

HALEU: O COMBUSTÍVEL NUCLEAR DO FUTURO?

LEONAM DOS SANTOS GUIMARÃES*
Capitão de Mar e Guerra (RM1-EN)

JOSÉ AUGUSTO PERROTTA**
Engenheiro

SUMÁRIO

Introdução
Conceitos básicos sobre combustível Haleu
Situação brasileira
RMB e sua contribuição ao sistema Haleu
Perspectivas mundiais sobre Haleu
Conclusão

INTRODUÇÃO

Tradicionalmente, o combustível para os reatores de pesquisa de alto fluxo e os alvos para uso na produção de radioisótopos (Mo-99) são fabricados com urânio altamente enriquecido (*High Enriched Uranium* – HEU¹), isto é, acima de 20% no teor do isótopo 235. Esse mate-

rial vem sendo fornecido principalmente pelos Estados Unidos da América (EUA) e pela Rússia a partir do excedente militar, sob o Tratado de Não-Proliferação (salvaguardas da Agência Internacional de Energia Atômica – AIEA – IAEA, do inglês *International Atomic Energy Agency*). Com o tempo, o fornecimento e o uso de HEU tornaram-se sujeitos a

* Doutor em Engenharia Naval e Oceânica pela USP (1999). Atualmente é o Diretor Presidente da Eletrobras Termonuclear S.A – Eletronuclear.

** Doutor em Tecnologia Nuclear (Ipen/USP-1999). Atualmente exerce a função de Coordenador Técnico do Empreendimento Reator Multipropósito Brasileiro (RMB).

1 Centrus, High Assay Enriched Uranium. Disponível em: <https://www.centrusenergy.com/what-we-do/nuclear-fuel/high-assay-low-enriched-uranium/>.

restrições políticas e legais adicionais, e nenhum novo material HEU vem sendo produzido. Esses fatores tornaram incertos os futuros suprimentos para essas aplicações específicas.

Em apoio à não-proliferação, a maioria dos Estados-Membros da IAEA está comprometida com o propósito de converter o combustível dos reatores de pesquisa e os alvos para produção de radioisótopos para alto teor de urânio e enriquecimento do isótopo 235 abaixo de 20% – *High-Assay Low-Enriched Uranium* (Haleu). Em conformidade com esse compromisso político, o combustível dos reatores de pesquisa brasileiros, em particular o IEA-R1 do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (Ipen), da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), localizado na cidade de São Paulo, o qual possuía, no passado, combustível com HEU, já realizou com sucesso essa transição para Haleu.

A disponibilidade e a acessibilidade a longo prazo do Haleu são uma questão fundamental para garantir operação contínua de reatores de pesquisa e a produção de radioisótopos por fissão de urânio. Atualmente, o único fornecedor comercial disponível é a Rússia. Essas circunstâncias criam um risco potencial à segurança do abastecimento tanto de combustível como de alvos de urânio.

Considerações políticas semelhantes às do fornecimento de HEU também podem afetar o fornecimento futuro de Haleu a 20%. Se nenhuma ação for tomada, existe o risco de que o fornecimento deste material de importância crítica não possa ser garantido a partir da década de 2030².

Tem-se aí uma grande oportunidade para o Brasil, que já produziu bateladas de Haleu para o reator de pesquisa nacional IEA-R1³ nas instalações do Centro de Combustível Nuclear (Cecon), do Ipen. Mais recentemente, o Cecon produziu bateladas de Haleu⁴, com urânio enriquecido a 20% no Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo (CTMSP), em Aramar, destinadas ao desenvolvimento da fabricação do combustível e de alvos para produção de molibdênio 99, radioisótopo de amplo uso na medicina⁵, para o futuro Reator Multipropósito Brasileiro (RMB)⁶, bem como os combustíveis para o Reator de Pesquisa Ipen/MB-01⁷ (19 elementos combustíveis tipo placa modelo RMB⁸), também localizados no Ipen. Essa capacitação torna possível que a produção nacional seja uma alternativa para garantir a disponibilidade futura do Haleu para suas próprias necessidades e, eventualmente, também para exportação.

Ainda mais importante, note-se que também estão surgindo vários novos conceitos de combustíveis para peque-

2 Euratom Supply Agency (ESA). Securing the European Supply of 19.75% enriched Uranium Fuel – a Revised Assessment, May 2019. Disponível em: https://ec.europa.eu/euratom/docs/ESA_HALEU_report_2019.pdf.

3 IPEN/CNEN-SP. Reator IEA-R1. Disponível em: https://www.ipen.br/portal_por/portal/interna.php?secao_id=729.

4 ABEN. *Brasil Nuclear nº 47*. “Ipen e CTMSP concluem primeiro combustível para o RMB”. Disponível em: http://www.aben.com.br/revista-brasil-nuclear/ediCao-n-47/tecnologia_2.

5 CNEN. RMB e a Produção de Radiofármacos. Disponível em: <http://www.cnen.gov.br/radiofarmacos>.

6 IPEN/CNEN-SP. Reator Multipropósito Brasileiro: Tecnologia Nuclear a Serviço da Vida. Disponível em: http://www.cnen.gov.br/images/cnen/documentos/educativo/RMB_1.pdf.

7 IPEN/CNEN-SP. Reator de Pesquisa Ipen-MB/01. Disponível em: https://www.ipen.br/portal_por/portal/interna.php?secao_id=723.

8 IPEN. Em um ano, CCN produz 19 elementos combustíveis para o Reator Ipen/MB-01, um “feito inédito”, 9/5/2019. Disponível em: https://www.ipen.br/portal_por/portal/interna.php?secao_id=38&campo=12143.

nos reatores modulares (*Small Modular Reactor* – SMR⁹), quase todos considerando o uso do HALEU. Esse é um tema que foi pesquisado pelo Ipen e pelo CT-MSP ao final do século passado¹⁰. Muitos dos novos projetos de reatores avançados de potência, além dos reatores de pesquisa, exigirão que o HALEU seja enriquecido de 5 a 20% de U-235, e somente a disponibilidade desse material permitirá sua efetiva implantação¹¹.

