



COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR

ASPECTOS DO CICLO DO COMBUSTÍVEL
PARA REATORES RÁPIDOS

RELATÓRIO TÉCNICO Nº 02/82

DPC-1.1, JUNHO 1982

TÍTULO: "ASPECTOS DO CICLO DO COMBUSTÍVEL PARA REATORES RÁPIDOS".

AUTOR : Desirée Moraes Zouain

ÓRGÃO : DPC-1.1

SUMÁRIO:

~~Este trabalho consiste numa análise do~~ ^{Análiza-se o} ciclo do combustível para reatores rápidos, levando-se em conta aspectos técnicos do desenvolvimento das etapas de reprocessamento e fabricação de combustíveis, bem como observa-se o impacto ambiental dos LMFBRs e a gerência de rejeitos deste ciclo.

Realiza-se também uma abordagem dos aspectos econômicos do ciclo, além de comentários sobre o programa brasileiro de reatores rápidos. (autor)

Í N D I C E

	<u>PÁG.</u>
1. INTRODUÇÃO	1
2. O DESENVOLVIMENTO DO CICLO DO COMBUSTÍVEL PARA FBRs.	2
2.1 - A Escala Industrial	2
2.2 - Otimização do Ciclo do Combustível em Função da Política de Introdução dos Super-Regeneradores.	3
3. FABRICAÇÃO DE COMBUSTÍVEIS DE ÓXIDO MISTO	5
3.1 - Etapas da Fabricação	5
3.2 - Precauções a Serem Tomadas Durante o Processo.	10
3.3 - Experiências Atuais na Área - Nível Tecnológico.	12
4. CARACTERÍSTICAS DE UM LMFBR E DE SUA OPE RAÇÃO.	17
5. PROBLEMAS RELATIVOS À ESTOCAGEM E AO TRANS PORTE DO COMBUSTÍVEL IRRADIADO DOS RÁPI DOS.	23
6. ASPECTOS DO REPROCESSAMENTO - UM APROVEI TAMENTO DA EXPERIÊNCIA COM LWRs.	26
7. IMPACTO AMBIENTAL DOS LMFBRs E GERÊNCIA DE REJEITOS DO CICLO.	29

8. ASPECTOS ECONÔMICOS DO CICLO	38
9. ALGUNS COMENTÁRIOS SOBRE O PROGRAMA BRASILEIRO DE REATORES RÁPIDOS.	40
10. CONCLUSÃO	44
11. BIBLIOGRAFIA	45

1. INTRODUÇÃO

Pertinente à "Análise do Ciclo de Combustível PWR/FBR", inserida no projeto de Planejamento Estratégico, segue-se agora uma exposição do ciclo do combustível para reatores rápidos, tomando por base os aspectos técnico-econômicos, além do estágio de desenvolvimento das várias etapas deste ciclo.

Levanta-se também problemas relativos à estocagem do combustível irradiado, bem como o estágio atual da gerência de rejeitos.

Este trabalho conta ainda com incursões na área de custos relativos às instalações de fabricação e reprocessamento, observando-se também a contribuição do custo do ciclo nos custos de geração.

Este tipo de pesquisa se torna deveras interessante, no sentido de compor uma série de informações sobre os FBRs, num momento em que estão sendo estruturadas as diretrizes, neste campo, no Brasil.

2. O DESENVOLVIMENTO DO CICLO DO COMBUSTÍVEL PARA FBRs

2.1 -- A Escala Industrial

Muito se tem ouvido falar sobre o desenvolvimento dos reatores rápidos em escala industrial, sobretudo nos países onde este tipo de reator tem sido aperfeiçoado. Tal interesse tem como objetivo primordial a utilização do plutônio produzido na linha de reatores a água leve, com o intuito de reduzir o consumo de urânio natural.

No entanto, para que a utilização dos reatores rápidos se torne economicamente atrativa (apesar dos custos de investimento serem um pouco mais elevados do que para reatores a água leve), ou seja, para que se atinja a escala industrial, faz-se necessário que o ciclo do combustível para FBRs se desenvolva paralelamente às centrais.

Esta passagem para a fase industrial ainda requer, no que se refere ao ciclo do combustível, a resolução de uma série de problemas que permanecem em várias etapas deste ciclo, tais como: fabricação de combustíveis contendo plutônio, a irradiação de combustíveis com longo tempo de residência e alta taxa de queima, bem como na manipulação e estocagem dos combustíveis irradiados e o transporte de combustíveis após um pequeno tempo de esfriamento (cerca de seis meses a um ano), além do reprocessamento.

Na literatura, levanta-se ainda uma série de problemas de ordem econômica /3/, cujo ponto culminante consiste no fato do desenvolvimento industrial dos reatores rápidos ser dependente dos programas de reatores a água leve (para suprimento) e da capacidade de reprocessamento dos combustíveis provenientes desses reatores.

2.2 - Otimização do Ciclo do Combustível em Função da Política de Introdução dos Super-Regeneradores.

Levantado o problema da evolução do ciclo do combustível para reatores rápidos, observe-se que, sob o aspecto econômico, se faz necessário otimizar o conjunto de operações envolvidas neste ciclo, em função da política de desenvolvimento escolhida.

Na realidade, quando se fala em capacidade de reprocessamento e fabricação, como no item anterior o que se pode observar é que estas são determinadas, principalmente, por fatores tais como: um plano de execução apropriado para a construção de uma usina de reprocessamento ou de fabricação de combustíveis; a concepção do reator projetado e a gerência do combustível, que influenciam a quantidade de materiais pesados que transitam para estas instalações; além da produção total de eletricidade que se pretende gerar, ou seja, a participação dos rápidos na geração de energia elétrica.

Como em qualquer tecnologia nova, a estrutura formada em torno dos reatores rápidos, ainda na fase inicial de desenvolvimento industrial, sofre com a falta de padronização, já alcançada, por exemplo, pelos reatores a água leve. Esta falta de padronização é sentida, principalmente, no que se refere às características do núcleo, o que afeta diretamente o fluxo de materiais pesados nas usinas do ciclo. Além disso, os primeiros reatores rápidos comercialmente demonstrados só poderão ser alimentados com plutônio proveniente do reprocessamento de combustíveis oriundos dos reatores a água leve. Sendo assim, o desenvolvimento industrial dos rápidos se torna dependente dos programas de reatores a água leve e da capacidade de reprocessamento desses combustíveis.

Para que se possa ter uma idéia da quantidade de materiais pesados necessária para o carregamento inicial de um reator do tipo Superphénix, segue-se a tabela 2.1, onde tais necessidades são discriminadas para o núcleo e coberturas axial e radial.

TABELA 2.1: QUANTIDADE DE METAIS PESADOS PARA ALIMENTAÇÃO DE REATORES TIPO SUPERPHÉNIX /3/.

	U + Pu Núcleo t	Pu Núcleo t	U Coberturas Axiais t	U Coberturas Radial t
Carregamento Inicial	34,4	5,6	21,4	51,5

3. FABRICAÇÃO DE COMBUSTÍVEIS DE ÓXIDO MISTO

3.1 - Aspectos Gerais do Ciclo e Etapas da Fabricação

A figura 2.1 apresenta um esquema genérico do ciclo do combustível para FBRs.

No reator, existem instalações de estocagem tanto para o combustível novo quanto para o irradiado, sendo que, no segundo caso, a estocagem proporciona tempo necessário para o decaimento dos produtos de fissão até que a geração de calor seja suficientemente baixa para permitir o transporte em recipientes blindados. A estocagem periódica do combustível novo assegura a disponibilidade deste quando da recarga do reator. Após o período de esfriamento, o combustível irradiado é transportado para as instalações de reprocessamento.

Uma vez na instalação de reprocessamento, o elemento é desestruturado e o material combustível é convertido a uma forma líquida. Alguns dos produtos de fissão são separados e os materiais físséis e férteis são completa ou parcialmente separados. Finalmente, o produto é convertido para a composição exigida, por exemplo, óxidos, e é transportado para a fábrica.

Na fábrica, os materiais de alimentação são misturados, as varetas combustíveis são fabricadas, os componentes são agrupados em varetas e as varetas em elementos. Os elementos combustíveis prontos são transportados para o reator, completando, assim, o ciclo.

Rejeitos radioativos são gerados em diversos estágios do ciclo, nas formas sólida, líquida e gasosa. Estes rejeitos, contaminados com produtos de fissão radioativos e actínídeos, são convertidos para formas que permitam sua disposição.

