# A QUESTÃO DA PRODUÇÃO DE COMBUSTÍVEL PARA UM ESQUADRÃO DE SUBMARINOS NUCLEARES DE ATAQUE

LEONAM DOS SANTOS GUIMARÃES
Capitão-de-Fragata (EN)

**RESUMO**

A futura obtenção de um esquadrão de submarinos nucleares de ataque pela Marinha do Brasil neste século implicará o surgimento de uma série de necessidades novas e singulares a serem satisfeitas pelo Sistema de Apoio Logístico Naval. Estas novas necessidades específicas trarão impactos sobre todas as seis funções logísticas básicas. Dentre elas, a de abastecimento de combustível pode ser considerada como aquela que requer o maior esforço de capacitação prévia, pois, além do domínio tecnológico das diversas etapas do ciclo do combustível nuclear, requer também a estruturação de uma base industrial nacional de produção para o efetivo atendimento das necessidades das futuras unidades de propulsão nuclear da Esquadra. O presente trabalho apresenta os aspectos técnicos das etapas de produção e um dimensionamento da base industrial requerida para atender às necessidades de um esquadrão composto por quatro submarinos.

## SIMBOLOGIA

$Al_2O_3$ – alumina

CEA – Centro Experimental de Aramar (Marinha)

CTMSP – Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo

DEPP – Dias efetivos em plena potência

DUA – diuranato de amônia

FEC – Fábrica de Elementos Combustíveis

$F_u$ – Fator de utilização

INAP – Instalação Nuclear de Água Pressurizada

INB – Indústrias Nucleares do Brasil

IPEN – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares

LABMAT – Laboratório de Materiais Nucleares (Marinha)

LADICON – Laboratório de Desenvolvimento de Instrumentação e Combustível Nuclear (Marinha)

LEI – Laboratório de Enriquecimento Isotópico

NTU – nitrato de uranila

PDCTM – Plano de Desenvolvimento Científico e Tecnológico da Marinha

PDR – Período de Docagem de Rotina

PLED – Plano Específico de Desenvolvimento

PNR – Período Normal de Reparo

PROCON – Instalação de conversão em escala laboratorial (do IPEN)

PWR – Pressurized Water Reactor

SNA – Submarinos nucleares de ataque (Marinha)

TCAU – tricarbonato de amônia e uranila

$UF_4$ – tetrafluoreto de urânio

$UF_6$ – hexafluoreto de urânio

$UO_2$ – dióxido de urânio

$UO_3$ – trióxido de urânio

USEXA – Uma unidade de demonstração industrial (da Marinha em Aramar)

USIDE – Outra unidade de demonstração industrial (da Marinha em Aramar)

UTS – Unidades de trabalho separativo

SUMÁRIO

Simbologia
Introdução
Abastecimento de combustível nuclear
Produção do combustível nuclear
*Prospecção, mineração e beneficiamento*
*Conversão*
*Enriquecimento*
*Reconvenção e pastilha*
*Elementos combustíveis*
*Reprocessamento*
*Armazenamento de combustíveis irradiados*
Bases para determinação de necessidades
*Elemento operativo*
*Atividade*
*Consumo*
*Custos das etapas do ciclo*
*Custos da unidade de trabalho separativo*
Produção requerida
*Esquadrão de SNA de referência*
*Dimensionamento da base industrial*
*Geração de rejeitos*
*Custos de produção*
Sensibilidade às hipóteses adotadas
*Variação do teor de enriquecimento*
*Variação do teor do empobrecimento do rejeito*
*Variação na capacidade separativa unitário*
Conclusão

## INTRODUÇÃO

A criação, no próximo século, de um esquadrão de submarinos nucleares de ataque (SNA) no âmbito da Força de Submarinos da Esquadra seria o coroamento do êxito do Plano Específico de Desenvolvimento (PLED) de Tecnologia Nuclear, integrante do Plano de Desenvolvimento Científico e Tecnológico da Marinha (PDCTM). Com efeito, é de conhecimento público que a Marinha, através do Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo (CTMSP), vem implementando, desde 1979, uma amplo programa para desenvolvimento de capacitação tecnológica em propulsão nuclear. A comprovação desta capacitação será obtida através do projeto, construção, comissionamento e operação de:

- Protótipo em terra de uma instalação propulsora nuclear para submarinos de ataque [2], denominada Instalação Nuclear de Água Pressurizada (INAP), baseada em reator do tipo PWR (*Pressurized Water Reactor*); e
- Usinas de demonstração industrial de algumas etapas do "Ciclo do Combustível Nuclear" (Projeto CICLONE), adotando-se a tecnologia de enriquecimento por ultracentrifugação.

A futura obtenção de submarinos nucleares de ataque implicará o surgimento de uma série de necessidades novas e singulares a serem satisfeitas pelo Sistema de Apoio Logístico Naval. Estas novas necessidades específicas trarão impactos sobre todas as seis funções logísticas básicas, isto é, abastecimento, manutenção e sal-

vamento, saúde, pessoal, transporte e desenvolvimento de bases.

Dentre estas funções, a de abastecimento de combustível pode ser considerada como aquela que requer o maior esforço de capacitação prévia, pois, além do domínio tecnológico das diversas etapas do ciclo do combustível nuclear, requer também a estruturação de uma base industrial de produção para o efetivo atendimento das necessidades das futuras unidades de propulsão nuclear da Esquadra.

## ABASTECIMENTO DE COMBUSTÍVEL NUCLEAR

O combustível nuclear é carregado em um reator PWR [3], compondo o seu núcleo. Os elementos combustíveis, sob a forma típica de pastilhas cilíndricas encamisadas em varetas de aço inox, sofre a reação de fissão nuclear em cadeia controlada, produzindo calor, que é retirado por um fluido de resfriamento, que, por sua vez, irá vaporizar água em um gerador de vapor. Pode-se então utilizar este vapor para acionar uma turbina de propulsão diretamente acoplada ao eixo do navio (sistema de propulsão mecânica) ou para acionar turbogeradores que alimentarão as diversas cargas de bordo, incluindo o motor elétrico de propulsão (sistema de propulsão elétrica).

O abastecimento de combustível para um esquadrão de submarinos nucleares de ataque é um típico problema logístico, cuja solução deve ser alcançada por intermédio das três fases básicas da logística: determinação de necessidades, obtenção e distribuição.