A ausência de capacidade de produção de HALEU para essas aplicações pode atrasar ou até mesmo impedir totalmente esses novos desenvolvimentos. Como a indústria nuclear irá alimentar a próxima geração de reatores e tecnologias nucleares comerciais avançados é um tópico importante de discussão entre especialistas do setor. Nesse contexto, uma capacidade de produção nacional expandida poderá permitir que o Brasil desempenhe um papel de liderança nesses importantes desenvolvimentos da indústria nuclear mundial.

CONCEITOS BÁSICOS SOBRE COMBUSTÍVEL HALEU

A energia nuclear, como o nome expressa, é a energia existente no núcleo de um átomo. As quantidades de partículas no núcleo, nêutrons e prótons, determinam as características e propriedades nucleares deste núcleo. Um núcleo

instável emite energia para alcançar uma condição estável. Este é o princípio da radioatividade em que um núcleo radioativo perde energia por meio da emissão de partículas (β^+ , β^- , α , p, n) e energia eletromagnética (γ). Na natureza, a maior parte dos núcleos é estável, e alguns têm radioatividade natural, como os núcleos de urânio e tório, devido à constante radioativa de decaimento muito baixa (meia-vida muito grande). Para produzir um núcleo radioativo de maneira artificial, é necessário produzir reações nucleares dentro do núcleo. Pode-se fazer essa reação nuclear com partículas carregadas de alta energia, usando-se aceleradores, ou com partículas não carregadas como nêutrons, usando um reator nuclear. Ao contrário das partículas carregadas de alta energia dos aceleradores, os nêutrons com energias muito baixas podem gerar reações nucleares em diferentes núcleos. Os tipos de reações nucleares com nêutrons são: a absorção do nêutron pelo núcleo, o espalhamento (perda de energia) de nêutrons e a fissão do núcleo. Por absorção de nêutrons, pode-se produzir um núcleo radioativo; com a dispersão de nêutrons, é possível diminuir a energia de nêutrons; e com a fissão do núcleo, pode-se liberar uma grande quantidade de energia e produzir partículas de alta energia (incluindo nêutrons) e uma variedade de radioisótopos (produtos da fissão). Pode-

9 IAEA. *Advances in Small Modular Reactor Technology Developments A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS) 2018 Edition*. Disponível em: https://aris.iaea.org/Publications/SMR-Book_2018.pdf.

10 Perrotta, J.A. *Proposta de um Núcleo de Reator PWR Avançado com características adequadas para o conceito de Segurança Passiva*. Tese de Doutorado, Ipen/CNEN-SP, 1999. Disponível em: http://pelicano.ipen.br/PosG30/TextoCompleto/Jose%20Augusto%20Perrotta_D.pdf.

11 John W. Herczeg. *High-Assay Low Enriched Uranium (HALEU)*, Nuclear Energy Advisory Committee Meeting, Office of Nuclear Energy, US Department of Energy, March 28, 2019. Disponível em: <https://www.energy.gov/sites/prod/files/2019/04/f61/HALEU%20Report%20to%20NEAC%20Committee%203-28-19%20%28FINAL%29.pdf>.

se criar um reator nuclear usando diferentes materiais e espectros específicos de energia de nêutrons para impor reações nucleares. Tecnicamente, os reatores nucleares são equipamentos em que as reações nucleares em cadeia, induzidas por nêutrons produzidos no material fissil, são controladas de forma segura. Se a ênfase do reator é extrair a energia da fissão, como uma máquina térmica, temos os reatores de potência onde o calor gerado é transformado em eletricidade. A energia total gerada é proporcional à energia elétrica necessária, levando ao uso de reatores com grandes volumes e a propósitos de engenharia complexos usando processos em altas temperaturas. Se a ênfase do reator é usar os nêutrons gerados dentro do reator, temos os reatores de pesquisa (RP). Os RPs usam os nêutrons produzidos para uma variedade de propósitos em Ciência, Tecnologia e Inovação (CT&I), produtos e serviços. Ao contrário dos reatores de potência, os volumes RP são pequenos, com baixa temperatura do processo e tecnologias de engenharia menos complexas, levando a preocupações ambientais menos intensas em comparação aos reatores de potência. No RP, o foco é otimizar a disponibilidade dos nêutrons para a principal missão da instalação.

Os componentes básicos que compõem o reator nuclear são: combustível nuclear (que contém o material fissil, que fissiona pela reação com o nêutron, e o fértil, que se transforma em fissil com a reação de absorção com o nêutron – por exemplo, U-235 fissil e U-238 fértil); absorvedor de nêutrons (tem a função de controle da reação em cadeia para desligamento seguro do reator, e veneno queimável para controlar as reações espacialmente e compensar queima de urânio no longo prazo de operação do reator); mo-

derador (diminui a energia dos nêutrons produzidos na fissão para realizar a reação em cadeia); refrigerante (retira calor dos combustíveis e estruturas); refletor (diminui a fuga de nêutrons do núcleo do reator); estruturas (todos os materiais estruturais e de revestimento no núcleo do reator); blindagem (blinda as radiações para operação do reator); e detectores de nêutrons (monitoram os nêutrons para controlar o reator).

O que se controla no reator nuclear são os nêutrons que realizam as reações nucleares nos vários materiais que compõem o reator. Para exemplificar o funcionamento do reator, utiliza-se aqui um modelo matematicamente simplificado de física de reatores, e assume-se o reator como um volume homogêneo e os nêutrons com uma energia média constante. A taxa de reação (R) de nêutrons no “reator homogêneo” hipotético é dada por:

(i) $R_i = N_i \sigma_{xi} \phi V$ – onde N_i é a concentração atômica do núcleo i (átomos/cm³); σ_{xi} é a seção de choque microscópica tipo x ($x = f$ [fissão]; $x = a$ [absorção]) para a reação com nêutrons do núcleo tipo i (cm²) (obs: a seção de choque microscópica é uma propriedade física do núcleo i , mede a probabilidade de existir aquele tipo de reação e é dependente da energia do nêutron e da temperatura do material que contém o núcleo i); ϕ é o fluxo de nêutrons para a energia média assumida (nêutrons/cm².s) e V é o volume do “reator homogêneo”.