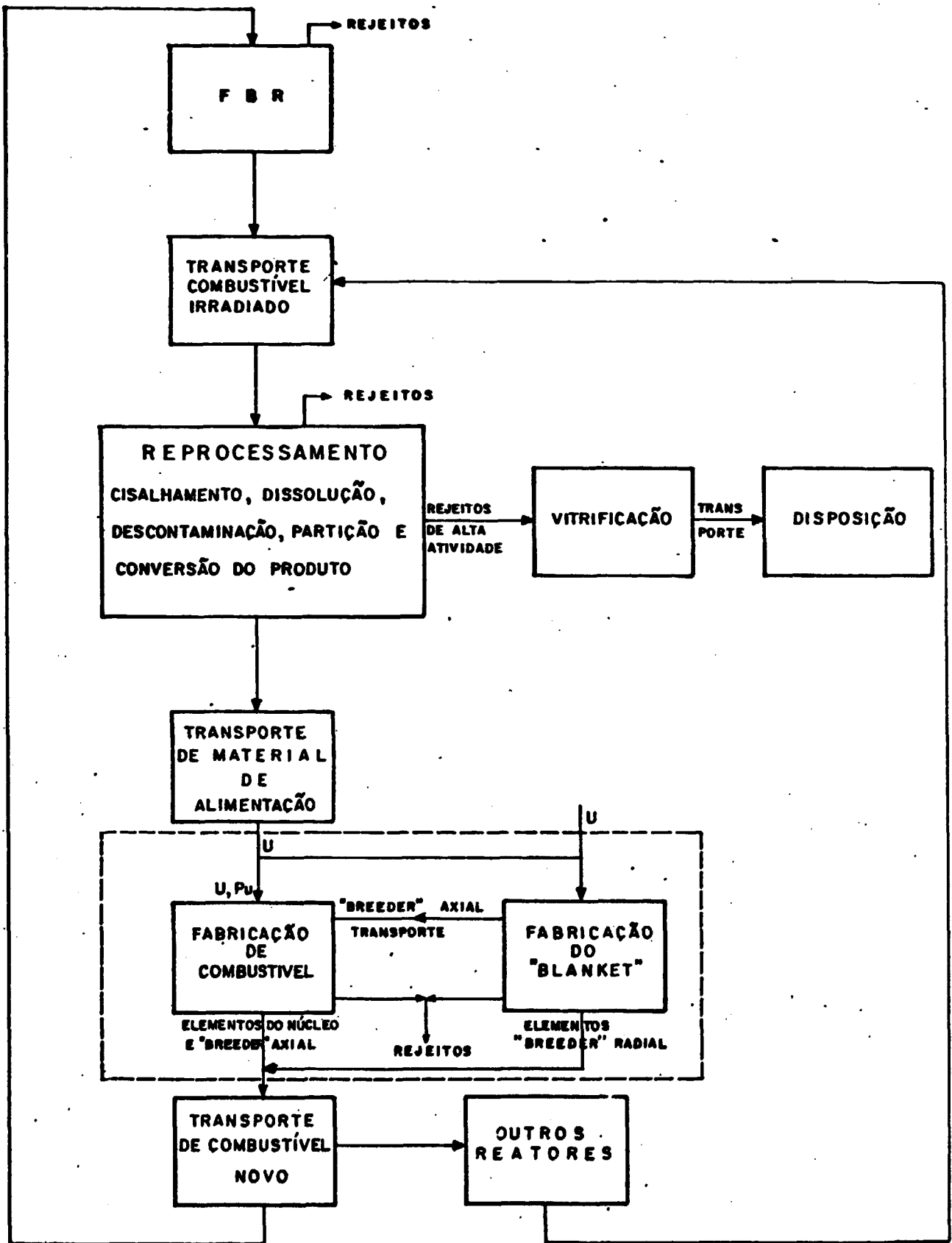


FIGURA 2.1: CICLO DO COMBUSTÍVEL PARA FBRs

No que se refere especificamente à fabricação, as instalações de preparação de combustíveis de óxido misto consistem em quatro áreas principais /10/, a saber:

- . a área da instalação (AI) - limitada pelas barreiras externas do local da instalação, e para a qual o acesso é controlado;
- . a área de proteção (AP) - localizada dentro da (AI) e para a qual o controle de detecção de intrusos é fornecido por alarmes eletrônicos e eletro-óticos; existe apenas uma entrada controlada, e o acesso é limitado;
- . área controlada (AC) - área dos edifícios, locais de estocagem, laboratórios, departamentos, etc, localizados dentro da área de proteção; o acesso à (AC) é limitado ao pessoal autorizado para as operações das instalações;
- . áreas vitais (AV): são aquelas localizadas dentro da (AC), onde estão grandes quantidades de material nuclear, e que devem ter uma proteção especial; estas áreas são especialmente planejadas para prevenir e detectar qualquer intruso não autorizado; o acesso a essas áreas é restrito a indivíduos autorizados.

A figura 3.1 mostra a disposição típica de uma fábrica de combustível MOX.

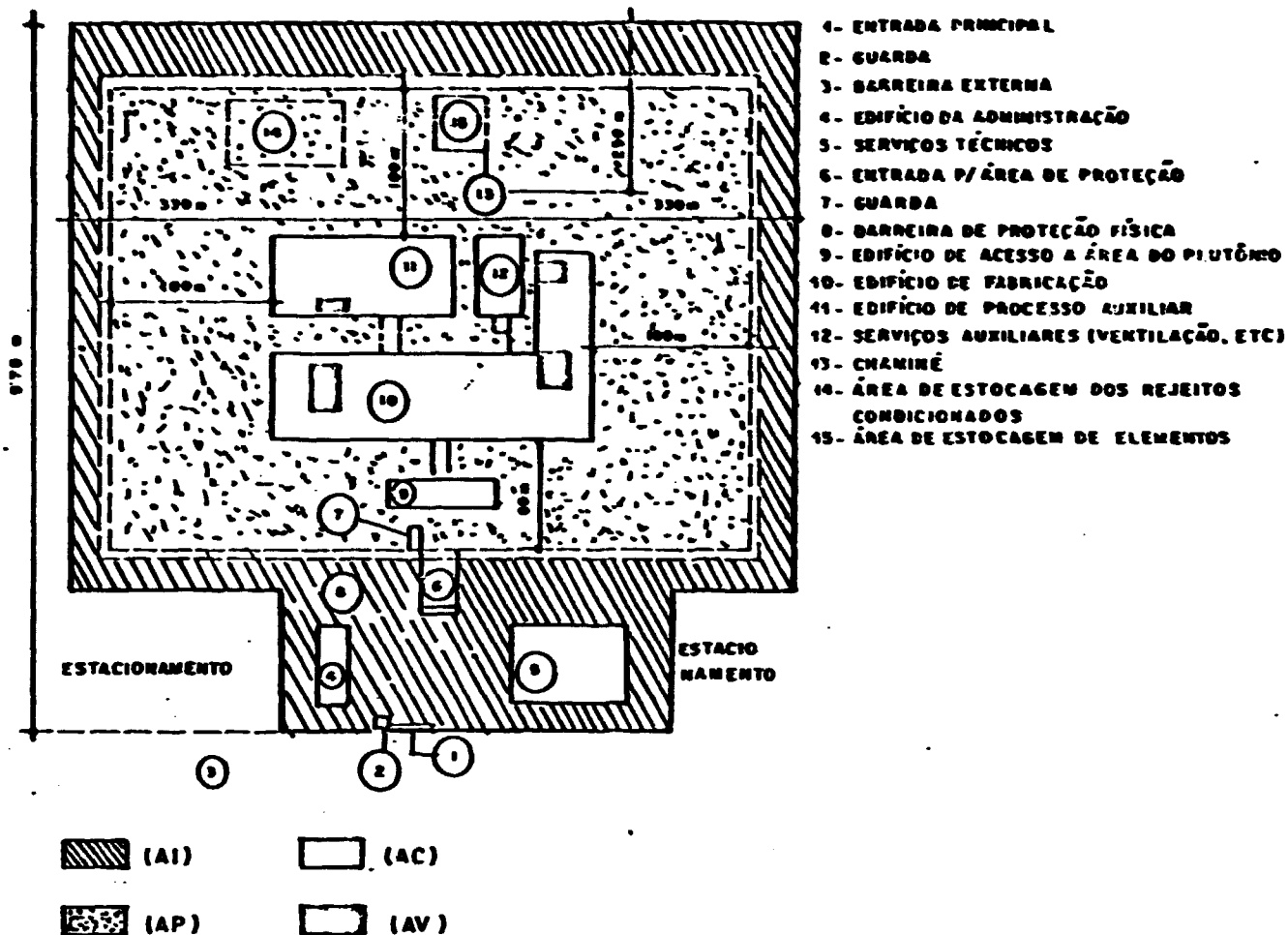


FIGURA 3.1 FABRICA DE COMBUSTIVEL MOX /4/

A atividade principal da planta de fabricação será a produção das pastilhas de $UO_2 - PuO_2$, varetas e elementos combustíveis, incluindo ainda materiais estruturais necessários para a preparação das varetas e dos elementos combustíveis.