O desempenho destas fases básicas, desdobradas nas atividades de abastecimento, agrupadas em atividades técnicas e atividades gerenciais, constituirão a essência operacional de um futuro Sistema de Abastecimento de Combustível Nuclear da Marinha.

O combustível nuclear difere de um modo considerável dos combustíveis fósseis.

Com efeito, sua utilização envolve diversas etapas de elaboração através de processos tecnológicos especiais, o que implica um grande "valor agregado" ao longo de sua produção.

A logística de produção associada é, portanto, complexa, requerendo intensivos esforços de pesquisa e desenvolvimento e investimentos significativos para capacitação e implantação de uma base industrial nacional, pois a forte conotação político-estratégica desta atividade praticamente inviabiliza o apelo a fornecedores internacionais.

## PRODUÇÃO DO COMBUSTÍVEL NUCLEAR

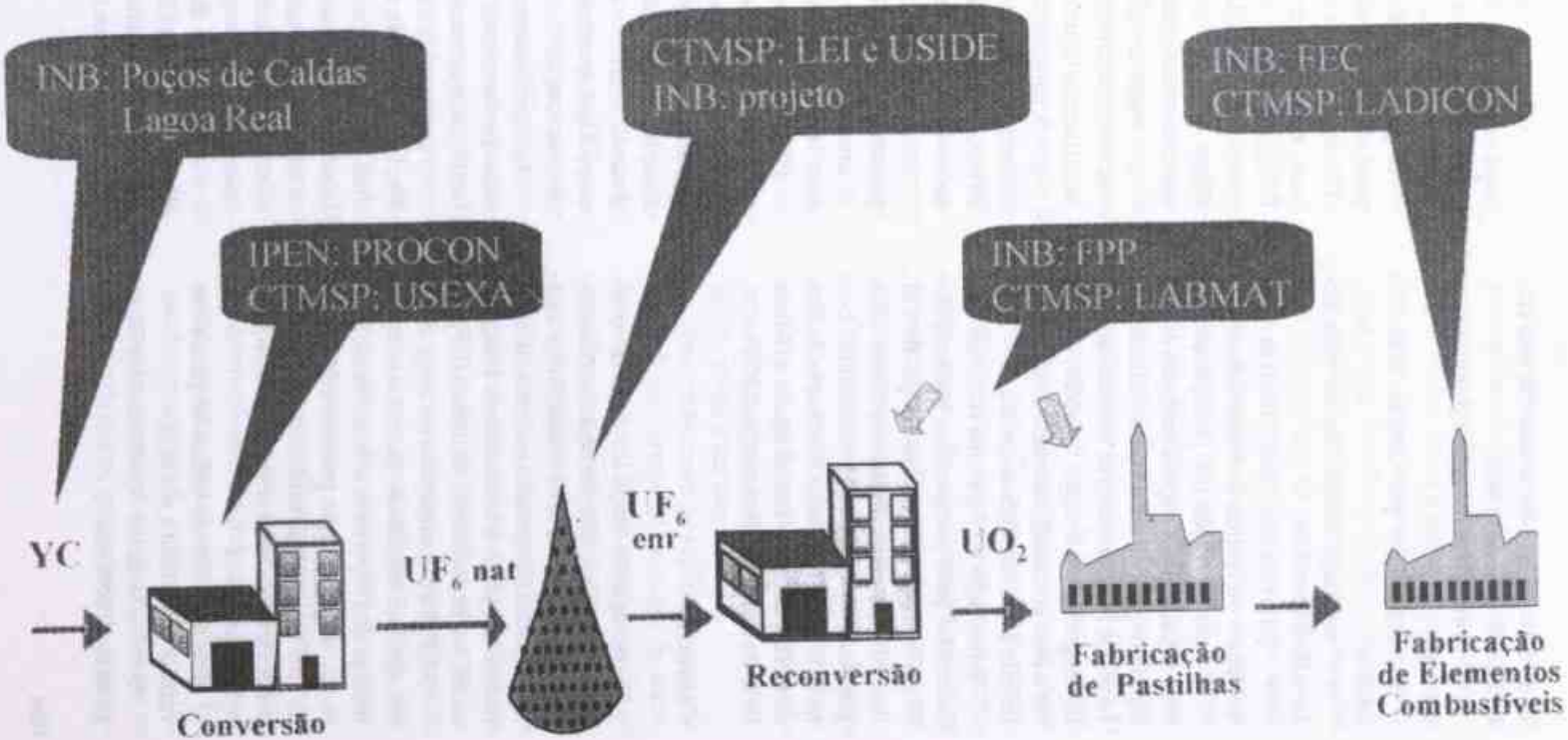
Entende-se como Ciclo do Combustível Nuclear as diversas etapas seqüenciais pelas quais o minério de urânio bruto, naturalmente existente na crosta terrestre, é transformado em combustível pronto para ser carregado no núcleo de reatores nucleares, assim como o seu posterior gerenciamento técnico após a "queima" e descarregamento do reator.

### *Prospecção, mineração e beneficiamento*

As etapas de prospecção, mineração e beneficiamento do minério de urânio constituem a parte inicial do ciclo do combustível, gerando como produto final o concentrado de urânio natural chamado torta amarela (*yellow cake*).

Podem-se distinguir cinco processos básicos que permitem passar do mineral, cujo conteúdo de urânio é de 0,3-10 kg/t no minério bruto, dependendo da jazida de

# ABASTECIMENTO DE COMBUSTÍVEL NUCLEAR: BASE INDUSTRIAL NACIONAL



onde é extraído, à torta amarela, que contém de 70-80% de urânio:

- trituração e moagem (granulometria ≡ 1 mm);
- dissolução por ataque ácido ou básico;
- separação sólido-líquido para isolar o licor uranífero;
- purificação dos licores por solventes ou resinas de troca iônica;
- concentração por precipitação básica, seguida de filtração e secagem do precipitado que constitui o concentrado, sob forma de pó (diuranato de amônia, uranato de magnésio ou uranato de sódio, conforme a base utilizada), chamado torta amarela devido a sua cor característica.

Existe hoje no País uma razoável base industrial para prospecção, mineração e beneficiamento de urânio (Poços de Caldas, MG, em descomissionamento, e Lagoa Real, BA, em comissionamento), controlada pelas Indústrias Nucleares do Brasil (INB), empresa estatal ligada ao Ministério da Ciência e Tecnologia (MCT).