A potência (P) do “reator homogêneo” pode ser definida como:

(ii) $P = E_f N_f \sigma_f \phi V$ – onde E_f é a energia liberada pela fissão do núcleo fissil (~200 MeV).

Inversamente, pode-se definir o fluxo de nêutrons para esse “reator homogêneo” como:

(iii) $\phi = P/(E_f N_f \sigma_f V)$

Dessas equações, pode-se inferir que, para reatores de potência, dado um fluxo máximo permitido, a potência total da planta é conseguida aumentando-se o volume do reator e, conseqüentemente, a massa total utilizada de urânio. Já para reatores de pesquisa, procura-se limitar a potência e se conseguem altos fluxos diminuindo-se o volume do reator, ou seja, reatores bem compactos com pouca massa de urânio. Um exemplo sobre isso é Angra II e o reator IEA-R1 – ambos possuem um fluxo máximo de nêutrons térmicos da ordem de 5×10^{13} n/cm².s. Angra II tem potência instalada de 4 mil MWt e possui cerca de 110 mil kg de urânio. O reator IEA-R1 tem 5 MWt de potência e possui cerca de 35 kg de urânio.

O controle dos nêutrons no reator é obtido pela relação entre os nêutrons produzidos nas fissões e os nêutrons que são absorvidos ou que escapam do núcleo do reator. Essa relação é denominada fator de multiplicação efetivo de nêutrons do reator (k_{eff}) e é dada por:

(iv) $k_{\text{eff}} = (\text{nêutrons produzidos}) / (\text{nêutrons perdidos}) = (\text{nêutrons produzidos}) / (\text{nêutrons absorvidos} + \text{nêutrons escapados})$

$k_{\text{eff}} = vN_f\sigma_f\phi V / ((N_1\sigma_{a1} + N_2\sigma_{a2} + \dots)\phi V + DB^2\phi V)$ ou:

$k_{\text{eff}} = [vN_f\sigma_f / ((N_1\sigma_{a1} + N_2\sigma_{a2} + \dots) + DB^2)] (\phi V / \phi V)$

v é o número médio de nêutrons produzidos em cada fissão ($\sim 2,3$), D é o coeficiente de difusão dos nêutrons no meio (cm), e B^2 é o fator (*buckling*) geométrico, que incorpora a relação entre a área da superfície externa ao volume do núcleo do reator (proporcional ao inverso da soma dos quadrados das dimensões principais do volume do núcleo do reator) (cm⁻²). Obs.: Para grande volume

de núcleo de reator, o termo de fuga é pequeno, mas para reatores pequenos e compactos o termo de fuga é grande.

Da equação (iv) pode-se inferir que o k_{eff} de um reator independe do nível de fluxo e de seu volume, dependendo apenas da relação de quantidades entre os diferentes materiais que o compõem e a geometria do núcleo do reator. Se $k_{\text{eff}} = 1$, o reator está crítico; se $k_{\text{eff}} < 1$, o reator está subcrítico; e se $k_{\text{eff}} > 1$, o reator está supercrítico.

Quando queremos aumentar a potência do reator, retiramos as barras de controle (material absorvedor, termo inferior da equação [vi]), e o fluxo de nêutrons começa a aumentar, pois o reator está supercrítico. Quando ajustamos então a posição da barra de controle para ter $k_{\text{eff}} = 1$, teremos o reator crítico na posição de potência desejada. Quando queremos diminuir a potência ou desligar o reator, inserimos a barra de controle – o reator estará subcrítico.

O excesso de reatividade de um reator é definido como a diferença entre o máximo k_{eff} sem barras de controle e $k_{\text{eff}} = 1$. Conforme o reator opera, há diminuição da quantidade do núcleo fissil devido à reação de fissão com os nêutrons até o ponto que o reator não consegue mais ficar crítico sem as barras de controle (consumiu o excesso de reatividade). Nesse ponto, há necessidade de desligar o reator e trocar os combustíveis gastos por novos (recarga dos combustíveis).

Na equação (iv), o termo que representa o combustível nuclear é dado por $vN_f\sigma_f$. Tanto v (número de nêutrons gerados por fissão) como σ_f (seção microscópica de fissão) são propriedades físicas do núcleo fissil. Portanto, o termo de controle variável para projeto do reator é a quantidade N_f que representa o número de átomos presentes do isótopo fissil. Se

considerarmos o caso do urânio, o isótopo fissil é o U-235 e o isótopo fértil é o U-238. Tem-se para N_f , nesse caso:

$$(v) \quad N_{235} = \varepsilon \cdot (\rho_U/238) \cdot NA$$

NA é a constante de Avogadro = $6,02 \cdot 10^{23}$, ε é o enriquecimento do U-235 (fração em peso) e ρ_U é a massa específica do urânio no composto utilizado.

Verifica-se da equação (v) que se pode buscar no projeto do reator uma relação adequada entre densidade do composto de urânio e o enriquecimento. Quanto maior o enriquecimento maior será k_{ef} para uma mesma densidade de urânio no composto do combustível. Da mesma forma, para um determinado enriquecimento, maior será o k_{ef} quanto maior for a densidade de urânio no composto. Particularmente no caso do urânio, o aumento do enriquecimento aumenta o termo superior da equação (iv), mas também diminui o termo inferior de absorção da equação com a diminuição da quantidade de U-238.

O urânio pode estar na forma de diferentes compostos. A Tabela 1 apresenta alguns desses compostos como exemplo. Nela estão apresentadas a densidade do

composto, a densidade de urânio e a temperatura de fusão ou limite de utilização.