Em qualquer etapa da fabricação, parte do material produzido pode estar defeituoso quando é feita a inspeção. Então, uma parte do combustível MOX será rejeitada durante os procedimentos de teste e inspeção associados a um programa de controle de qualidade. Assim, como em qualquer instalação nuclear que produz rejeitos radioativos, se faz necessário o acondicionamento desses rejeitos para a disposição final. De forma que, as operações do processo de fabricação do plutônio devem ser suplementadas com sistemas auxiliares, cujo objetivo é recuperar

o máximo de plutônio possível dos rejeitos, e processá-lo de maneira a reciclá-lo através do processo de fabricação ou expedi-lo para a disposição eterna.

As principais etapas da fabricação encontram-se abaixo relacionadas /10/:

- . dosagem e mistura de UO_2 e PuO_2 para obter o óxido misto $UO_2 - PuO_2$ (pó);
- . fase de pré-compactação e granulação do pó de óxido misto $UO_2 - PuO_2$;
- . empastilhamento, para produzir pastilhas de $UO_2 - PuO_2$ reprodutíveis;
- . pré-sinterização e sinterização das pastilhas reprodutíveis, para produzir pastilhas sinterizadas de $(U-Pu)O_2$, com uma densidade variando entre 10,1 e 10,6 g/cm³;
- . fase de raspagem das pastilhas sinterizadas a fim de obter pastilhas cujos diâmetros estejam dentro dos limites especificados;
- . tratamento de calor para secar as pastilhas e/ou reduzir o conteúdo de umidade e gás;
- . carregamento das pastilhas nos tubos de revestimento e fechamento destes com solda;
- . agrupamento das varetas combustíveis em elementos combustíveis.

3.2 - Precauções a Serem Tomadas Durante o Processo

Ao contrário do que acontece na produção de combustível óxido para PWRs, as operações referentes à produção de pastilhas e carregamento das varetas combustíveis devem ser realizadas por intermédio de "caixas-de luvas" ou aparelhagem equivalente devido à poeira radioativa do óxido de plutônio. De forma que, essas operações tornam-se difíceis e as checagens de integridade física só podem ser realizadas nas estações de estocagem intermediária que, por sua vez, existem para permitir o controle do processo e para qualquer interrupção que possa ocorrer na produção.

Além disto, deve-se prover blindagem para proteção contra raios-gama e neutrons, originados a partir de vários isótopos. De fato, esta blindagem se faz necessária não somente em termos de segurança das instalações e arredores, mas também para a proteção dos braços e mãos dos operadores envolvidos. Note-se também que, dentro ainda dessas precauções, inclui-se o resfriamento necessário para dissipar o calor gerado pela radiação nas áreas de estocagem e escudos de separação para controle de criticalidade.

No presente estágio de desenvolvimento, as linhas de fabricação em "caixas-de-luvas" com blindagem adicional se mostram satisfatórias, se bem que espera-se que elas progridam para linhas de fabricação mais remotamente operadas. Deste forma, todas as operações de rotina, ajustes e manutenção serão realizadas por controle remoto, como necessário.

Outro ponto que se pretende atingir nos futuros processos de fabricação consiste em minimizar a produção de materiais contaminados cujo conteúdo de plutônio não pode ser recuperado. Sendo assim, seria possível um máximo aproveitamento de plutônio, antes que estes materiais fossem considerados como rejeitos.

Os materiais contaminados acima mencionados são concentrados usando-se a incineração por alta temperatura ou compressão. Em seguida, são embebidos em betume ou concreto, para serem transportados para a disposição eterna.

Estima-se que para uma planta de capacidade para 200 a 300 t MP/ano, o volume de rejeitos e refugos de diferentes tipos a serem reprocessados correspondem a /4,10/:

TABELA 3.1: DISTRIBUIÇÃO DA PRODUÇÃO DE REJEITOS

TIPO DE REJEITO	300 t/ANO		60 t/ANO	
	VOLUME (m ³ /a)	CONTEÚDO DE Pu (Kg Pu/a)	VOLUME (m ³ /a)	CONTEÚDO DE Pu (Kg Pu/a)
MATERIAL CONTAMINADO COM Pu.				
Rejeitos Queimáveis	375 - 1000	12 - 25	150 - 300	3 - 6
Rejeitos Não-Queimáveis.	65 - 200	2 - 4	25 - 50	0,5 - 1,0
Rejeitos Contendo Pu Recuperável (90% Eficiência de Recuperação).	25 - 80	40 - 80	10 - 20	10 - 20
LÍQUIDO CONTAMINADO COM Pu.				
Baixo Nível	15 - 30	4 - 8	4 - 10	1 - 2
Rejeitos Recuperáveis (90% de eficiência de recuperação).	3 - 6	6 - 12	1 - 3	1,5 - 2
ÓXIDOS REJEITADOS LIMPOS.	12% da capacidade efetiva de produção.		-	
ÓXIDOS REJEITADOS SUJOS.	3% da capacidade efetiva de produção.		-	

(*) MP - quantidade de metais pesados (U + Pu).

Observe-se que foram incluídos nesta tabela dados relativos a uma fábrica com capacidade para apenas 60 t/ano. Esta fábrica estaria associada a uma usina de reprocessamento de menor escala, não de demonstração comercial, com capacidade para 300 t anuais.

Os óxidos rejeitados correspondem a frações de pó de óxidos mistos, de urânio e plutônio e pastilhas, rejeitados durante os testes e inspeções associados ao programa de controle de qualidade. Quando limpos e quimicamente descontaminados, eles são reciclados diretamente no processo, após serem prensados, moídos e homogeneizados. Já no caso de estarem quimicamente contaminados, exigindo assim uma purificação química, esses materiais são processados através de um ciclo de dissolução e purificação envolvendo operações semelhantes às existentes na usina de reprocessamento.

3.3 - Experiências Atuais na Área - Nível Tecnológico

As experiências realizadas até agora no setor de fabricação de combustíveis para super-regeneradores refrigerados a metal líquido consistem, em sua maioria, na fabricação de elementos de teste para reatores de pesquisa e de demonstração, em instalações de capacidade relativamente pequena. Porém, a crescente produção de plutônio deverá provocar mudanças que forçarão o desenvolvimento e definitivo estabelecimento da fabricação de combustível misto. A tabela 3.2 mostra as instalações de fabricação, bem como suas capacidades e reatores que são por elas servidos.

Dentre essas fábricas a de Cadarache na França é a primeira a ter uma produção voltada para a fabricação do núcleo de uma central de porte comercial /3/, como é o caso do Superphénix-1, cujas características encontram-se expostas na tabela 3.3.

TABELA 3.2: CAPACIDADE DE INSTALAÇÕES DE FABRICAÇÃO /3/

INSTALAÇÃO DE FABRICAÇÃO	CAPACIDADE EM METAIS PESADOS (t/ano)	COMBUSTÍVEL FABRICADO PARA:
EUA - APOLLO BABCOCK - WILCOX	5	FFTF (*)
BELGICA - DESSEL BELGONUCLEAIRE	5	SNR (*) 300
GRÃ-BRETANHA - WINDSCALE BNFL	5	PFR (*)
JAPÃO - TOKAI MURA PNC (*)	10	JOYO
RFA - WOLGANG ALKEM	10	KNK (*) II SNR III
FRANÇA - CADARACHE CEA	20	RAPSODIE PHÉNIX SUPERPHÉNIX

- (*)
- FFTF: Fast Flux Test Facility
 - SNR : Schnell Natriumgekfilter Reaktor
 - PFR : Prototype Fast Reactor
 - PNC : Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporated
 - KNK : Kompakten Natriumgekfilter Kernreaktoranlage Karlsruhe

TABELA 3.3: CARACTERÍSTICAS DO COMBUSTÍVEL
PARA O SUPERPHÉNIX 1 /3/.

	PRIMEIRA CARGA	RECARGAS ANUAIS
Feixes	400	180
Varetas	120 000	54 000
Metais Pesados dos Núcleos	36 t	16 t
Plutônio	≈ 6 t	2,5 t
Cobertura Axial (Urânio Deplecionado)	25 t	11 t
Elementos Férteis	240	6 000
Cobertura Radial (Urânio Irradiado)	52 t	14 t

De maneira geral, a composição do plutônio exercerá grande influência sobre a concepção da usina. De fato, a utilização de plutônio proveniente do reprocessamento de combustíveis de reatores a água leve, ao invés da que proveniente de reatores a gás-grafita, podem acarretar problemas devido ao maior teor dos isótopos tais como o Plutônio 241 que produz o Americium 241. A referência /3/ fornece as tabelas 3.4 e 3.5 que fornecem, respectivamente, uma comparação característica entre os diferentes tipos de plutônio, além do teor de Americium, que aumenta rapidamente em função do tempo entre o reprocessamento do combustível proveniente dos reatores a neutrons "térmicos" e a fabricação do combustível para os reatores rápidos.