*Conversão*

Esta segunda etapa do ciclo do combustível nuclear tem por objetivo transformar os concentrados de urânio (torta amarela) obtidos no mercado nacional ou, eventualmente, junto a fornecedores internacionais, em hexafluoreto de urânio ($UF_6$).

O $UF_6$ é a forma química em que o urânio encontra-se em estado gasoso a temperaturas pouco superiores à do ambiente (ponto de sublimação na pressão atmosférica de 56°C) e, portanto, adaptada ao processamento nas usinas de enriquecimento isotópico.

Dois métodos são utilizados para a conversão: via úmida e via seca.

O método da via úmida envolve os seguintes processos:

a) dissolução do concentrado de urânio a nitrato de uranila (NTU) e sua purificação pelo processo de extração por solventes;

b) precipitação do NTU com amônia para obtenção do diuranato de amônia (DUA) que posteriormente é seco e calcinado, dando origem ao trióxido de urânio ($UO_3$);

c) reação do $UO_3$ com hidrogênio e ácido fluorídrico para obtenção de tetrafluoreto de urânio ($UF_4$);

d) reação do $UF_4$ com flúor, obtido através de eletrólise, para produção de hexafluoreto de urânio ($UF_6$);

e) destilação do $UF_6$ para se eliminar impurezas e obter um produto com características adequadas para uso nas cascatas de enriquecimento; e

f) condicionamento do $UF_6$, quando o produto líquido é transferido para cilindros de armazenamento e transporte, onde ele se cristaliza à temperatura ambiente.

Não existe hoje no País uma base industrial para conversão.

As Indústrias Nucleares do Brasil (INB) têm descartado, para curto e médio prazo, a implantação de tal infra-estrutura considerando o baixo valor agregado por esta etapa e a disponibilidade de fornecedores internacionais.

Os investimentos necessários não possuem portanto uma taxa de retorno que os justifiquem no atual contexto econômico.

O Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN), em São Paulo, possui uma instalação de conversão em escala laboratorial, denominada PROCON, já muito antiga e em condições precárias de funcionamento, estando atualmente fora de operação.

Uma unidade de demonstração industrial denominada USEXA encontra-se em construção pela Marinha no Centro Experimental de Aramar (CEA).

*Enriquecimento*

O urânio no seu estado natural é uma mistura de três isótopos: U-238 (99,29%), U-235 (0,71%) e U-234 (traços). A operação de enriquecimento consiste então em elevar a parcela do U-235 até porcentagens superiores à natural.

Na etapa de enriquecimento, o $UF_6$ sólido é sublimado e injetado, sob forma gasosa, em conjuntos de máquinas de separação isotópica, ligadas em determinados arranjos série/paralelo que formam as chamadas "cascatas" constituintes das usinas de enriquecimento.

Ao longo do escoamento em direção à parte "alta" da cascata, o teor do isótopo de urânio de massa atômica 235 (U-235) presente no $UF_6$ natural (0,71%) é aumentado (enriquecido) para um valor superior (<20%), adequado à "queima" em reatores de propulsão naval.

O produto ($UF_6$ enriquecido) é então extraído desta região, condicionado, dessublimado e remetido para a etapa seguinte de reconversão.

Ao longo do escoamento em direção à parte "baixa" da cascata (extração do rejeito), o teor do isótopo de urânio de massa atômica 235 (U-235) presente no $UF_6$ natural é reduzido (empobrecido) para um valor inferior (0,2-0,3%). O rejeito ($UF_6$ empobrecido) é então extraído desta região, condicionado, dessublimado e armazenado de forma segura. Para reduzir o volume dos rejeitos armazenados, pode-se converter o $UF_6$ empobrecido em diuranato de amônia (DUA).

Os dois tipos clássicos de máquinas de separação isotópica empregadas para o enriquecimento de urânio em escala industrial são os difusores gasosos e as ultracentífugas. O princípio de funcionamento de ambos é baseado na diferença de densidade (peso atômico) dos dois isótopos naturais (U-238 e U-235).

Num difusor, as moléculas mais leves atravessam em maior número uma barreira porosa (pó de $Al_2O_3$ ou Ni sinterizado), cujo diâmetro dos poros é muito pequeno com relação ao livre percurso médio das moléculas no gás. Isto faz com que a concentração de U-235 na região posterior à barreira seja maior do que na região anterior.

A ultracentrifugação, como seu nome indica, é baseada na diferença de pressão parcial entre as moléculas de $UF_6$ contendo U-235 e U-238 provocada pela força centrífuga dentro de um cilindro girando a velocidades muito elevadas (> 50.000 rpm). O gás mais pesado (teor de U-235 reduzido) concentra-se na periferia e o gás mais leve (teor de U-235 aumentado) no centro do cilindro. Repete-se várias vezes a operação dentro de uma mesma máquina por meio de uma circulação interna em contracorrente.

O consumo de energia elétrica de uma cascata de centrifugação é cerca de 10 vezes inferior ao de uma cascata de difusão equivalente, mas o custo inicial de investimento tende a ser superior.

Seu coeficiente de separação unitário (medido em termos de unidades de trabalho separativo – UTS) é muito superior ao dos difusores, o que implica um menor número de estágios em série na cascata.

Por outro lado, a vazão em cada máquina é pequena, o que implica um número maior de máquinas em paralelo. Isto torna as cascatas de centrifugação especialmente bem adaptadas para produções pequenas, com custos de investimento reduzidos.

Pode-se hoje afirmar que a difusão gasosa é uma tecnologia em obsolescência. Os desenvolvimentos industriais modernos estão voltados para a centrifugação. Em escala experimental, existem desenvolvimentos em novas tecnologias baseadas no emprego de *lasers*, que, entretanto, têm ain-

da um caminho longo para atingir a maturidade industrial.

Não existe hoje no País uma base industrial para enriquecimento.

Uma instalação de enriquecimento em escala laboratorial (Laboratório de Enriquecimento Isotópico – LEI) encontra-se em operação pela Marinha no Centro Experimental de Aramar (CEA).

Encontra-se em construção pela Marinha, também no CEA, uma unidade de demonstração industrial denominada USIDE. Esta usina é composta por vários módulos, sendo que os primeiros já se encontram em funcionamento.