As funções básicas do combustível no reator nuclear são: gerar as fissões nucleares, transferir a energia gerada na fissão para o refrigerante e reter os produtos de fissão. As principais características requeridas são: compatibilidade entre os materiais combustíveis, de ligação, de revestimento, com o refrigerante/moderador; estabilidade mecânica, térmica e à irradiação; boa resistência à corrosão e corrosão sob tensão; resistência à fadiga; facilidade de fabricação (materiais/componentes/montagens); facilidade de reprocessamento; boa economia de nêutrons; longo tempo de operação no reator e alta queima; e baixo custo.

Os combustíveis nucleares são formados dos elementos físeis e férteis (U, Th, Pu), sob diversas formas de compostos e materiais estruturais que servem de elementos de ligação, revestimento e estrutura. A característica do combustível está associada às necessidades neutrônicas e térmicas e depende da compatibilidade do teor do material fissil/fértil com

COMPOSTO	MASSA ESPECÍFICA (g/cm ³)	% DE URÂNIO (em peso)	MASSA ESPECÍFICA DO URÂNIO NO COMPOSTO (g/cm ³)	TEMPERATURA LIMITE (°C)
U	18.9	100	18.9	1170
U ₂ Fe	17.7	96.1	17.0	815
U ₃ Si	15.6	96.2	15.0	930
UN	14.3	94.4	13.5	2650
UC	13.6	95.2	12.9	2350
U ₂ C ₃	12.9	93.0	12.0	1775
U ₃ Si ₂	12.2	92.4	11.3	1650
UC ₂	11.7	90.8	10.6	2500
UO ₂	10.96	88.2	9.7	2780
U ₃ O ₈	8.4	84.8	7.1	2500
UAl ₂	8.1	82.0	6.6	1580
UZr ₂	10.3	56.9	5.7	600
UAl ₃	6.7	74.0	4.9	1350
UAl ₄	6.0	68.8	4.1	730

Tabela 1 – Compostos de urânio

o processo de fabricação e também do seu desempenho sob irradiação. De maneira geral, procura-se associar o urânio (tório ou plutônio) a materiais de baixa seção de choque de absorção, de forma a se trabalhar com a relação teor de urânio/concentração isotópica de ^{235}U adequada.

Os principais materiais combustíveis estão em forma de ligas metálicas, materiais cerâmicos e dispersões. A Tabela 2 apresenta essa classificação.

Combustíveis à base de urânio	Metálicos	Alto teor de U	Exemplos: U metálico, U-Zr, U-Mo, U-Nb
		Baixo teor de U	Exemplos: Zr-U, Zr-U-H Al-U
	Cerâmicos	Óxidos	Exemplos: UO_2 , U_3O_8
		Carbetos Nitretos	UC, UN
	Dispersões	<i>Cermets</i>	Exemplos: UO_2 -aço inox, U_3O_8 -Al
		Dispersões metálicas	Exemplos: U_3Si_2 -Al, UAlx-AL, U_3Si -Al

Tabela 2 – Tipos de combustíveis de urânio

Observando a equação (iv) de k_{ef} e o tipo de material combustível utilizado apresentado nas tabelas 1 e 2, verifica-se que, se for utilizado urânio metálico puro e alto enriquecimento ($> 90\%$ em peso), tem-se um reator extremamente compacto, típico de artefato nuclear. Ao reverso, se utilizar urânio metálico com enrique-

cimento natural (0,72% em peso), os reatores devem ser de alto volume (baixo termo de fuga) e devem operar à baixa temperatura, tanto por questão de baixo excesso de reatividade quanto de baixa estabilidade do urânio metálico a altas temperaturas e a ciclagens térmicas.

Se usarmos um reator compacto, agora com baixo teor de urânio na liga, há que se utilizar alto enriquecimento ($>90\%$ em peso – HEU) para se compensar o baixo teor de urânio na liga. Isso foi o que ocorreu com os reatores de pesquisa usando Al-U como liga com apenas $0,5\text{gU}/\text{cm}^3$ e reatores de potência usando Zr-U com $0,5\text{gU}/\text{cm}^3$ nas décadas de 50 e 60. Esses combustíveis tinham bom desempenho sob irradiação; no entanto, com a determinação dos EUA em não fornecerem mais HEU e apenas *Low Enriched Uranium* (LEU), houve necessidade de se pesquisar e desenvolver novos combustíveis com alto teor de

urânio (*high assay*) e baixo enriquecimento (LEU), dando origem ao que se denomina HALEU. Dispersões de ligas de urânio e *cermets* foram utilizados em reatores de pesquisa. Ligas de alto teor de urânio são desenvolvidas para utilização tanto em reatores de pesquisa quanto em reatores de potência¹².

12 Perrota, J.A. *Proposta de um Núcleo de Reator PWR Avançado com características adequadas para o conceito de Segurança Passiva*. Tese de Doutorado, Ipen/CNEN-SP, 1999. Disponível em: http://pelicano.ipen.br/PosG30/TextoCompleto/Jose%20Augusto%20Perrota_D.pdf.

Com o crescimento do número de reatores de potência para produção de energia elétrica na década de 60, optou-se por combustíveis nucleares cerâmicos, pastilhas de UO_2 sinterizadas, revestidas com tubos metálicos e enriquecimento abaixo de 5% em peso de U-235. Esses combustíveis podem ser fabricados de forma comercial em grande escala e possuem bom desempenho termomecânico a altas temperaturas e sob irradiação no reator. Com a utilização de combustível de UO_2 , pode-se projetar grandes centrais nucleares com alta potência instalada e que operam, na sua maioria, em estado estacionário na base dos sistemas elétricos integrados.

Atualmente, os estudos sobre reatores de médio e pequeno porte (*Small Modular Reactors* – SMR), e que possuem, na sua maioria, sistemas de segurança passiva, requerem o estudo de sistemas combustíveis mais adequados ao seu perfil técnico operacional. Esses reatores devem ser seguidores de carga, com tempos mais dilatados de recarga em comparação aos reatores atuais, e devem possuir alto desempenho termomecânico para as várias e frequentes situações transientes. Surge novamente o estudo sobre utilização de ligas metálicas como combustível nuclear. Mas agora deve-se ter a característica HALEU inerente ao projeto do combustível, já que não será possível ter HEU para esse fim. Esse estudo leva a novos conceitos de ligas binárias e ternárias, tendo o urânio como principal elemento da liga. Estudos são realizados também aumentando a taxa de regeneração de elementos férteis em fissil (tório e plutônio) para aumentar a queima do combustível e também sua aplicação em reatores não térmicos (uso de espectro em maiores energias dos nêutrons na reação em cadeia).

