destes, contém cerca de 42% do isótopo de urânio fissil U-235. A extração adicional do U-235 seria tecnicamente possível, mas não economicamente viável nos atuais custos e condições de mercado [2]. De fato, o urânio empobrecido pode passar por um processo chamado de re-enriquecimento para sua posterior utilização.

O re-enriquecimento do urânio irradiado consiste em submeter esse material a um novo ciclo de enriquecimento, no qual se aproveita parte do U-235 remanescente. Esse processo se torna relevante em momentos de aumento da demanda por material fissil ou quando os preços do urânio natural estão elevados. No presente estudo, focamos em um ciclo teórico envolvendo MOX de UO<sub>2</sub> e ThO<sub>2</sub>, no qual o U-233 é produzido em cada ciclo. Após o urânio irradiado ser recuperado via o processo Thorex, ele é reintroduzido em um novo ciclo, demonstrando um gradual aumento dos isótopos U-238 e U-236 a cada ciclo, de modo a manter a reatividade



positiva até o fim da operação [3]. Assim, a redução da quantidade de isótopos indesejados nesse ciclo poderia torná-lo mais econômico

O objetivo deste trabalho é avaliar a viabilidade do re-enriquecimento do urânio irradiado para a recuperação do U-235, com foco no processo de difusão gasosa. O material resultante é utilizado na fabricação de combustíveis nucleares MOX (Mixed Oxide Fuel), compostos de óxidos de urânio e tório. Essa abordagem busca reutilizar o urânio empobrecido em reatores nucleares, promovendo o ciclo fechado do combustível e aumentando a sustentabilidade no uso de materiais físséis e férteis.

## 2. METODOLOGIA

A metodologia foi dividida em três fases principais: a análise teórica do enriquecimento isotópico via difusão gasosa, a simulação do re-enriquecimento de urânio empobrecido, e a análise comparativa dos resultados obtidos com outros métodos de enriquecimento

Para o desenvolvimento desta pesquisa, começamos com uma compreensão detalhada do processo de enriquecimento isotópico, focando especificamente no método de difusão gasosa como uma tecnologia de separação isotópica. Embora atualmente a tecnologia de centrífugas seja mais amplamente usada, a difusão gasosa oferece uma base sólida para descrever os princípios fundamentais do enriquecimento, que podem ser aplicados ao estudo do re-enriquecimento de urânio irradiado e empobrecido.

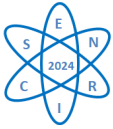
O crescente acúmulo de urânio empobrecido e as preocupações ambientais relacionadas ao rejeito nuclear, como o UF<sub>6</sub> depletado, têm impulsionado a pesquisa para aumentar a eficiência de uso do combustível nuclear e estender a vida útil dos reatores [4]. Essas iniciativas incluem o desenvolvimento de novos ciclos de combustível e tecnologias capazes de processar combustível irradiado de forma mais eficaz [5]. Além disso, o aumento contínuo de estoques de urânio empobrecido em todo o mundo, aliado aos altos custos de descarte e manejo, torna crucial a busca por soluções economicamente viáveis, como o re-enriquecimento.

As principais tecnologias de enriquecimento incluem difusão gasosa, centrífugas, separação eletromagnética (EMIS), e tecnologias baseadas em laser (AVLIS/MLIS), cada uma com diferentes níveis de maturidade e aplicação comercial. Embora tecnologias avançadas de laser e centrífugas estejam dominando o mercado, optamos por estudar o processo de difusão gasosa devido à sua relevância histórica e seu princípio de operação, que serve de base para o entendimento de muitos processos de separação isotópica. A difusão gasosa também oferece vantagens em termos de previsibilidade e modelagem matemática.