As indústrias nucleares do Brasil estão iniciando o projeto de implantação de uma usina de enriquecimento em escala industrial, no seu complexo situado em Resende, RJ, baseado na tecnologia de centrifugação desenvolvida pela Marinha.

### *Reconversão e pastilha*

Na etapa de reconversão, o $UF_6$ enriquecido é transformado em dióxido de urânio ($UO_2$), sob forma de pó, que será utilizado como matéria-prima para produção de pastilhas de combustível.

A reconversão envolve os seguintes processos:

a) transformação do gás $UF_6$ para o estado sólido, sob a forma do pó tricarbonato de amônia e uranila (TCAU);

b) redução do pó de TCAU a pó de $UO_2$.

Na etapa de fabricação de pastilhas, o pó de $UO_2$ é transformado em pastilhas cilíndricas, as quais serão utilizadas na fabricação dos elementos combustíveis. A fabricação de pastilhas envolve os seguintes processos:

a) compactação, em prensas, do pó de $UO_2$ sob forma de pastilhas cilíndricas, produzindo as chamadas "pastilhas verdes";

b) sinterização, em fornos, das "pastilhas verdes";

c) acabamento das pastilhas brutas, produzindo as pastilhas retificadas; e

d) embalagem, armazenamento e transporte de pastilhas prontas.

A base industrial para reconversão e fabricação de pastilhas do País encontra-se em implantação pela INB, no seu complexo industrial em Resende, RJ (fábrica de pó e pastilhas).

Uma instalação de reconversão em escala laboratorial (fase 1 do Laboratório de Materiais Nucleares – LABMAT) encontra-se em operação pela Marinha no Centro Experimental de Aramar (CEA). Encontra-se em comissionamento pela Marinha, também no CEA, a fase 2 do LABMAT, para fabricação de pastilhas.

### *Materiais para elementos combustíveis*

Além das pastilhas de $UO_2$ enriquecido, a fabricação dos elementos combustíveis requer uma série de materiais e componentes que possuem funções de encamisamento das pastilhas, de estrutura de suportação e de absorvedores de nêutrons para controle e segurança do reator.

Para um elemento combustível PWR típico, pode-se identificar:

a) tubos e outros produtos metálicos em aço inox para fabricação das varetas e do esqueleto de suportação mecânica;

b) tiras de inconel e processos especiais para fabricação das grades espaçadoras;

c) pastilhas cilíndricas de alumina ($Al_2O_3$) a serem instaladas na extremidade superior das varetas combustíveis como isolante térmico;

d) pastilhas cilíndricas de carbeto de boro ($B_4C$) diluído em alumina a serem utilizadas como veneno queimável, para controle da queima do núcleo ao longo de sua vida útil;

e) pastilhas cilíndricas de carbeto de boro ($B_4C$) a serem utilizadas nas barras de segurança para desligamento do reator; e

f) barras cilíndricas da liga prata-índio-cádmio (Ag-In-Cd) a serem utilizadas nas barras de controle de potência do reator.

***Elementos combustíveis***

Na etapa de fabricação de elementos combustíveis, as pastilhas de $UO_2$ enriquecido são inseridas em varetas de aço inoxidável e em seguida são montadas em estruturas de suportação mecânica, e associadas a elementos absorvedores (barras de controle e de segurança), formando os elementos combustíveis, prontos para serem carregados no núcleo do reator.

A fabricação de elementos combustíveis PWR típico envolve os seguintes processos:

a) processos especiais de soldagem para montagem do esqueleto do elemento combustível;

b) processos para carregamento de pastilhas nas varetas;

c) processos especiais de soldagem de fechamento e selagem das varetas;

d) processos de montagem das varetas no esqueleto;

e) procedimentos específicos de controle de qualidade do elemento (estanqueidade das varetas, verificação do grau de enriquecimento do combustível nas varetas, inspeção dimensional);

f) procedimentos de limpeza e descontaminação do elemento; e

g) embalagem, transporte e armazenamento de elementos combustíveis novos.

A qualificação dos elementos combustíveis deve necessariamente preceder a fabricação em escala industrial. Esta qualificação envolve as atividades de irradiação de amostras representativas do elemento combustível em reator de testes de materiais seguida de análise pós-irradiação dos componentes irradiados em células "quentes" (manipulação de materiais de média e alta atividade).

As INB possuem em funcionamento uma fábrica de elementos combustíveis (FEC), localizada no seu complexo industrial em Resende, RJ, que tem fornecido os elementos combustíveis para a central nuclear de Angra-I. A Marinha possui em funcionamento na sede do CTMSP, em São Paulo, SP, o Laboratório de Desenvolvimento de Instrumentação e Combustível Nuclear (LADICON), com capacidade de fabricação em pequena escala de elementos combustíveis para reatores navais.

***Reprocessamento***

Na etapa de reprocessamento, os elementos combustíveis usados, após serem descarregados do núcleo do reator, são desmantelados e o combustível irradiado é separado dos demais materiais, para então ser diluído em solução ácida, sendo em seguida separados o urânio, o plutônio e os produtos de fissão remanescentes. Os dois primeiros poderão então ser reutilizados como combustível e os últimos deverão ser armazenados de forma segura. O reaproveitamento do combustível reprocessado somente se justifica economicamente para grandes quantidades de combustível irradiado, isto é, um grande número de reatores em operação, o que não seria, a princípio, o caso brasileiro.

***Armazenamento de combustíveis irradiados***

A alternativa à etapa de reprocessamento é o armazenamento dos elementos combustíveis irradiados diretamente. Neste caso, após o descarregamento do núcleo

do reator, os elementos combustíveis, no estado, são inicialmente armazenados em piscinas de estocagem temporária localizadas próximas ao reator para "esfriarem" (decaimento natural de sua radioatividade). Após este período, os elementos combustíveis usados são transferidos para estocagens a seco intermediárias, especialmente projetadas para este fim, onde aguardarão sua transferência para uma estocagem definitiva, em formações geológicas subterrâneas milenarmente estáveis.

Não existem hoje no País depósitos para estocagem definitiva nem intermediária de elementos combustíveis irradiados.

O combustível usado da usina de Angra I é estocado em piscina localizada em prédio adjacente ao reator, com capacidade de armazenamento para toda sua vida útil.