Em termos de suprimento de combustível, há que se trabalhar em etapas do

ciclo combustível de caráter diferente do que hoje existe no fornecimento de pastilhas sinterizadas de UO_2 para as usinas nucleares. Neste, o UF_6 é convertido, rota química, a pó de UO_2 , e depois são obtidas as pastilhas por compactação e sinterização. No HALEU metálico, há que se fazer uma rota de reconversão de UF_6 para obtenção de urânio metálico. Isso é feito convertendo UF_6 em UF_4 , e em etapa posterior por magnesioterapia é obtido o urânio metálico. A fase final do processo é obter a liga de urânio por fusão com os outros elementos de liga. A liga obtida é a base para combustíveis monolíticos ou para combustíveis tipo dispersão. Não existem grandes plantas comerciais preparadas para essa produção, mas sim plantas em escala para atender a quantidades pequenas que são empregadas nos reatores de pesquisa do mundo.

Os EUA pretendem utilizar em HALEU o urânio metálico de alto enriquecimento, usado em artefatos nucleares, e diluí-lo com urânio metálico natural para produzir então a liga desejada. No entanto, essa estratégia está limitada à reserva hoje existente do urânio metálico de alto enriquecimento. Estudos nos EUA e na Europa apontam para adaptação de plantas hoje existentes nos principais fornecedores de combustíveis nucleares para oferecer HALEU. Plantas de enriquecimento de UF_6 forneceriam o material enriquecido a 5% em peso como material base de plantas de enriquecimento até 20% em peso. Plantas de conversão de UF_6 a UF_4 seriam criadas, bem como a infraestrutura para produzir urânio metálico e ligas de urânio.

SITUAÇÃO BRASILEIRA

A situação do Brasil é singular no desenvolvimento e na tecnologia de HALEU, principalmente devido à atividade do

Ipen. Este completa, em 2020, 60 anos de atuação no desenvolvimento do ciclo do combustível e no desenvolvimento e fabricação de combustíveis nucleares para reatores de pesquisa¹³. Esse trabalho teve início na década de 1960, com estudos do ciclo do combustível nuclear na obtenção e purificação de concentrado de urânio (*yellowcake*). Trabalhou-se então na tecnologia de fabricação de U_3O_8 e UO_2 e produziram-se os combustíveis do reator subcrítico Resuco com pastilhas de UO_2 . Desenvolveu-se a tecnologia de combustíveis à base de dispersão e foram produzidos os combustíveis do reator Argonauta do Instituto de Engenharia Nuclear (IEN), no Rio de Janeiro (1965) – dispersão de U_3O_8 -Al com pó de U_3O_8 enriquecido a 20% em peso importado dos EUA. O Ipen aprimorou essa técnica e produziu os combustíveis para recarga do seu reator IEA-R1 na década de 1980, já que não se conseguia importar combustíveis devido ao bloqueio norte-americano. Foram desenvolvidas plantas piloto do processo de conversão do *yellowcake* a UF_4 (pó) e UF_6 (gás), sendo este material utilizado no desenvolvimento de enriquecimento por ultracentrifugação em conjunto com a Marinha do Brasil na década de 1980. A tecnologia da reconversão de UF_6 para diuranato de amônia (DUA) e tricarbonato de amônio e uranila (TCAU) permitiu a fabricação de pó de U_3O_8 , pó de UO_2 e pastilhas sinterizadas de UO_2 , que foram utilizadas no combustível do reator Ipen/MB-01, o primeiro reator de projeto e fabricação totalmente nacionais (1988). Essa mesma tecnologia foi transferida pelo Ipen ao CTMSP em Aramar. O Ipen desenvolveu a técnica de reconversão de UF_6 a UF_4 e

produção de urânio metálico por magnetotermia. Com essa tecnologia foi possível melhor desenvolver a obtenção de ligas de urânio e a técnica de metalurgia do pó para fabricação de combustíveis tipo placa, usando Haleu, a base de dispersão de U_3Si_2 -Al, UAl_x -Al, UMo -Al e folhas de U metálico. O Cecon, do Ipen, já produziu mais de cem elementos combustíveis para o reator IEA-R1. Recentemente, em 2019, produziu 19 elementos combustíveis tipo placa de U_3Si_2 -Al para o reator Ipen/MB-01, que irá simular o núcleo do reator do RMB. O Cecon também já pode produzir alvos de UAl_x -Al e folhas de U, que serão utilizados pelo RMB na produção do radioisótopo Mo-99. Portanto, o Ipen possui conhecimento, tecnologia e infraestrutura para produção de combustível Haleu.

É importante também mencionar todos os atores nacionais que atuam no ciclo do combustível nuclear para identificarmos o potencial de atendimento nacional ao combustível tipo Haleu. A empresa Indústrias Nucleares do Brasil (INB) tem capacidade de produzir *yellowcake* e purificá-lo ao grau nuclear para conversão a UF_6 . No entanto, não possui planta de conversão a UF_6 , precisando, hoje, importar esse serviço. A empresa possui planta de enriquecimento de urânio, por ultracentrifugação, com tecnologia do CTMSP, podendo enriquecer até 5% em peso. Possui também a tecnologia de fabricação de pó de UO_2 e pastilhas sinterizadas de UO_2 , bem como a do processo de montagem de varetas e elementos combustíveis para os reatores PWR de Angra I e Angra II.