TABELA 3.4: COMPARAÇÃO ENTRE OS DIFERENTES TIPOS DE PLUTÔNIO /3/.

TIPO DE REATOR	Pu 238	Pu 239	Pu 240	Pu 241	Pu 242
Gás Grafita	0,1	76	19	4	1
Água Leve	2	57	24	12	5
Reatores Rápidos.	0,5	70,5	24	3	2

TABELA 3.5: TEOR DE AMERICIUM (Am/Pu total em ppm^(*)) /3/

TEMPO DE ESTOCAGEM	1 ANO (ppm)	3 ANOS (ppm)
Pu. de Gás-Grafita	1000	5000
Pu de Reator a Água Leve	5000	15000

(*) ppm: parte por milhão.

Esses problemas relacionados ao plutônio, bem como a demanda por serviços de fabricação consistem em fatores importantes no que diz respeito à concepção de futuras instalações deste tipo.

As tendências mostram que o setor de P&D está sendo levado à automatização. Existem duas concepções principais: a primeira se refere a automatização total das instalações e a segunda diz respeito a instalações bastante

autmatizadas, porém não totalmente. Alguns exemplos dessas tendências encontram-se abaixo relacionados:

- . projeto SAF ("Secure Automated Fabrication") - automatização total, com vistas a 1990;
- . Japão - automatização total com vistas à fabricação de combustível para o reator super-regenerador de Monju;
- . projetos desenvolvidos na França, Grã-Bretanha e República Federal da Alemanha - automatização parcial com vistas a grandes fábricas, implicando a construção de uma unidade de purificação de Americium.

Sob o ponto de vista da linha de produção propriamente dita pretende-se alcançar /3/:

- . homogeinização de grandes quantidades de pó de PuO_2 ;
- . aumento da razão de fabricação de pastilhas;
- . controles em linha da fabricação e da soldagem das varetas;
- . minimização dos rejeitos de fabricação e redução da quantidade de Pu que eles contêm.

4. CARACTERÍSTICAS DE UM LMFBR E DE SUA OPERAÇÃO

As características de operação do reator, mais especificamente o processo de irradiação no núcleo, o fator de carga e a taxa de queima exercem considerável influência sobre o ciclo do combustível. Essa influência é sentida, principalmente, sobre: o inventário de combustível (sobretudo sobre o tempo de residência) e a quantidade de metais pesados a ser descarregada, reprocessada e refabricada anualmente.

No que diz respeito ao NSSS^(*) de um LMFBR, existem três circuitos principais (ver figura 4.1), sendo que

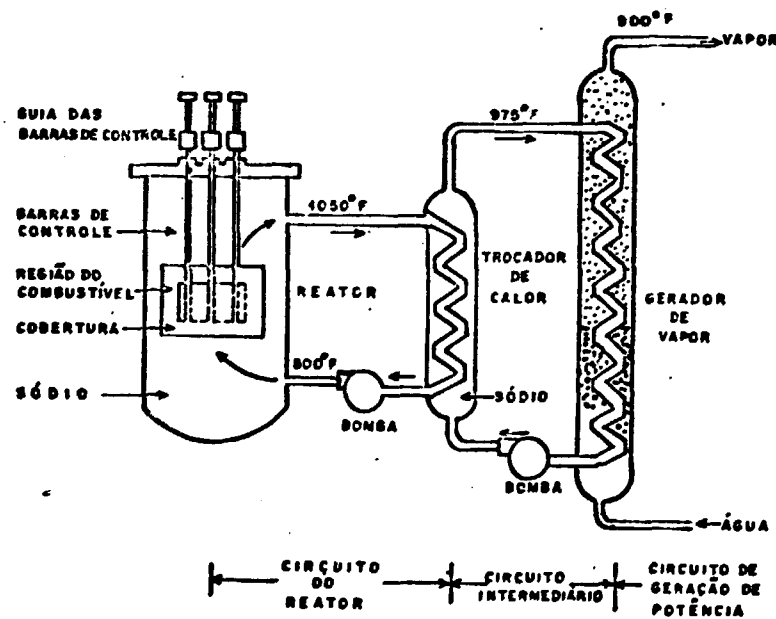


FIGURA 4.1: NSSS DE UM LMFBR (TIPO "LOOP")/12/

no circuito do reator e no circuito intermediário, o fluido que circula é sódio líquido. Uma das razões para a escolha do sódio como refrigerante de reatores rápidos, consiste no

(*) NSSS - "Nuclear Steam Supply System"

fato deste não moderar neutrons, tal qual acontece com a água. Além disso, o sódio também é um bom agente de transferência de calor e o seu ponto de ebulição muito alto. Logo, ele pode operar a altas temperaturas, sem que seja necessária uma alta pressão para prevenir a ebulição.

Na figura 3.2 pode-se ainda observar as temperaturas típicas do sistema. No circuito do reator, o sódio é bombeado para o vaso do reator a uma temperatura de cerca de 800°F. Já no vaso, o sódio flui através do núcleo, onde sua temperatura alcança cerca de 1050°F. Após deixar o reator a esta temperatura, ele passa pelo trocador de calor, onde aquece o sódio no circuito intermediário. Esta transferência de calor do circuito do reator para o circuito intermediário reduz a temperatura do sódio no circuito do reator, de forma que este está pronto para ser bombeado de volta através do reator, reiniciando o ciclo e removendo mais calor.

O sódio no circuito intermediário é aquecido até aproximadamente 975°F, no trocador de calor. Em seguida, ele passa através do gerador de vapor e retorna ao trocador de calor.

No gerador de vapor, o sódio do circuito intermediário aquece a água do circuito de geração de potência e produz vapor a uma temperatura de 900°F.

O núcleo de um LMFBR típico consiste em uma região central contendo material fissionável (o combustível), misturado com material fértil. Esta região é envolvida por uma cobertura de material fértil. O combustível sustenta uma reação em cadeia e produz um excesso de neutrons que podem ser absorvidos na cobertura. Esta absorção na cobertura converterá o material fértil em novo material fissil.

A estrutura do núcleo consiste em varetas verticais arranjadas de modo que o sódio possa fluir ao longo delas e remover o calor que elas geram. Já que o reator opera a temperaturas muito altas, as varetas são feitas com materiais especiais.

A respeito de materiais, aqueles físséis e férteis são cerâmicos, os quais estão aptos a suportar as altas temperaturas. Para proteger este material cerâmico de possíveis danos causados pelo fluxo de sódio, ele é encaixado em tubos finos de aço inoxidável. Estes tubos contendo material cerâmico constituem as varetas combustíveis, extremamente longas e com um diâmetro semelhante a um lápis. Estas varetas não são muito rígidas, de forma que grupos de varetas (100 ou mais) são agrupadas, usando-se separadores, e inseridas em cápsulas fortes, formando os elementos.

Os elementos são abertos nas extremidades e os espaçadores mantêm as varetas separadas de forma que, o sódio pode fluir entre elas, removendo-lhes o calor. Esses elementos são colocados lado a lado, formando o núcleo do reator.

Os óxidos consistem na melhor forma de usar os materiais físséis e férteis. Como já foi mencionado anteriormente, os materiais envolvidos são o dióxido de plutônio (PuO_2) e o dióxido de urânio (UO_2). Quando o reator está pronto para a partida, o núcleo consiste de uma mistura de óxidos de Pu-239 e U-238, enquanto que a cobertura contém óxido de U-238. Normalmente, o conteúdo inicial de óxido misto é composto de cerca de 20% de plutônio e 80% de urânio-238.

Além das barras combustíveis, existem ainda, no núcleo, as barras de controle e algumas dessas regulam o nível de potência do reator. As barras de controle são feitas com materiais que absorvem neutrons, podendo ser movidas, verticalmente, em seus respectivos canais.

Além do sistema tipo "loop" existe também o LMFBR cujo sistema é do tipo "pool". No sistema de piscina ("pool system"), o sistema primário (incluindo o reator, o trocador de calor do primário e a bomba), está totalmente submerso num grande tanque cheio de sódio fundido.

Os trocadores de calor descarregam refrigerante diretamente no tanque, e as bombas recebem refrigerante diretamente deste. Na figura 3.3, pode-se observar o esquema do NSSS de um LMFBR do tipo piscina.