Para a Instalação Nuclear de Água Pressurizada, o CTMSP desenvolve o projeto do Prédio do Combustível, similar ao de Angra I, com capacidade de armazenar todo o combustível irradiado ao longo de 30 anos de operação do reator protótipo em terra.

## BASES PARA DETERMINAÇÃO DE NECESSIDADES

Uma necessidade (N) é produzida por uma atividade (A) desenvolvida por um elemento operativo (E), o que define um consumo (C) em dadas circunstâncias (Z).

### *Elemento operativo*

O elemento operativo representa o consumidor, neste caso, um esquadrão de submarinos nucleares de ataque (SNA).

Torna-se então necessário estabelecer uma hipótese de planejamento definindo o número de unidades que comporão o esquadrão.

Aqui será adotada, de forma hipotética, a premissa de quatro (4) SNA, pressupondo-se que, em uma situação de crise, haverá uma unidade em patrulha, uma unidade pronta para render aquela que se encontra em patrulha (eventualmente em trânsito para a área), uma unidade em Período de Docagem de Rotina (PDR) e uma unidade em Período Normal de Reparo (PNR). Além destas quatro unidades, deve-se ainda considerar o funcionamento normal do Protótipo em Terra da instalação propulsora destes SNA, indispensável à continuidade da formação, treinamento e adestramento das tripulações operativas.

O elemento operativo gerador das necessidades de combustível nuclear fica então definido como cinco reatores nucleares do tipo PWR.

Será então estabelecida, de forma hipotética, a premissa que estes reatores são idênticos, cada um com uma potência nominal de 50 MW térmicos, um núcleo composto por 21 elementos combustíveis formados por pastilhas cilíndricas de $UO_2$ enriquecido, encamisadas em varetas de aço inoxidável.

### *Atividade*

Em termos logísticos, a atividade será definida pelo ciclo operativo dos submarinos, entendido aqui como o ritmo de funcionamento do reator.

Um fator preponderante para a definição deste ciclo é constituído pelo período entre recargas do núcleo, formado pelos elementos combustíveis.

O período entre recargas dependerá da energia total máxima gerada pelo núcleo, definida em termos de MW.dia ou em Dias Efetivos em Plena Potência (DEPP), e do Fator de Utilização ($F_u$) do reator, definido pela relação (porcentagem) entre a potência média em que o reator opera ao longo

do ciclo operativo (incluindo aí os períodos de parada, ou seja, de potência nula) e a potência máxima nominal.

A energia total máxima gerada pelo núcleo depende fundamentalmente da massa total de U-235 existente no núcleo e da energia gerada por unidade de massa deste isótopo.

Para um elemento combustível PWR típico, fixado o número de varetas combustíveis e as dimensões e densidade das pastilhas cilíndricas de $UO_2$, a massa total de U-235 dependerá exclusivamente do grau de enriquecimento.

Adota-se então, de forma hipotética, a premissa que o grau de enriquecimento do urânio utilizado para a fabricação dos elementos combustíveis dos cinco reatores será de 5% em massa.

A energia gerada por unidade de massa de U-235 depende das soluções específicas adotadas para o projeto do núcleo. Para valores baixos de enriquecimento (menor que 20%) e de grau de queima (*burn-up*) do combustível (menor que 33MW.dia/$KgU_{total}$), uma hipótese tecnicamente viável seria 145 MW.dia/$Kg_{U-235}$.

Será considerado um submarino hipotético, que durante uma missão de patrulha de 90 dias passa 5% do tempo na potência máxima (100%), 20% a 2/3, 40% a 1/2, 20% a 1/3 e 15% a potência mínima (10%). Após esta missão, passa 30 dias no porto, com energia de terra, repetindo depois a mesma missão. O reator deste navio teria um Fator de Utilização ($F_u$) de 35%, ou seja, o núcleo gerou, ao longo de um período de 120 dias, uma energia total igual a 35% da energia máxima que poderia gerar caso operasse todo tempo a plena potência.

### *Consumo*

Com base nas premissas hipotéticas feitas até aqui, pode-se quantificar as características de desempenho de um núcleo em termos de vida útil, componentes e materiais necessários a sua fabricação.

### *Custos das etapas do ciclo*

Para estimar os custos do combustível nuclear, considera-se os valores unitários médios apresentados pela referência [4]. Ressalta-se que estes valores são muito sensíveis à capacidade de produção (efeitos de escala) e estágio tecnológico da base industrial de cada país. Pode-se então considerar que os custos de produção em usinas de demonstração industrial tenderão a ser superiores aos apresentados.

### *Custos da Unidade de Trabalho Separativo*

Apesar do custo unitário da Unidade de Trabalho Separativo (UTS) não ser o mais elevado, ele é predominante na composição do custo total do combustível.

O custo da UTS é composto pela amortização dos investimentos iniciais (que são relativamente elevados para a tecnologia de ultracentrifugação), pelos custos de imobilização do $UF_6$ nas cascatas (desprezível no caso da centrifugação, mas significativo no caso da difusão), custos de energia elétrica (relativamente reduzidos para a centrifugação) e custos de operação e manutenção. Para o caso de enriquecimento por ultracentrifugação, tem-se a composição do custos apresentada pela **Tabela 1**:

COMPOSIÇÃO DE CUSTOS DO ENRIQUECIMENTO POR ULTRACENTRIFUGAÇÃO

| | |
|---|---|
| Amortização: | 83,01% |
| Retenção de $UF_6$: | Desprezível |
| Consumo de eletricidade: | 3,66% |
| Operação e manutenção: | 13,32% |
| TOTAL: | 100,00% |

Nota-se então que o custo da UTS por centrifugação é dominado pela amortização dos investimentos iniciais para construção da usina. A única maneira de reduzir o montante total destes investimentos é o desenvolvimento de máquinas com maior capacidade separativa unitária com custos de fabricação baixos. Isto implica em um menor número de máquinas para uma determinada capacidade total da usina de enriquecimento. A experiência industrial tem demonstrado que o resultado líquido é positivo, ou seja, a redução do número de máquinas compensa largamente o aumento do custo unitário de máquinas de melhor desempenho [5].