O CTMSP possui uma planta piloto, em fase de comissionamento, para pro-

13 História do Ciclo do Combustível Nuclear do Ipen por Michelangelo Durazzo – Centro do Combustível Nuclear. Disponível em: https://www.ipen.br/portal_por/portal/interna.php?secao_id=549.

dução de UF₆, e laboratórios de enriquecimento isotópico – um que enriquece até 5% em peso e outro até 20%. Em dezembro de 2016, o Centro inaugurou uma nova cascata de enriquecimento para atender exclusivamente às necessidades de UF₆ a 20% para fabricação dos combustíveis e alvos de U do RMB. Possui também um laboratório de conversão de UF₆ a pó de UO₂ e fabricação de pastilhas sinterizadas de UO₂.

Pode-se afirmar, então, que o Brasil detém, ao complementar as capacidades individuais da INB, do CTMSP e do Ipen, conhecimento, tecnologia e infraestrutura para fabricação de HALEU para reatores de pesquisa, ou também para reatores tipo SMR (em pequena escala).

RMB E SUA CONTRIBUIÇÃO AO SISTEMA HALEU

O RMB é um empreendimento de arraste tecnológico e estruturante para o setor nuclear brasileiro e visa dotar o Brasil de uma infraestrutura de CT&I de importância fundamental para viabilizar políticas públicas e propósitos estratégicos da área nuclear. Propiciará as seguintes contribuições ao País:

– Nas áreas da saúde, indústria, agricultura e meio ambiente: autossuficiência na produção do radioisótopo Mo-99, garantindo segurança no fornecimento do gerador de tecnécio 99 m à medicina nuclear, com o pleno atendimento da demanda da população brasileira; nacionalização de todos os radioisótopos produ-

zidos em reatores de pesquisa, que hoje são importados pelo Brasil, para aplicação médica em diagnóstico e terapia, bem como para aplicações na indústria, na agricultura e no meio ambiente;

– Nas áreas de reatores e ciclo do combustível: o RMB é infraestrutura fundamental para o desenvolvimento endógeno de combustíveis nucleares e materiais para uso em reatores nucleares; cria capacidade para testar e qualificar combustíveis nucleares para propulsão nuclear, combustíveis avançados desenvolvidos para os reatores nucleares brasileiros e novos combustíveis para reatores de pesquisa; cria capacidade para teste

sob irradiação e análise pós-irradiação de materiais e processos especiais desenvolvidos para os elementos combustíveis, vasos de pressão e estruturas internas aos reatores utilizados nas centrais nucleares brasileiras e em reatores de propulsão nuclear, verificando aspectos de

segurança e parâmetros para extensão de vida útil da instalação; e

– Nas áreas de pesquisa científica e inovação: amplia a capacidade nacional em CT&I com utilização de feixes de nêutrons; ampliação da capacidade nacional existente em análise por ativação com nêutrons e aplicações de técnicas nucleares; criação de um Laboratório Nacional para atender à comunidade científica brasileira em áreas como nanotecnologia, biologia estrutural e desenvolvimento de novos materiais, por meio da utilização de feixe de nêutrons, em complementação

O RMB visa dotar o Brasil de CT&I para viabilizar políticas públicas e propósitos estratégicos da área nuclear. Propiciará contribuições para saúde, indústria, agricultura e meio ambiente

ao Laboratório Nacional de Luz Síncrotron (LNLS), criando uma capacidade nacional de suporte a pesquisas científica e tecnológica; disponibilização de uma instalação de pesquisa única na América Latina, podendo servir de polo de integração em pesquisas científica e tecnológica e formação de recursos humanos.

Mais do que o explicado anteriormente, o RMB será um grande laboratório nacional voltado à tecnologia nuclear de forma ampla e à aplicação das radiações ionizantes em benefício do ser humano. São previstos, além da instalação do reator nuclear de 30 MW e seus laboratórios associados para executar as funções principais desejadas (feixe de nêutrons, processamento de radioisótopos, laboratório de análise pós-irradiação e laboratório de análise por ativação com nêutrons), aceleradores de partículas tipo ciclotron, laboratório de fusão nuclear, laboratório de *lasers* de alta potência, centro de desenvolvimento e aplicações das radiações ionizantes em benefício da sociedade e centro de formação e ensino (mestrado e doutorado).

A operação do reator RMB deverá ser contínua, 24 horas por dia, em ciclos de 25 dias de operação, e com disponibilidade superior a 80% ao ano, de forma a suprir continuamente a demanda de radioisótopos aplicados na medicina nuclear. Necessitará de 60 combustíveis por ano para operação, e entre mil a 2 mil alvos de urânio para produzir o Mo-99. O elemento combustível é composto de 21 placas combustíveis de dispersão de U_3Si_2-Al , com 19,75% em peso de enriquecimento, num total de 1,7 kg de urânio por elemento combustível. Os alvos de U para produção do Mo-99 são miniplacas de dispersão de UAl_x-Al , com 19,75% em peso de enriquecimento, contendo da ordem de 7,5 gramas de

urânio por miniplaca. Tanto os combustíveis quanto os alvos são HALEU.

Para garantir o fornecimento contínuo de combustível nacional para o RMB, a coordenação técnica do empreendimento desenvolveu um projeto cooperativo entre o Ipen/CNEN-SP e o CTMSP, com financiamento de R\$ 25 milhões do Fundo Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico/Financiadora de Estudos e Projetos (FNDCT/Finep) entre 2014 e 2019. Os principais propósitos desse projeto foram:

- construir uma cascata de enriquecimento isotópico de urânio a 20% no Laboratório de Enriquecimento Isotópico (LEI) do CTMSP, em Aramar. Essa cascata está dimensionada para ser a fornecedora das quantidades anuais de UF_6 enriquecido para o RMB;

- garantir uma tecnologia de fabricação e infraestrutura adequadas no Cecon, possibilitando a manufatura dos elementos combustíveis e dos alvos de urânio nas quantidades anuais necessárias do RMB;

- produzir no Cecon 19 elementos combustíveis tipo RMB, de U_3Si_2-Al a 20% de enriquecimento, com o UF_6 produzido no LEI; e

- montar, licenciar e operar um novo núcleo com elementos combustíveis, tipo RMB, no reator Ipen/MB-01 para servir de núcleo de referência para estudos de configurações, qualificação e certificação de metodologia de cálculo do núcleo do reator RMB.