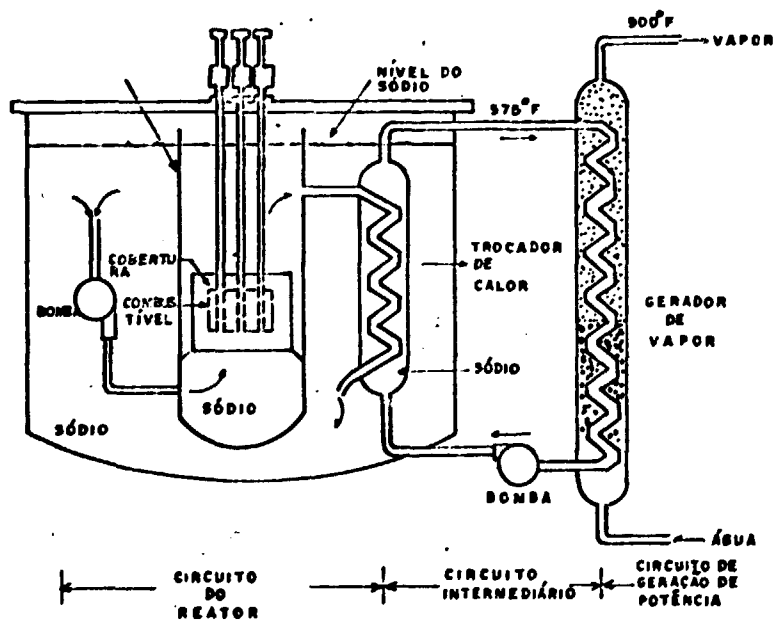


FIGURA 4.2: NSSS DE UM LMFBR (TIPO "POOL") /12/

Segue-se a tabela 4.1, onde pode-se comparar algumas das vantagens e desvantagens de cada um dos dois tipos de sistema.

**TABELA 4.1: VANTAGENS E DESVANTAGENS DOS SISTEMAS
TIPO CIRCUITO E TIPO PISCINA.**

SISTEMA	VANTAGENS	DESVANTAGENS
<p style="text-align: center;">SISTEMA TIPO CIRCUITO ("loop system")</p>	<ul style="list-style-type: none"> • maior experiência nesse setor; • o desacoplamento dos componentes do sistema primário; 	<ul style="list-style-type: none"> • blindagem de tubulações e equipamentos; • estrutura complexa resultante de espalhamento dos componentes; • a tubulação de interconexão deve acomodar a expansão térmica; • as concentrações de tensão nas juntas da tubulação do vaso do reator podem ocasionar problemas críticos; • rupturas ou vazamentos podem afetar seriamente a refrigeração do núcleo; • esses vazamentos podem ocasionar longos períodos de desligamento para reparos;
<p style="text-align: center;">SISTEMA TIPO PISCINA ("pool system")</p>	<ul style="list-style-type: none"> • sistema primário mais compacto; • menos susceptível aos vazamentos de sódio; 	<ul style="list-style-type: none"> • proximidade dos vários componentes leva a acentuar as interações térmicas e mecânicas; • complexa estrutura de fechamento da piscina (funções de blindagem, contenção de gases inertes e suporte de equipamento, além de prover penetração para os componentes).

A diferença fundamental está no fato de que o sistema tipo piscina é bem mais compacto e o seu núcleo pode ser refrigerado mais facilmente no caso, por exemplo, de uma bomba falhar. Por outro lado, esse sistema pode se tornar difícil no que diz respeito a reparos.

5. PROBLEMAS RELATIVOS À ESTOCAGEM E TRANSPORTE DO COMBUSTÍVEL IRRADIADO.

Estudos têm sido realizados na área de transporte e estocagem do combustível irradiado proveniente dos reatores rápidos.

Mesmo considerando-se a colocação de reatores de potência com instalações de reprocessamento, formando-se um parque nuclear, não se deve esquecer que tal solução não poderá ser aplicada a todos os reatores correspondentes, por exemplo, a um programa nuclear de grande porte. Desta forma os problemas de transporte do combustível irradiado têm de ser levados em conta.

Existem várias soluções para este problema, sendo que algumas estão sendo aperfeiçoadas e outras já estão sendo efetivamente utilizadas.

Os elementos irradiados, tendo em vista o reprocessamento, têm uma potência residual alta, devido, principalmente, às condições de irradiação. A tabela 5.1 mostra a variação desta potência residual dos elementos (em kW) em função do tempo de resfriamento.

TABELA 5.1: POTÊNCIA RESIDUAL EM FUNÇÃO DO TEMPO DE RESFRIAMENTO /3/.

TEMPO DE RESFRIAMENTO	3 MESES	6 MESES	1 ANO	3 ANOS
Potência Residual dos Elementos (kW)	11	07	04	1,5

Senão necessário um tempo de resfriamento de 6 meses, deve-se transportar elementos com potência residual da ordem de 7 kW. Um transporte de elementos alocados em reci

ipientes cheios de sódio envolve problemas de segurança, acarretando onerosas conseqüências econômicas.

No transporte, esses elementos, nem sempre, são carregados integralmente. No caso da França, por exemplo, para os reatores que não serão colocados com a instalação de reprocessamento, está previsto o desmantelamento dos elementos, a fim de transportar as varetas combustíveis em recipientes preenchidos com gás.

No que diz respeito à estocagem intermediária do combustível irradiado (enquanto a instalação de reprocessamento não está operacional), diferentes soluções têm sido estudadas, tais como /3/:

- (a) resfriamento dos elementos no reator (tambor de estocagem) até alcançar cerca de 5 kW (\approx 1 ano) de potência residual e posterior lavagem e desmantelamento dos elementos, antes de transportar as varetas combustíveis nos recipientes preenchidos com gás (para estocá-los antes do reprocessamento); esta solução, que está sendo utilizada para o Phénix, poderia ser aperfeiçoada para os reatores comerciais;
- (b) resfriamento dos elementos até 1 kW (\approx 3 anos) numa piscina ou em recipientes com sódio estocado "in situ", seguido de lavagem antes de transportar em recipientes preenchidos com gás, até a instalação de reprocessamento onde eles serão desmantelados antes de reprocessados; esta solução está sendo estudada para o SNR-300 (República Federal da Alemanha) e o Superphénix (França);
- (c) estocagem dos elementos irradiados numa piscina de água depois destes terem sido resfriados até 7 kW e lavados; esta solução já é usada no Japão e consideráveis esforços de pesquisa e desenvolvimento

estão sendo realizados, atualmente, em particular na França e na Grã-Bretanha, para qualificar esta solução que é bastante vantajosa sob o ponto de vista econômico; em seguida, os elementos podem ser transportados nos recipientes preenchidos com gás, até a usina de reprocessamento.

6. ASPECTOS DO REPROCESSAMENTO - UM APROVEITAMENTO DA EXPERIÊNCIA COM LWRs.

O processo de extração por solvente (PUREX) utilizado para o reprocessamento dos combustíveis irradiados provenientes dos reatores rápidos, apresenta algumas modificações se comparado ao usado para o reprocessamento dos combustíveis irradiados de reatores a água leve. Essas características diferentes do CI^(*) de reatores rápidos consistem, principalmente, em: presença de sódio residual; aço inoxidável dos revestimentos das varetas e estruturas; alto nível de potência residual e radioatividade; alto teor de plutônio (≈ 10 a 15% ao invés de 1%); alto teor de produto de fissão (10% em lugar de 4%).

A figura 6.1 mostra um diagrama do processo PUREX modificado para combustíveis de reatores rápidos (óxidos ou carburetos, estes últimos devem ser, primeiramente, convertidos para óxidos e metais).