A separação isotópica é governada pela equação de Graham, que relaciona a taxa de difusão ao inverso da raiz quadrada das massas molares dos diferentes isótopos. Assim, essa equação determina a facilidade com que diferentes isótopos de urânio (UF<sub>6</sub>) atravessam uma barreira porosa.

$$\alpha = \sqrt{\frac{M_B}{M_A}} \quad (1)$$

Por exemplo, o UF<sub>6</sub> do U-235 seria 235,043928117. De forma análoga para o isótopo de U-238 teríamos uma massa de UF<sub>6</sub> de 352,0412059. Assim, podemos determinar o  $\alpha$



que é o valor de separação das moléculas de U-235 das moléculas de U-238 será  $\alpha$  aproximadamente: 1,00429816. Na prática esse valor é menor, uma vez que temos uma corrente de fluido no sentido oposto da membrana por causa dos choques das moléculas que não passam por ela e esse valor converge para aproximadamente 1,002 – 1,0035, após passar por  $n$  estágios. Após  $n$  estágios nosso valor de urânio empobrecido será dado por:

$$x_{depleto}^i = x_{alimentação}^i \left( \frac{1}{\alpha} \right)^n \quad (2)$$

Esta equação, relaciona o valor teórico de separação entre as moléculas de U-235 e U-238 ao longo de vários estágios de enriquecimento, é usada para estimar o comportamento da separação teórica em uma cascata de múltiplos estágios

É notório que o valor teórico se diferencia muito do valor experimental. Utilizando o dado de urânio depletado como 0,2% temos que o valor de  $x_{depleto}^{235}$  é aproximadamente 0,002 e o valor da fração de U-235 no urânio natural como  $x_{depleto}^{235}$  é aproximadamente 0,00711, assim se utilizarmos a equação (2) teremos  $n = 296$ .

Assim, para aproximadamente 296 estágios nosso valor teórico terá um valor aproximado do valor experimental, assim vamos aplicar esse valor de estágios para todas as frações dos isótopos que iremos aplicar aos dados do lote removido ao final do ciclo 1 do AP-Th1000 [3].

Através do balanço de massa entre do U-233 e U-235, partindo do pressuposto que a soma dos enriquecimentos de massa destes isótopos deve ser 20% para realimentar o ciclo do APTh-1000, montamos o seguinte sistema de equações (3), (4) e (5):

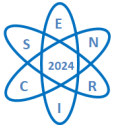
$$\frac{F}{P}(x_{F5} - x_{W5}) - x_{P5} = -x_{W5} \quad (3)$$

$$\frac{F}{P}(x_{F3} - x_{W3}) - x_{P3} = -x_{W3} \quad (4)$$

$$x_{P5} + x_{P3} = 0.2 \quad (5)$$

Onde  $X_{Fi}$  é a fração de alimentação do isótopo  $i$ ,  $X_{Wi}$  a fração de depleção do isótopo  $i$ ,  $X_{Pi}$  a fração de enriquecimento do produto e  $F/P$  a fração entre a alimentação e o produto, ou seja, kg de urânio de alimentação por kg de urânio enriquecido produzido.

Estas equações são fundamentais para determinar as frações isotópicas no produto final e no resíduo, realizando o balanço de massa entre os isótopos U-233 e U-235, garantindo que a soma do enriquecimento desses isótopos seja de 20% no combustível



final. Desta forma, elas ajustam as frações de U-233 e U-235 no ciclo do AP-Th1000 para atender aos requisitos do combustível.

Para estimar agora os gastos em SWU temos a equação (6) que define os potenciais e SF o SWU gasto por kg de combustível produzido teremos (7):

$$V(x_i) = (2x_i - 1) \ln \left( \frac{x_i}{1-x_i} \right) \quad (6)$$

$$SF = V(x_p) - \frac{F}{P} V(x_f) + \frac{W}{P} V(x_w) \quad (7)$$

Onde W/P será dado por (8):

$$\frac{W}{P} = \frac{F}{P} - 1 \quad (8)$$

A equação (6), define os potenciais de separação e o trabalho necessário (SWU) por kg de combustível produzido. É essencial para calcular o custo energético do processo de separação isotópica.

A equação (7), estima o trabalho separativo (SWU) necessário para cada kg de combustível enriquecido produzido, por quantificar o esforço energético envolvido no processo de re-enriquecimento

A equação (8), relaciona a alimentação de urânio necessária para alcançar um determinado grau de enriquecimento de U-235, descrevendo a relação entre a quantidade de urânio natural necessário e a fração de U-235 desejada no produto.