Os quatro propósitos elencados acima foram cumpridos na sua totalidade:

- Foi construída uma nova cascata de enriquecimento com tecnologia de última geração do CTMSP no LEI para atender ao RMB. Essa cascata foi inaugurada em dezembro de 2016 e enriqueceu urânio a 19,75% em peso para a fabricação

dos elementos combustíveis tipo RMB para uso no reator Ipen/MB-01.

– O Cecon melhorou sua infraestrutura predial de sistemas e equipamentos para seu processo de fabricação de combustíveis nucleares. Laboratórios que estavam localizados de forma dispersa no Ipen foram centralizados em um único prédio. Todo o processo foi atualizado e vários equipamentos foram adquiridos ou desenvolvidos. O processo engloba conversão de UF_6 a UF_4 , produção de urânio metálico, produção de ligas de urânio, produção de pó de Al e pó da liga de U, fabricação de briquetes da dispersão com pó da liga de urânio e pó de Al, laminação e finalização de placas combustíveis, montagem do elemento combustível, fabricação de peças acessórias à montagem dos combustíveis, sistema de metrologia e controle de qualidade, laboratórios físico-químicos e de metalografia e cofre de estocagem segura do combustível nuclear.

– Foram produzidos 19 elementos combustíveis tipo RMB para carregamento no reator Ipen/MB-01. Importante realçar o cuidado da caracterização de quantidades dos materiais e geometria desses combustíveis, pois a precisão desses valores servirá para referência do novo núcleo do Ipen/MB-01 como *benchmark* internacional de verificação de cálculo *versus* medidas de núcleos compactos, como os de reatores de pesquisa ou SMR. Uma característica importante dos combustíveis é que possuem também veneno queimável, fios de

cádmio, incorporados na estrutura do elemento combustível, o que traz aspectos de complexidade e inovação agregados.

– O antigo núcleo de varetas combustíveis do reator Ipen/MB-01 foi removido (após 30 anos de operação), e a estrutura interna do núcleo foi alterada para receber combustível tipo placa. Foram trocadas as barras de controle tipo vareta para tipo placa e substituídos os detectores de nêutrons e foi atualizado o sistema de proteção do reator, bem como vários sistemas auxiliares da planta. Foi elaborado um novo Relatório de Análise de Segurança (RAS) e submeteu-se o licenciamento na Diretoria de Radioproteção e Segurança (DRS) da CNEN. Foram concedidas a Autorização de Manuseio de Material Nuclear (Auman), em dezembro de 2018, e a Licença de Operação Permanente (LOP), válida por um período de dez anos, em novembro de 2019. O reator alcançou sua primeira criticalidade em março de 2020.

Esse projeto desenvolvido pelo Empreendimento RMB e realizado com tecnologia nacional posiciona o Brasil em seletos grupo com conhecimento e tecnologia para produzir combustíveis tipo HALEU e projetar e operar reatores de pesquisa

Cabe também destacar que houve a participação da INB nesse projeto, fornecendo UF_6 natural para enriquecer até 20% no LEI e usinando os componentes estruturais dos elementos combustíveis produzidos pelo Cecon. No futuro, quando do fornecimento continuado de combustíveis para o RMB, a INB poderá fornecer não o UF_6 natural, mas sim UF_6 enriquecido a 4% para o LEI, de forma a otimizar o processo fabril, prazos e custos.

Um aspecto que torna esse projeto desenvolvido pelo Empreendimento RMB

importante para o País é o fato de que tudo foi realizado com tecnologia nacional no Ipen/CNEN-SP e no CTMSP e com insumos da INB, o que posiciona o Brasil como participante de um seleto grupo que tem conhecimento e tecnologia para produzir combustíveis tipo HALEU e projetar e operar reatores de pesquisa.

Um outro aspecto de contribuição do Empreendimento RMB para o sistema HALEU é um dos propósitos das instalações do RMB – testes de irradiação de combustíveis e materiais para reatores nucleares.

As seguintes características estão projetadas no Empreendimento RMB:

- duas posições de irradiação no centro do núcleo do reator permitem irradiar amostras de materiais estruturais em níveis de fluência neutrônica superior aos observados tanto nos reatores PWR em uso no País como para reatores do tipo ALWR (Reatores Avançados à Água) e SMR;

- uma lateral do núcleo do reator foi preparada com refletores de berílio e água leve, permitindo irradiar *loops* pressurizados contendo amostras de combustível nuclear. Os testes de irradiação podem ser estacionários ou de forma transiente, simulando operação de base ou rampas de potência e seguimento de carga. Há espaço para operação de dois *loops* de irradiação de forma simultânea;

- sala de sistema de *loops* e sala de controle de *loops*;

- célula quente para manuseio e desmonte dos *loops* de teste de irradiação para o resgate das amostras de combustíveis e materiais irradiados para envio ao laboratório de análise pós-irradiação utilizando-se cascos de transporte (blindagem); e

- Laboratório de Análise Pós-irradiação com duas linhas de células quentes,

uma para materiais combustíveis irradiados e outra para materiais estruturais irradiados. Exames não destrutivos e destrutivos (físicos, químicos e metalográficos) serão executados, caracterizando propriedades e fenômenos associados à irradiação dos combustíveis e materiais.

PERSPECTIVAS MUNDIAIS SOBRE HALEU

A fim de garantir um suprimento seguro de HALEU, a atual infraestrutura do ciclo de combustível nuclear destinada aos reatores nucleares comerciais que usam urânio de baixo enriquecimento (LEU) a até 6%, que consiste em mineração, beneficiamento, conversão, enriquecimento e fabricação de combustível, precisará ser mais desenvolvida e mais robusta. Dependendo da localização das instalações dessa infraestrutura, meios de transporte associados também precisarão ser desenvolvidos.