## PRODUÇÃO REQUERIDA

### *Esquadrão de SNA de referência*

As premissas básicas assumidas consideram um esquadrão de SNA composto por quatro unidades, apoiado por um protótipo em terra das suas respectivas instalações propulsoras, supostas idênticas. Estes cinco reatores possuem um núcleo formado por 21 elementos combustíveis do tipo PWR enriquecido a 5% em massa. A usina de enriquecimento que produz o combustível para estes reatores é baseada na tecnologia de ultracentrifugação, sendo o teor do rejeito empobrecido desta usina igual a 0,25%. A estratégia adotada para o gerenciamento do combustível usado é a de não reprocessamento, ou seja, armazenagem a longo prazo dos elementos combustíveis irradiados.

### *Dimensionamento da base industrial*

A partir das bases estabelecidas para a determinação de necessidades, em especial da quantificação dos materiais necessários para a fabricação de um núcleo e o período entre recargas, pode-se dimensionar a capacidade de produção anual destes materiais de modo a abastecer de combustível o hipotético esquadrão de submarinos nucleares de ataque.

### *Geração de rejeitos*

Esta produção anual gera uma quantidade de rejeitos radioativos que deverão ser adequadamente gerenciados.

Os principais rejeitos são os próprios elementos combustíveis usados, descarregados dos reatores após irradiação durante a vida útil do núcleo, o $UF_6$ empobrecido, rejeitado pelas usinas de enriquecimento e o minério com muito baixo teor de urânio, descartado do processo de beneficiamento por ser anti-econômico o seu aproveitamento.

Os elementos combustíveis irradiados possuem alta atividade e, em não se adotando a opção pelo reprocessamento, deverão ser estocados de maneira controlada por períodos muito longos. Seu volume, entretanto, é relativamente pequeno. O $UF_6$ empobrecido possui muito baixa atividade, porém seu volume é relativamente elevado. Para sua estocagem, é recomendável convertê-lo a uma forma mais densa, tal como o nitrato de uranila (NTU). Os rejeitos de beneficiamento são em volume ainda muito maior, sendo, entretanto, estocados na própria mina, em "bota-fora" controlado.

### *Custos de produção*

A partir da produção anual de materiais e da geração de rejeitos associada, e assumindo os custos unitários médios apresentados por [4], pode-se estimar os custos anuais de combustível para o esquadrão de SNA, assim como a contribuição relativa de cada etapa do ciclo para este custo.

Ressalta-se mais uma vez que os custos reais tendem a ser mais elevados, pois a escala de produção requerida é relativamente pequena comparada com a escala de produção sobre a qual estão baseadas as estimativas de custo assumidas.

## SENSIBILIDADE ÀS HIPÓTESES ADOTADAS

Os resultados apresentados são limitados pelas diversas hipóteses feitas, de caráter arbitrário. Será então verificada a sensibilidade destes resultados a três destas hipóteses. Note-se que a variação de cada uma delas é feita mantendo-se as outras duas constantes, no valor de referência:

1. aumento do teor de enriquecimento do combustível de forma a aumentar a vida útil do núcleo dos cinco reatores dos SNA e protótipo em terra;
2. aumento do teor de empobrecimento do $UF_6$ rejeitado pela usina de enriquecimento de forma a reduzir o número de ultracentrífugas instaladas e, conseqüentemente, os custos de investimento correspondentes; e
3. aumento da capacidade individual de cada máquina ultracentrífuga, de forma a reduzir o custo unitário da UTS.

### *Variação do teor de enriquecimento*

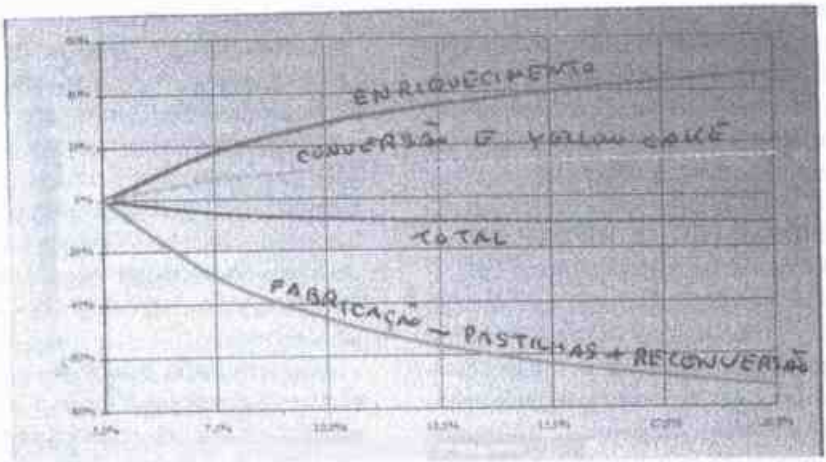
O aumento do enriquecimento tem como principal efeito o aumento do período entre recargas do reator. Ressalta-se que, além dos efeitos sobre o ciclo do combustível, isto implica um significativo aumento na disponibilidade dos SNA e uma redução dos custos de manutenção dos reatores, dado que as operações de troca de combustível seriam feitas com menor freqüência. Estes dois efeitos específicos não são quantificados pelas análises que se seguem.

O aumento do enriquecimento implica ainda uma redução da capacidade mínima de produção anual requerida para as usina de reconversão e de pastilha, para a fábrica de elementos combustíveis e para a armazenagem e transporte de elementos combustíveis, tanto novos como usados (e irradiados). Conseqüentemente, os custos de investimento, de operação e de manutenção destas etapas do ciclo seriam menores.

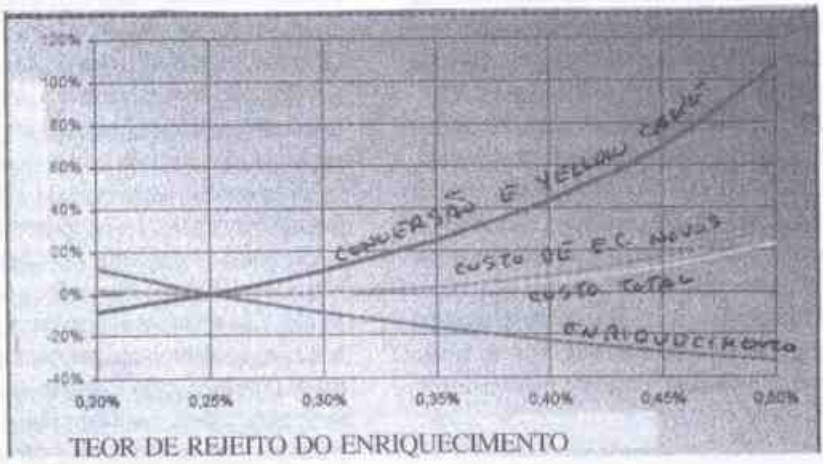
Por outro lado, o aumento do grau de enriquecimento requer um aumento na capacidade da usina de enriquecimento, o que implica na instalação de um número maior de máquinas ultracentrífugas, e portanto um aumento dos custos de investimento, de operação e de manutenção desta etapa do ciclo. A capacidade mínima de produção anual requerida para as usinas de conversão e de beneficiamento, assim como para a mineração, são pouco afetadas pelo aumento do grau de enriquecimento, ou seja, os custos associados a estas etapas permanecem aproximadamente constantes.