Para podermos comparar alguns casos, vamos estimar o enriquecimento para 20% de enriquecimento do U-235 para o urânio natural com 0,711% de U-235 e uma constituição do U-235 no urânio empobrecido de 0,2%, para isso, utilizaremos a equação (9) que relaciona a alimentação, rejeito e fração enriquecida para calcular o trabalho necessário para o re-enriquecimento. Ela estima a relação entre o urânio alimentado e o produto re-enriquecido.

$$\frac{F}{P} = \frac{x_p - x_w}{x_f - x_w} = \frac{0.20 - 0.002}{0.00711 - 0.002} \quad (9)$$

Tendo como resultado o valor de 38,75. Esse valor nos diz que para cada 1 kg de combustível enriquecido precisamos de 38,75 kg de urânio natural.

### 3. RESULTADOS PARCIAIS

A partir da metodologia descrita, podemos determinar os seguintes dados da tabela 1 a seguir:

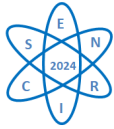


Tabela 1: Valores encontrados utilizando a metodologia descrita para o ciclo 1 do AP-Th1000

	<b>Alimentação (APTh-1000)</b>	<b>Fator de separação</b>	<b>Eficiência de separação</b>	<b>Urânio empobrecido</b>
		$\alpha$	$\eta$	$X_{wi}$
U-232	0,000106	1,008652	0,008578	8,27E-06
U-233	0,055793	1,007194	0,007143	0,006684
U-234	0,004333	1,005744	0,005711	0,000795
U-235	0,104406	1,004298	0,00428	0,029334
U-236	0,018463	1,00286	0,002852	0,007928
U-238	0,8169	1	0	0,8169

Esta tabela apresenta os resultados da separação isotópica para diferentes isótopos no ciclo de combustível do AP-Th1000. Cada linha refere-se a um isótopo específico (como U-232, U-233, etc.), com três parâmetros principais:

- **Fator de Separação ( $\alpha$ ):** Indica a facilidade de separação entre os isótopos. Um fator mais alto sugere uma maior distinção entre os isótopos durante a difusão gasosa.
- **Eficiência de Separação ( $\eta$ ):** Refere-se à eficácia com que os isótopos são separados. Valores próximos de 1 indicam alta eficiência de separação.
- **Urânio Empobrecido:** Indica a quantidade de urânio depletado (ou rejeito) que resta após o processo de separação isotópica. Esses valores são pequenos, sugerindo que a maior parte do urânio foi separada com sucesso.

Resolvendo nosso sistema de equações formado por (3), (4) e (5) utilizando os dados da tabela 1 teremos  $X_{p3} = 0,07153$ ,  $X_{p5} = 0,12847$  e  $F/P = 1,32053$ . Tomando o valor encontrado para  $F/P$  e os dados encontrados na tabela 1, poderemos definir a equação (9):

$$x_{Pi} = \frac{F}{P}(x_{Fi} - x_{wi}) + x_{wi} \quad (9)$$

A partir da equação (8) e das equações definidas na metodologia teremos na tabela 2 os seguintes resultados:

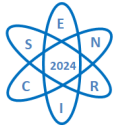


Tabela 2: Cálculo do trabalho separativo de re-enriquecimento.

	<b>V(xp)</b>	<b>V(xf)</b>	<b>V(xw)</b>	<b>SF (SWU/kg)</b>
U-232	8,89	9,15	11,70	0,56
U-233	2,20	2,51	4,93	0,46
U-234	5,15	5,39	7,12	0,31
U-235	1,42	1,70	3,29	0,23
U-236	3,64	3,83	4,75	0,11
U-238	0,95	0,95	0,95	0,00
Total SF				1,67

Esta tabela mostra os cálculos do trabalho separativo por unidade (SWU) para cada isótopo de urânio no processo de re-enriquecimento. A SWU é uma medida da energia necessária para separar os isótopos durante o processo de difusão gasosa.

- **V(xp), V(xf), V(xw)**: São os volumes moleculares do produto enriquecido, da alimentação e do rejeito no processo de separação isotópica. Esses valores ajudam a calcular a eficiência do processo.
- **SF (SWU/kg)**: Refere-se à quantidade de energia gasta por kg de combustível enriquecido. O valor total de SWU (1.67) representa o esforço energético necessário para re-enriquecer o combustível. Valores mais baixos indicam que menos energia foi necessária para separar os isótopos.