No entanto, ao contrário do material necessário para os reatores de pesquisa e alvos para produção de radioisótopos, o investimento industrial necessário em infraestrutura para produção de HALEU para reatores comerciais é substancial, sendo realisticamente possível apenas se houver perspectivas de demanda suficiente e se os preços forem adequados e aceitáveis para os futuros clientes.

É muito difícil fazer previsões confiáveis da demanda do HALEU para futuros reatores comerciais com base nas informações atualmente disponíveis. Estão em discussão vários projetos avançados de reatores que envolvem o uso de um nível de enriquecimento de 19,75%. Um fator que influencia se esses projetos serão ou não concretizados será uma nova infraestrutura para garantir o fornecimento do HALEU. Atualmente, não há uma

avaliação consolidada das necessidades de HALEU, mas muitos projetos apontam para um futuro que envolve uma demanda crescente de reatores comerciais usando esse tipo de combustível.

O desenvolvimento de pequenas centrais nucleares tem sido de particular interesse nos últimos anos. Esses tipos de reatores SMR tipicamente têm uma saída elétrica de 3 a 100 MWe, mas alguns projetos têm potências mais altas, de até 300 MWe. Os SMR oferecem benefícios em termos de flexibilidade devido à menor produção de energia elétrica e são atraentes porque os custos de capital por usina são menores. Muitos dos projetos envolvem ciclos de reabastecimento ou núcleos de vida útil muito longos, exigindo maior enriquecimento do material físsil no núcleo.

De acordo com avaliação de 2016 da Organização de Cooperação e Desenvolvimento Econômico/Agência de Energia Nuclear (OCDE/NEA), até 21 GWe de SMR poderiam ser adicionados até 2035, em um cenário otimista¹⁴. Isso representa 3% da total capacidade nuclear instalada global. Esta avaliação não leva em consideração o potencial de desenvolvimento adicional de tecnologias SMR, como atualmente conhecidas e com potencial de realização realista.

Os projetos de SMR podem basear-se na tecnologia “tradicional” de água leve (LWR) ou na tecnologia avançada de reatores (Geração IV), como os reatores de alta temperatura (HTR), reatores de sal fundido (MSR) ou reatores rápidos resfriados a chumbo também. Além dos SMR, estão sendo desenvolvidos reato-

res avançados com alta potência elétrica (> 500 MW) que em alguns casos também usam o HALEU.

Analisando a demanda de combustível, podemos distinguir, grosso modo, o seguinte:

- pequenos reatores modulares baseados em LWR usam principalmente UO_2 com enriquecimento <5%;
- pequenos reatores modulares baseados em HTR usam principalmente HALEU;
- pequenos reatores modulares baseados em MSR usam principalmente HALEU;
- pequenos reatores modulares, refrigerados a sódio ou chumbo, usam principalmente HALEU ou óxidos mistos (MOX); e
- reatores avançados > 300 MWe, que são principalmente reatores rápidos, refrigerados a sódio ou chumbo, usam combustível MOX ou, em alguns casos, HALEU.

A demanda por HALEU para uso em tecnologias avançadas está nitidamente se tornando um aspecto interessante do ciclo do combustível nuclear global. Também podem ser atraentes para os reatores de água leve atuais, especialmente para desenvolver combustíveis mais seguros, os chamados “combustíveis tolerantes a acidentes” (*Accident Tolerant Fuel – ATF*¹⁵). Provavelmente, ainda levará algum tempo até que esses desenvolvimentos resultem em uma demanda significativa por HALEU. Protótipos ou *Lead Test Assemblies – LTA*, no entanto, exigirão volumes menores em um futuro próximo. Se esses programas de LTA forem bem-

14 Small Modular Reactors: Nuclear Energy Market Potential for Near-term Deployment, OECD-NEA, 2016. Disponível em: www.oecd-nea.org/ndd/pubs/2016/7213-smrs.pdf.

15 NEI – Nuclear Energy Institute. Accident Tolerant Fuel. Disponível em: <https://www.nei.org/advocacy/make-regulations-smarter/accident-tolerant-fuel>.

sucedidos, o volume de HALEU necessário para suportar quantidades de recarga para um LWR grande a longo prazo será significativo, de cerca de 40tU/recarga com 16% de enriquecimento de U-235.

O Instituto de Energia Nuclear (NEI), da indústria nuclear dos EUA, avaliou a demanda nacional do HALEU em 2018¹⁶. A NEI pesquisou desenvolvedores de reatores avançados e projetistas de combustível que usam HALEU, a fim de identificar suas necessidades anuais até 2030. A demanda anual de menos de 1 tonelada de HALEU em 2018 deverá aumentar para cerca de 185 toneladas até 2030 em várias faixas de enriquecimento, que variam de 13 a 19,75%.

É claro que esses números devem ser tratados com cautela, mas mostram que a indústria nuclear pode precisar do HALEU a curto prazo para novos desenvolvimentos. Os volumes esperados podem exce-

der rapidamente as atuais necessidades estabelecidas para reatores de pesquisa e outros fins, requerendo investimentos em infraestrutura de produção específicas.

CONCLUSÃO

Há uma expectativa de movimento mundial para criar uma infraestrutura de fornecimento comercial de combustíveis tipo HALEU para uma geração de reatores tipo SMR ou pequenas unidades.

O Brasil já possui uma infraestrutura com capacidade para fornecer combustíveis tipo HALEU para os reatores de pesquisa atuais (IEA-R1) e futuros (RMB) de forma regular. Isso cria uma oportunidade de o País utilizar esse conhecimento e essa tecnologia em instalações industriais e comerciais para atendimento nacional ou até mesmo internacional da demanda por HALEU.

📁 CLASSIFICAÇÃO PARA ÍNDICE REMISSIVO:
<CIÊNCIA&TECNOLOGIA>; Combustível; Energia Nuclear;

16 NEI – Nuclear Energy Institute. Addressing the Challenges with Establishing the Infrastructure for the front-end of the Fuel Cycle for Advanced Reactors, January 2018. Disponível em: <https://www.nrc.gov/docs/ML1810/ML18103A250.pdf>.