Se fosse adotado um grau de enriquecimento de 10%, por exemplo, a capacidade mínima de armazenagem, transporte e fabricação de elementos combustíveis novos, assim como de armazenagem de combustíveis irradiados, reconversão e pastilha, poderiam ser reduzidas em cerca de 50%. Em contrapartida, a capacidade de produção da usina de enriquecimento e, conseqüentemente, o número de ultracentrífugas instaladas teria que ser aumentado em cerca de 20%. As capacidades requeridas de mineração, beneficiamento e conversão seriam pouco alteradas.

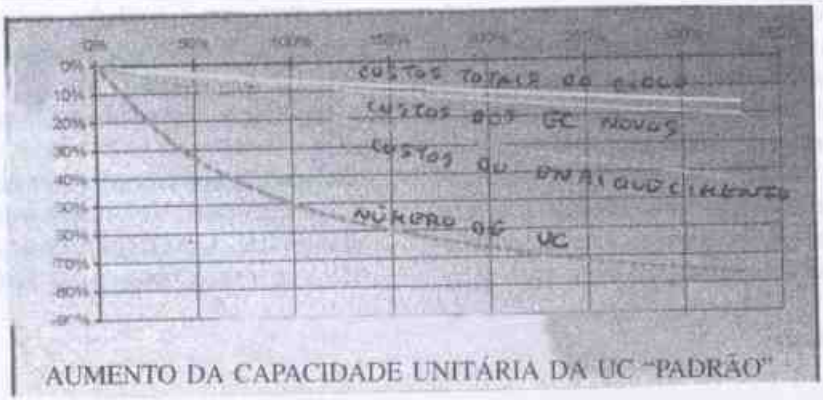
O aumento do grau de enriquecimento tende a tornar mais econômico o ciclo do combustível: por exemplo, para o grau de enriquecimento de 20%, estima-se reduções no custo total do ciclo da ordem de 10% em relação ao enriquecimento de referência. A




TEOR DE ENRIQUECIMENTO




TEOR DE REJEITO DO ENRIQUECIMENTO




AUMENTO DA CAPACIDADE UNITÁRIA DA UC "PADRÃO"

partir deste valor, os ganhos não são significativos. Note-se que a contribuição relativa de cada etapa do ciclo também varia, crescendo a parcela devido ao enriquecimento: para 20%, a contribuição do enriquecimento se eleva a 53% do custo total.

Da análise pode-se depreender que, do ponto de vista econômico, o grau de enriquecimento ótimo estaria entre 10-15%.

### *Variação do teor de empobrecimento do rejeito*

Conforme já foi apresentado, os custos de investimento para implantação de usinas de enriquecimento por ultracentrifuga-ção têm um peso preponderante nos investimentos totais para a produção do combustível nuclear. Uma estratégia para redução destes custos seria buscar alternativas para a redução do número mínimo de centrífugas requeridas para atender as necessidades de combustível do esquadrão de SNA.

A maneira mais simples e imediata de obter uma tal redução seria aumentar o teor de empobrecimento do rejeito. O maior teor dos rejeitos implica um pior aproveitamento do $UF_6$, ou seja, para obter a mesma quantidade de produto ($UF_6$ enriquecido), é necessária uma maior quantidade de alimentação ($UF_6$ natural). Maior quantidade de $UF_6$ natural implica maior consumo de torta amarela (e, portanto, de minério) e maior capacidade da usina de conversão.

Se o teor de U-235 no rejeito do enriquecimento for dobrado, o número de ultracentrífugas requerido é reduzido em cerca de 30%, mas a alimentação ($UF_6$ natural) e o rejeito ($UF_6$ empobrecido) aumentam em mais de 100%. Sob o aspecto de custos, nota-se que o valor de referência representa um ótimo econômico: uma redução implica ligeiro aumento dos custos totais do combustível (mas uma redução no consumo de $UF_6$). O aumento do teor do rejeito até 0,35% tem um efeito pequeno sobre os custos totais. A partir deste valor, o aumento de custos passa a ser mais pronunciado, chegando próximo a 30% para o teor de 0,5%. Para este valor extremo, os custos do enriquecimento são reduzidos em quase 40%, porém os custos de conversão e torta amarela aumentam cerca de 110%.

Conclui-se então que o valor ótimo econômico é efetivamente aquele assumido por hipótese.

A vantagem que pode apresentar o aumento do teor de rejeito prende-se à diminuição dos custos de investimentos iniciais. A usina de enriquecimento seria menor e a usina de conversão seria maior, o que teria um efeito líquido de menor imobilização inicial de capital. Esta redução de capital inicial seria entretanto cancelada a longo prazo pela necessidade de aquisição de maiores quantidades de torta amarela durante a vida útil das instalações. Entretanto, depreende-se da análise que aumentos no teor de rejeito até 0,35% não teriam impacto significativo sobre os custos totais.

Este valor poderia então ser considerado com o objetivo de reduzir os investimentos iniciais na base industrial de produção do combustível para o hipotético esquadrão de SNA. Acrescente-se ainda o fato de que este rejeito relativamente "rico" poderia vir a ser reaproveitado em uma usina de enriquecimento comercial de maior porte, tal como a que deverá ser desenvolvida pela INB.

### *Variação na capacidade separativa unitária*

O aumento da capacidade unitária das máquinas tem como efeito a redução do custo da UTS produzida, pois o aumento dos custos de investimento na fabricação de máquinas de melhor desempenho é proporcionalmente menor que os aumentos da capacidade passíveis de serem obtidos.