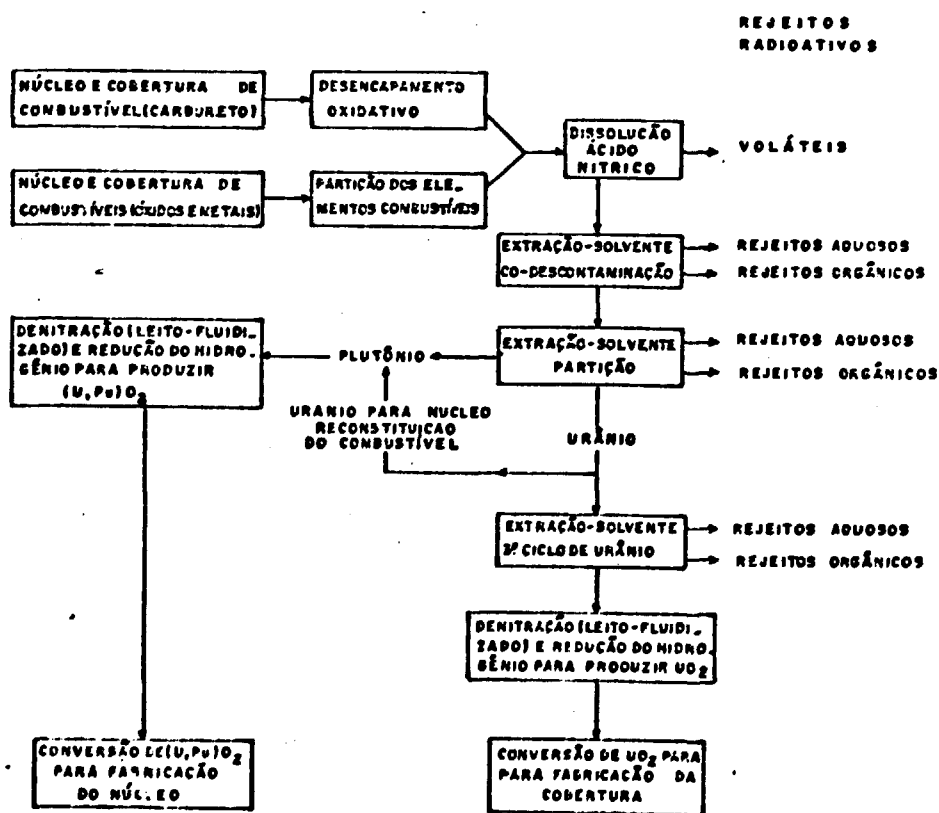


FIGURA 6.1 PRINCIPAIS ETAPAS DO REPROCESSAMENTO PARA COMBUSTÍVEIS: ÓXIDOS, METAIS E CARBURETOS/14/

Como se pode observar na figura, o núcleo e a cobertura são processados ao mesmo tempo com o intuito de reduzir a concentração de elementos físséis. No reprocessamento de combustíveis de FBRs, ao final, deve-se tratar com uma quantidade significativamente maior de plutônio do que aquela correspondente ao reprocessamento de combustíveis de LWRs. De acordo com a referência /3/ esta quantidade chega a ser cerca de 10 vezes maior.

Até agora, os países que mais desenvolveram esta área foram a Grã-Bretanha e a França, realizando experiências em usinas de capacidade limitada, com combustíveis provenientes de reatores de teste e de demonstração. A tabela 5.2 mostra uma relação das principais experiências no setor.

TABELA 5.2: EXPERIÊNCIAS EM REPROCESSAMENTO DE COMBUSTÍVEIS DE FER

PAÍS, LOCAL, NOME DA USINA	CAPACIDADE NOMINAL	REATOR/TAXA DE QUEIMA/QUANTIDADE DE COMBUSTÍVEL	DATA DA OPERAÇÃO OU DE ENTRADA EM OPERAÇÃO
Grã-Bretanha, Dounreay	-	1,25 t MP	1980
França, La Hague, AT 1	1 kg/dia	. Rapsodie - Fortissimo, 40.000 a 120.000 MWd/t, it; . Phénix, - 180 kg	- -
França, Marcoule, SAP (Usina Piloto).	10 a 20 kg/dia	. Phénix e outros, -, 6t	-
França, Marcoule, Projeto TOR.	5 t/ano	. Phénix, KNKII, SNR;	1983
Japão, Usina Piloto	-	-	~ 1986
EUA, Oak Ridge National Laboratory - Projeto HEF (Hot Experimental Facility).	100 t/ano	-	~ 1990

7. IMPACTO AMBIENTAL DOS LMFBRs E ASPECTOS DA GERÊNCIA DE REJEITOS DO CICLO.

O impacto ambiental de um LMFBR, utilizando um ciclo de combustível de urânio e plutônio, deverá ser menor que o de um LWR, com um ciclo de urânio levemente enriquecido e com reciclagem de combustível misto. Isto porque o LMFBR é projetado para operar a uma alta eficiência térmica se comparado ao LWR, o que resulta em menor liberação de calor para o meio-ambiente por unidade de produção elétrica.

No caso do LMFBR, não existe o enriquecimento de urânio e as necessidades de urânio ou tório são quase que eliminadas, exceto no caso de quantidades pequenas de composição de material fértil.

Por outro lado, os combustíveis regenerados, cujas concentrações de plutônio tóxico são altas, apresentam maiores riscos de exposição ocupacional do que os combustíveis levemente enriquecidos. Porém, os projetos das instalações e de operação de reatores rápidos são elaborados de forma a aliviar esses riscos.

Fazendo-se uma comparação da gerência de rejeitos para o ciclo do combustível dos FBRs e a correspondente ao ciclo dos LWRs, pode-se observar que os problemas são praticamente os mesmos, tanto do ponto de vista das características dos rejeitos quanto das quantidades.

Para melhor observação, foi introduzida neste trabalho uma tabela (7.1) resumindo as informações obtidas no "Working Group 7 - Waste Management and Disposal" do INFCE (janeiro, 1980), considerando-se também os ciclos-referência utilizados para a obtenção destes dados. Os ciclos-referência considerados para a comparação foram: LWR, ciclo aberto; LWR com reciclagem de urânio e plutônio e FBR. Os esquemas destes ciclos podem ser vistos nas figuras 7.1, 7.2 e 7.3.

TABELA 7.1: REJETOS PROVENIENTES DAS DIVERSAS ETAPAS DOS CICLOS-REFERÊNCIA (POR GW.a DE ELETRICIDADE).

ETAPA DO CICLO		LWR CICLO ABERTO	LWR REC. U-Pu	FBR REC. U-Pu
A. <u>PROCESSAMENTO DE MINÉRIO</u>				
1. Moagem do Urânio				
Volume	(m ³)	58.540	34.060	342
Contendo:				
U-238, U-234; cada	(Ci)	3,6	2,1	0,02
Th-230	(Ci)	68	40	0,4
Ra-226, Pb-210; cada	(Ci)	72	42	0,4
B. <u>REFINO, CONVERSÃO E ENRIQUECIMENTO</u>				
1. Refino e Conversão				
Tambores, Não-Blindados		163	95	18
Conteúdo de U	(t)	0,8	0,6	< 0,01
Th-234	(Ci)	3,6	2,1	0,02
2. Enriquecimento (Rejeitos do Processo)				
Tambores, Não-Blindados		191	121	-
Conteúdo de U (como UO ₂)	(t)	168	107	-
3. Enriquecimento (Rejeitos da Manutenção)				
Tambores, Não-Blindados		10	5	-
Conteúdo de U	(kg)	40	20	-
C. <u>FABRICAÇÃO DE ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS</u>				
1. Combustível UO ₂				
Tambores, Não-Blindados		200	130	-
Conteúdo de U	(kg)	220	150	-
2. Combustível MOX				
Tambores, Não-Blindados		-	155	318
Conteúdo de U	(kg)	-	10	20
Pu	(kg)	-	0,5	3

TABELA 7.1: (CONTINUAÇÃO)

ETAPA DO CICLO	LWR CICLO ABERTO	LWR REC. U-Pu	FBR REC. U-Pu
D. REATOR			
1. Rejeitos da Operação ^(b)			
Tambores, Não-Blindados	1.800	1.800	15
Tambores, Blindados	200	200	15
Radioatividade (1 ano) (kCi)	7	7	2
2. Manutenção			
Tambores, Blindados	275	275	470
Radioatividade (1 ano) (kCi)	0,1	0,1	0,1
3. Descomissionamento ^(c)			
Tambores, Não-Blindados	-	-	-
Tambores, Blindados	125	125	125
Radioatividade (25 anos) (kCi)	3	3	3
E. COMBUSTÍVEL IRRADIADO NÃO REPROCESSADO			
1. Elementos Combustíveis Condicionados.			
"Canisters" PWR	53	-	-
"Canisters" BWR	22	-	-
Conteúdo de U (t)	35,7	-	-
Pu (t)	0,32	-	-
Radioatividade (10 anos) (MCi)	13,2	-	-
2. Condicionamento do Combustível Irrradiado ^(d)			
Tambores, Blindados	45	-	-
Radioatividade (1 ano) (kCi)	0,14	-	-

TABELA 7.1: (CONTINUAÇÃO)

ETAPAS DO CICLO	LWR CICLO ABERTO	LWR REC. U-Pu	FER REC. U-Pu
F. REPROCESSAMENTO			
1. Rejeitos Vitrificado de Alto Nível de Atividade			
"Canisters"	-	29	23
Conteúdo de Pu (kg)	-	2,3	15,1
Radioatividade (1 ano) (MCi)	-	1,4	1,6
2. Gases Nobres			
Recipientes de Gás	-	17	17
Radioatividade (MCi)	-	0,3	0,2
3. Urânio Deplecionado (como UO ₂)			
Tambores, Não-Blindados	-	13	1
Conteúdo de U (t)	-	11,0	0,2
4. Rejeitos de Médio Nível e de Manutenção			
Tambores, Não-Blindados	-	54	35
Tambores, Blindados	-	83	54
Conteúdo de Pu (kg)	-	0,9	5,9
Radioatividade (1 ano) (kCi)	-	2,0	1,5
5. Rejeitos de Baixo-Nível			
Tambores, Não-Blindados	-	113	74
Tambores, Blindados	-	13	8
Radioatividade (1 ano) (kCi)	-	4	2,4
6. Descomissionamento			
Tambores, Não-Blindados	-	140	91
Tambores, Blindados	-	16	10
Radioatividade (5 anos) (kCi)	-	0,9	0,6