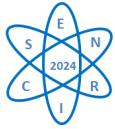
Assim podemos notar que os resultados mostram que o processo de re-enriquecimento consome apenas 3,65% da energia total estimada para separação isotópica, permitindo o aproveitamento de 96,35% do conteúdo físsil disponível. Isso indica uma alta eficiência energética e um aproveitamento significativo do material fisicamente útil, tornando o processo economicamente viável

O valor total de SWU de 1.67 indica que o processo de re-enriquecimento é energeticamente eficiente em comparação com outros métodos de enriquecimento, como a centrífuga, que exige maiores gastos energéticos por kg de combustível produzido

#### 4. CONCLUSÕES PARCIAIS

Uma redução significativa no custo do combustível nuclear pode diminuir os custos de operação e manutenção, uma vez que o combustível é uma das principais despesas de uma usina nuclear. Além disso, pode haver uma redução indireta nos requisitos regulatórios para o gerenciamento de resíduos nucleares, afetando os custos de licenciamento da usina. Com a diminuição dos custos operacionais, a economia acumulada ao longo da vida útil da usina pode ser destinada às reservas para o descomissionamento.

O estudo explora as possibilidades e vantagens do re-enriquecimento de urânio irradiado, considerando um cenário em que os custos energéticos desse método se igualam aos de outras



tecnologias. Nessa condição, a difusão gasosa, historicamente associada a alto consumo de energia, torna-se uma opção economicamente viável, principalmente por sua simplicidade técnica e a infraestrutura já existente em várias regiões do mundo.

A análise econômica mostra que, ao neutralizar os custos energéticos, o re-enriquecimento por difusão gasosa pode competir eficazmente com outros métodos, otimizando o uso dos recursos disponíveis. Esse processo permite a recuperação de uma quantidade significativa de U-235 residual, que normalmente seria descartada, além de reduzir os custos no ciclo do combustível, tornando-se uma opção atraente para países e organizações com estoques de urânio depletado.

O uso do combustível MOX à base de urânio e tório (U-Th) em reatores de nova geração oferece vantagens significativas. O tório, sendo mais abundante e distribuído globalmente, proporciona uma alternativa estratégica. O MOX U-Th aproveita estoques de urânio depletado re-enriquecido e melhora a sustentabilidade do ciclo ao integrar o tório, reduzindo a dependência de urânio natural e diminuindo os riscos de proliferação nuclear.

Os benefícios econômicos discutidos, a combinação de um processo de re-enriquecimento economicamente viável com o uso de combustíveis avançados, como o MOX U-Th, reduz os custos operacionais e o impacto ambiental do ciclo de combustível nuclear. No entanto, o desenvolvimento e implementação dessas tecnologias exigem um compromisso contínuo com a inovação, adaptação das infraestruturas existentes e o estabelecimento de regulamentações adequadas para garantir a segurança e a sustentabilidade.

#### AGRADECIMENTOS

Agradecemos a CAPES pelo auxílio financeiro e a Universidade Federal do Rio de Janeiro.

#### REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] Makhijani, A., et al. **Uranium Enrichment: Just Plain Facts to Fuel an Informed Debate on Nuclear Proliferation and Nuclear Power**. Institute for Energy and Environmental Research, 2004.
- [2] Diehl P., **Re-enrichment of West European Depleted Uranium Tails in Russia**, WISE Uranium Project, 2004. Disponível em: <https://www.wise-uranium.org/pdf/reenru.pdf>. Acessado em: 03/10/2023
- [3] DE STEFANI, GIOVANNI L.; et al. **The AP-Th 1000 - An advanced concept to use MOX of thorium in a closed fuel cycle**. INTERNATIONAL JOURNAL OF ENERGY RESEARCH, p. 1-14, 2020.
- [4] IAEA, **Spent Fuel Reprocessing Options**, Nuclear Fuel Cycle and Materials Section International Atomic Energy Agency, 2008.
- [5] M. A. Pope, et al, **“Performance of Transuranic-Loaded Fully Ceramic Micro-Encapsulated Fuel in LWRs – Interim Report, Including Void Reactivity Evaluation”**, Idaho National Laboratory, Idaho 83415, 2011.
- [6] de PAULA, R.R., **Modelagem Matemática Integral de Sistemas de Separação Isotópica**. Tese de doutorado, Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN/CNEN, 2022.