Para uma máquina com o dobro de uma capacidade "padrão", tem-se reduções da ordem de 6% para o custo total do combustível, de 8% para o custo dos elementos combustíveis novos (total menos gerenciamento de combustível usado) e de 17% para o custo do enriquecimento. Para uma máquina com o quádruplo da capacidade "padrão", tem-se reduções da ordem de 16% para o custo total do combustível, de 20% para o custo dos elementos combustíveis novos (total menos gerenciamento de combustível usado) e 43% para o custo do enriquecimento.

Evidentemente existe um limite tecnológico para o aumento da capacidade separativa unitária das ultracentrífugas. A experiência industrial internacional, entretanto, tem demonstrado que o desenvolvimento de máquinas com capacidade superior a 10 UTS/ano é viável e econômico [5].

## CONCLUSÕES

A capacidade de produção mínima da base industrial requerida para o atendimento das necessidades de combustível para um esquadrão de SNA composto por quatro unidades e para o protótipo em terra da instalação propulsora destes navios é apresentada pela Tabela 2, em números arredondados. Para as instalações de armazenagem de produtos intermediários, considera-se a necessidade de manter-se permanentemente um estoque estratégico correspondente ao consumo de dois anos, visando compensar eventuais "quebras" de produção. Para as instalações de estocagem de rejeitos, considera-se um período total de 30 anos de operação simultânea dos cinco reatores.

Esta produção anual teria custos da ordem de US$ 11.800.000, distribuídos da forma apresentada pela Tabela 3. Estes valores são, entretanto, baseados num teor de enriquecimento de 5%, num teor de rejeitos da usina de enriquecimento de 0,25% e numa capacidade separativa unitária "padrão". A análise de sensibilidade a estas três hipóteses leva a conclusão que estes valores podem ser otimizados, visando a redução dos custos do ciclo ou a redução dos investimentos iniciais na base industrial requerida.

## REFERÊNCIAS


1. DOROS, A. Future Enrichment Technologies, in *Nuclear Engineering International* nº 514, Reed Business Publishing, Londres, GB, maio de 1997.
2. GUIMARÃES, L.S., "Introdução às Instalações Propulsoras Nucleares Navais", *Revista Marítima Brasileira*, vol. 117, nº 1/3, Serviço de Documentação da Marinha, 1997.
3. GUIMARÃES, L.S., "Protótipos em Terra de Instalações Propulsoras Nucleares", *Revista Marítima Brasileira*, vol. 118, nº 7/9, Serviço de Documentação da Marinha, 1997.
4. ORGANIZAÇÃO PARA COOPERAÇÃO E DE DESENVOLVIMENTO ECONÔMICOS (OCDE). Prévision de Coûts de l'Életricité Produites par des Centrales Nucléaires Mises en Service en 1995-2000, Agência da OCDE para a Energia Nuclear AEN, Paris, França, 1989.
5. PEREIRA, M.C.R. *Política de Defesa Nacional: A Marinha do Brasil*, Serviço de Relações Pública, Brasília, 1997.



CLASSIFICAÇÃO PARA ÍNDICE REMISSIVO:
<ARTES MILITARES> / Logística da produção de combustível nuclear / ; Submarinos nucleares ;

**TABELA 2**

| CAPACIDADE DA BASE INDUSTRIAL DE PRODUÇÃO DE COMBUSTÍVEL NUCLEAR PARA UM ESQUADRÃO COMPOSTO POR 4 SNA E UM PROTÓTIPO EM TERRA | |
|---|---|
| mina de urânio | : 54.000 t/ano |
| usina de beneficiamento | : 65 t/ano |
| armazenagem de torta amarela | : 130 t |
| transporte de torta amarela | : 11 t/mês |
| usina de conversão | : 68 t/ano |
| armazenagem de $UF_6$ natural | : 136 t |
| transporte de $UF_6$ natural | : 5.700 kg /mês |
| usina de enriquecimento | : 35 t UTS/ano |
| armazenagem de $UF_6$ enriquecido | : 13 t |
| transporte de $UF_6$ enriquecido | : 1.100 kg/mês |
| usina de reconversão e pastilha | : 5 t/ano |
| armazenagem de pastilhas | : 10 t |
| transporte de pastilhas | : 420 kg/mês |
| fábrica de elementos combustíveis | : 34 elementos/ano |
| transporte de elementos novos | : 3 elementos/mês |
| armazenagem de elementos novos | : 68 elementos |
| armazenagem de $UF_6$ empobrecido | : 1.800 t |
| armazenagem elementos irradiados | : 1.024 elementos |

**TABELA 3**

| COMPOSIÇÃO DE CUSTOS DO COMBUSTÍVEL NUCLEAR PARA UM ESQUADRÃO COMPOSTO POR 4 SNA E UM PROTÓTIPO EM TERRA | |
|---|---|
| Torta amarela: | 30,63% |
| Conversão: | 2,38% |
| Enriquecimento: | 36,54% |
| Reconversão, pastilhas e fabricação de EC.: | 9,17% |
| Gerenciamento de combustível usado: | 21,28% |

visite o

# Museu do Corpo de Fuzileiros Navais

Localizado na Ilha das Cobras (RJ), o Museu do Corpo de Fuzileiros Navais está integrado ao sítio histórico da Fortaleza de São José, onde, em 1809, instalou-se a Brigada Real da Marinha, origem do Corpo de Fuzileiros Navais.

O Museu está instalado em túneis que foram construídos para servir de ligação segura entre as fortalezas erguidas pelos portugueses, a partir do século XVII, naquela ilha. A curiosa ambien-tação, pouco comum em museus tradicionais, provoca uma proximidade do visitante com as peças expostas.

Na primeira galeria, estão reunidas peças de uniformes, medalhas, documentos, prataria e material arqueológico, além da maquete das fortificações que formavam o complexo de onde se originou a atual Fortaleza de São José. Ao longo do segundo túnel, ficam dispostos antigos armamentos, sobressaindo-se uma espingarda de chumbeira, do ano de 1859.

São destaques do circuito expositivo, uma motocicleta Harley-Davidson, modelo 1953, e a escavação arqueológica na qual o visitante pode observar parte do contraforte da muralha da Fortaleza, construída no século XVIII.

Visitas podem ser marcadas pelo telefone
(021) 2291-4441, ramal 224.
O museu está aberto de Segunda a Sexta-feira,
de 12:00 às 16:15h.

Entrada Franca