TABELA 7.1: (CONTINUAÇÃO)

(a) O número de barris foram fornecidos pelas seguintes fontes:

. para os ciclos LWR e LWR(U-Pu):

Radioactive Waste Repository Project Staff, Radioactive Waste Repository Project: Technical Status Report for Period Ending September 30, 1971,

ORNL-4751, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee, dezembro 1971;

. para o ciclo FBR(U-Pu): rateado do ciclo LWR(U-Pu) de acordo com a quantidade de combustível MOX manipulado;

(b) para os ciclos LWR e LWR(U-Pu): média de um número de apreciações nacionais;

para o ciclo FBR: Callahan, G.D. e Rating, J.L., Thermoelastic Analysis of Spent Fuel Repositories in Bedded and Dome Salt, preparado por KE/SPEC Inc. for Union Carbide Corporation, Nuclear Division, Office of Waste Isolation, Y/OWI/SUB-77/22303/4, maio 1977;

(c) para os ciclos LWR e LWR(U-Pu), a partir de:

St. John, C.M., Thermoelastic Analysis of Spent Fuel and High - Level Radioactive Waste Repositories in Salt - a Semi-Analytical Solution, preparado para Union Carbide Corporation, Nuclear Division, Office of Waste Isolation, Y/OWI/SUB-7118/1, abril 1977.

(d) descomissionamento está incluído.

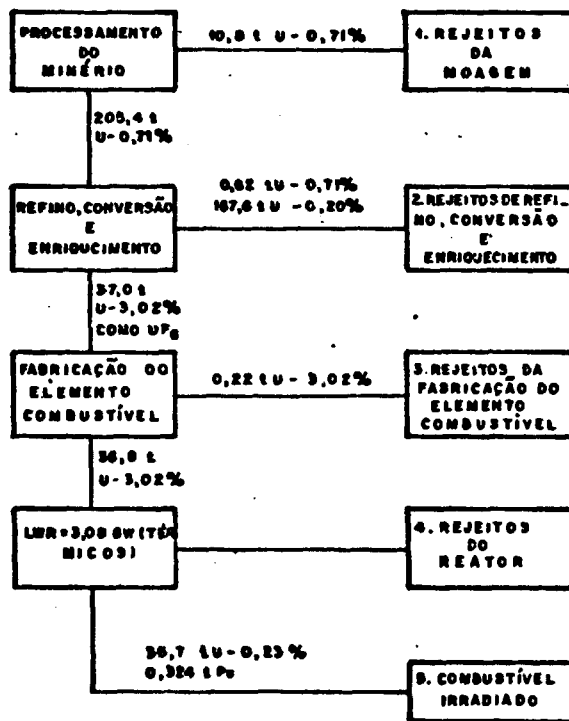


FIGURA 7.1 LWR-CICLO ABERTO; FLUXO DE ELEMENTOS PESADOS POR GW.e DE ELETRICIDADE /15/

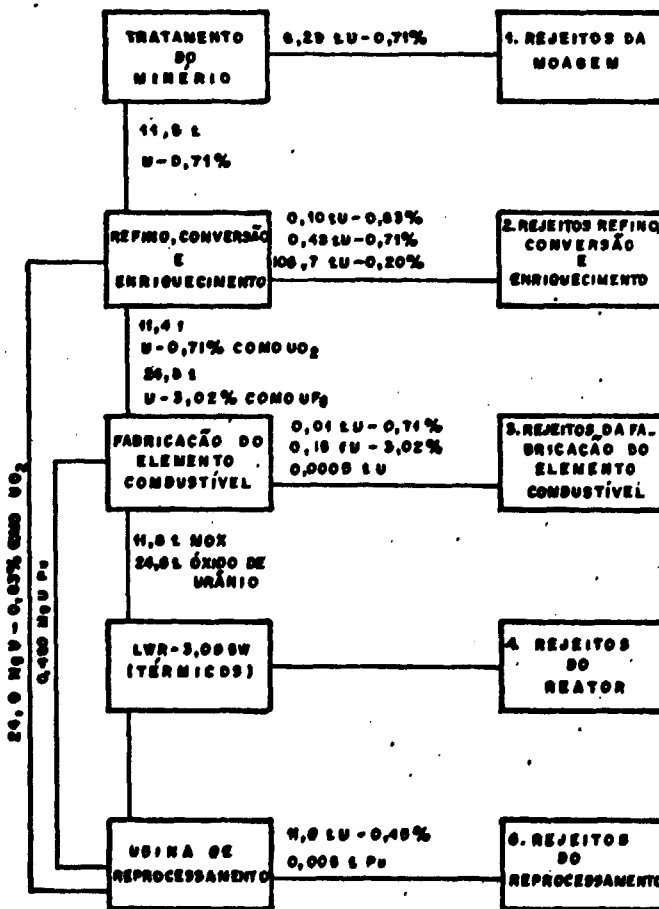


FIGURA 7.2 LWR COM RECICLAGEM DE U E Pu; FLUXO DE ELEMENTOS PESADOS POR GW.e DE ELETRICIDADE /15/

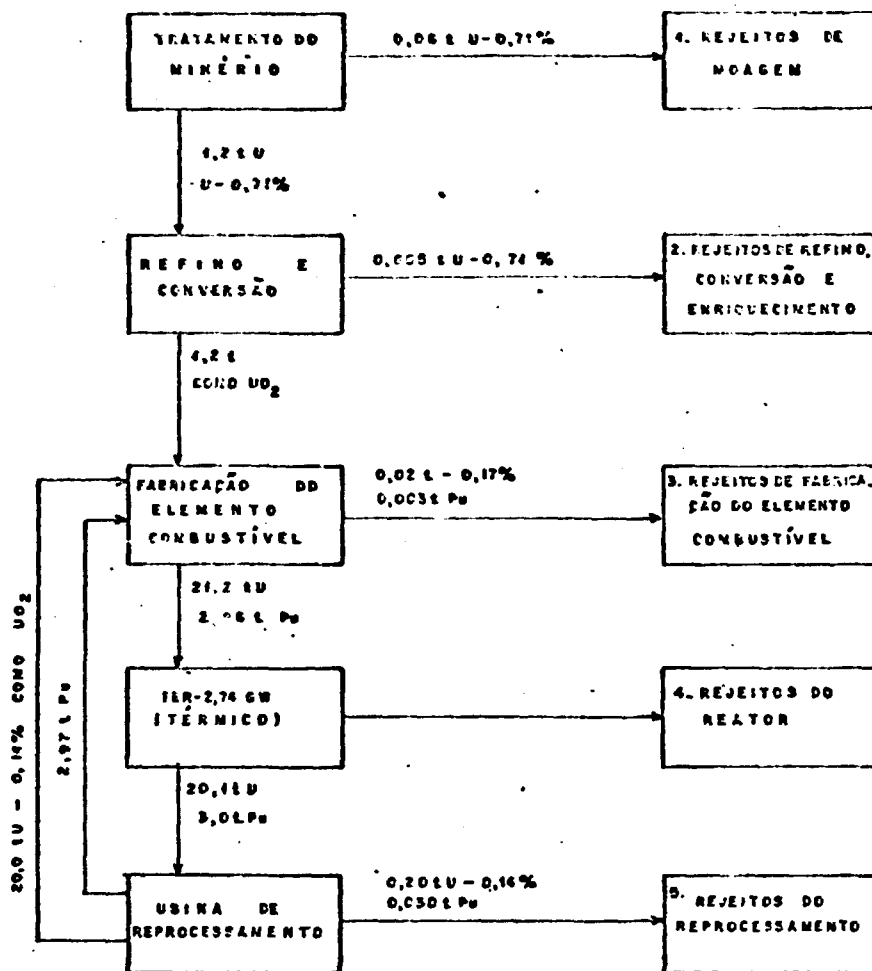


FIGURA 7.3 FBR COM RECICLAGEM DE URÂNIO E PLUTÔNIO, FLUXO DE ELEMENTOS PESADOS POR GW.e de ELETRICIDADE /15/

Deve-se levar sempre em conta que, no que concerne a rejeitos do ciclo dos FBRs, apenas algumas estimativas podem ser dadas já que não existe, ainda, uma experiência industrial em cada etapa do ciclo.

De maneira geral, assim como para os rejeitos provenientes do ciclo dos LWR, o tratamento dependerá da constituição física ou química do material e do tipo e da quantidade de radioatividade associada. Da mesma forma, os rejeitos são classificados em alto, médio e baixo níveis de atividade, sendo que os de alta-atividade consistem em, de maneira geral, nos líquidos provenientes do reprocessamento (contendo produtos de fissão e alguns actínidos); os de baixo nível de atividade são aqueles que podem ser tratados e dispostos mais facilmente.

Observe-se que os efluentes provenientes das centrais FBRs são em menor quantidade se comparados aos das centrais LWR de mesma potência. Os rejeitos de sódio são gerados, em sua maioria, no circuito primário e na descontaminação dos componentes do circuito e dos elementos irradiados retirados do reator.

Na etapa de fabricação são produzidos alguns fragmentos que estão fora das especificações ou que foram removidos na linha de produção por qualquer razão. Além desses existem materiais contaminados com plutônio, já mencionados em 3.2, que são tratados em instalações especiais semelhantes às existentes na usina de reprocessamento, de forma que possa ser recuperada a maior quantidade possível de plutônio.

Mas, a maior proporção de rejeitos ativos origina-se a partir da usina de reprocessamento. Nessas instalações são produzidos rejeitos sólidos, líquidos e gasosos, que serão tratados antes de serem dispostos.

De maneira geral, os rejeitos sólidos costumam ser de baixo e médio níveis de atividade, enquanto que os gasosos são de baixa atividade apenas. Já no caso dos rejeitos líquidos, estes são de alta e baixa atividades.

No tratamento dos rejeitos gasosos dá-se especial atenção a elementos tais como o kriptônio e o iodo. Após o tratamento, esses rejeitos são liberados (como efluentes de atividade extremamente baixa) através de chaminés.

Também os rejeitos líquidos de baixo-nível serão tratados e posteriormente descarregados (como fluxo de rejeitos de nível muito baixo) no mar, ocorrendo, assim, dispersão.

No que diz respeito aos rejeitos sólidos de baixo-nível, estes serão segregados do resto, tratados e enterrados. Já os de médio-nível de atividade envolvem invólucros lixiviados e resíduos insolúveis, provenientes do processo de dissolução.

Os maiores problemas quanto a tratamento e disposição de rejeitos diz respeito à fase do reprocessamento. Os rejeitos líquidos altamente radioativos gerados nesta etapa do ciclo consistem nos rejeitos mais ativos do ciclo do combustível. De fato, a solução de rejeitos provenientes do processo de extração por solvente contém cerca de 99,9% de produção de fissão não-voláteis. Os líquidos serão estocados em tanques de aço inoxidável, passando, posteriormente, por um processo de vitrificação. O produto final obtido consiste em cilindros de vidro com produtos de fissão, sendo esse vidro contido em vasilhames de aço inoxidável. Estes serão estocados (para decaimento radioativo), antes de serem transportados para o local de disposição eterna.

8. ASPECTOS ECONÔMICOS DO CICLO

Fazendo-se uma comparação entre os custos do KWh gerado por reatores rápidos e por LWRs, pode-se observar, ainda, uma grande diferença. Espera-se, no entanto, que com o desenvolvimento industrial dos FBRs, estes se tornem comercialmente competitivos, diminuindo, assim, essa diferença, sendo que, a este nível, o custo do ciclo dos reatores rápidos deverá ser mais baixo que o relativo aos reatores a água leve.

Quando se fala em aspectos econômicos do ciclo do combustível o ponto que envolve maiores problemas é o valor do plutônio.

A noção de valor do plutônio assume um sentido completamente diferente, dependendo da utilização deste plutônio.

Análise-se, em primeiro lugar, a hipótese mais pessimista, a saber, a não-reciclagem e conseqüente não desenvolvimento do ciclo dos FBRs. Neste caso, não haveria uma utilização do plutônio inserido no combustível irradiado proveniente dos reatores a água leve. Sendo assim, o valor do plutônio seria baseado nos custos de estocagem deste combustível irradiado, incorrendo então em ônus para o ciclo.

Levando-se em conta a reciclagem em LWRs ou FBRs, sob o ponto de vista econômico, esta se mostra muito mais interessante, sendo que as vantagens entre as reciclagens em LWRs e FBRs, apresentam aspectos diferentes, em tempos diferentes.

Observe-se que, considerando a reciclagem de plutônio em reatores térmicos, se a quantidade de plutônio necessária para se obter um máximo de economia na reciclagem for superior à quantidade produzida, então se torna pos

sível determinar um valor para este plutônio suplementar, fazendo-se uma comparação com o preço do U-235 que ele poderia substituir (este valor seria variável, também, de acordo com a qualidade isotópica deste plutônio).

Em termos comparativos, a curto prazo, a reciclagem de plutônio em reatores térmicos pode se apresentar economicamente mais interessante, devido ao maior valor substitutivo do U-235, se relacionado à reciclagem em reatores rápidos. Porém, levando-se em conta que as reservas de urânio são limitadas e que o preço do urânio deverá aumentar progressivamente, espera-se que, a longo prazo, a reciclagem de combustíveis provenientes de PWRs em rápidos se torne mais atrativa. Neste caso, então, o valor do plutônio é obtido à medida que seja economicamente preferível construir e explorar reatores super-regeneradores, ou seja, faz-se mais interessante pagar uma certa soma para adquirir o plutônio de partida e construir um super-regenerador, do que construir um reator térmico.

Para que os super-regeneradores estejam comercialmente desenvolvidos no final do século 20 (quando se prevê, na literatura, estes serão necessários devido à limitação de reservas mundiais de urânio natural), são necessários desenvolvimentos tecnológicos em algumas áreas como: otimização da gerência de combustível a fim de reduzir os fluxos anuais de metais pesados em todas as etapas do ciclo - estocagem, transporte, fabricação e reprocessamento - e desenvolvimento do nível tecnológico das operações de reprocessamento e fabricação de combustíveis de forma a compatibilizar com o desenvolvimento dos reatores rápidos.

9. ALGUNS COMENTÁRIOS SOBRE O PROGRAMA BRASILEIRO DE REATORES RÁPIDOS.

O programa de reatores rápidos tem como premissa introduzir no país a tecnologia dos rápidos, sequencialmente à atual linha dos PWR. Com esse fim, procura-se a colaboração internacional, para acelerar o desenvolvimento da tecnologia dos reatores rápidos a nível nacional.

Entre o Governo Brasileiro e o Governo Italiano está em vigor um Acordo de Cooperação no campo dos usos pacíficos da energia nuclear firmado no Rio de Janeiro em 6 de setembro de 1958, visando entre seus diversos itens a execução concreta dos programas de colaboração científica, técnica e industrial. Em 13 de agosto de 1971, em Brasília, foi firmado entre as duas Comissões de Energia Nuclear um Protocolo de Aplicação, prevendo, entre outros itens, uma colaboração no campo da tecnologia do sódio e em neutrônica, aplicadas aos reatores rápidos.

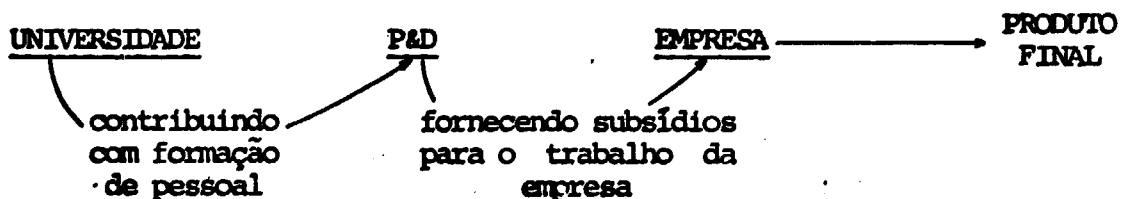
Esta cooperação com a Itália está inserida num Acordo antigo que o Brasil tem com este país, no campo dos usos pacíficos da energia nuclear. O aditivo terá vigência de 3 anos, com um valor de 10.000.000 US\$, dos quais 85% financiados pela Itália, a pagar em 10 anos. A orientação adotada é a de máximo uso da capacidade tecnológica nacional e máxima integração possível com as Universidades e Centros de Pesquisa /8/.

Como foram escolhidos os reatores refrigerados a sódio (mais desenvolvidos comercialmente) neste programa, inicialmente, foram comprados seis "loops" de sódio, desmontados, sendo um de grande porte e os demais de pequeno porte para estudos de componentes menores. Além disso, será construído um galpão tecnológico para obrigar esses "loops". Esse galpão tem uma concepção especial para trabalhar com sódio. O anteprojeto detalhado e a construção serão totalmente realizados no Brasil, constituindo portanto um desafio à firmas brasileiras.

A construção dos "loops" será acompanhada na Itália por técnicos brasileiros, que estão sendo formados no IEN (Instituto de Engenharia Nuclear).

Alguns pontos precisam ser enfatizados:

- 19) neste processo haverá realmente uma transferência tecnológica, criando-se um complexo dedicado à Pesquisa e Desenvolvimento, o que permitirá aos técnicos brasileiros adquirir competência na área de tecnologia do sódio; as atuais instalações do IEN na Ilha do Fundão serão transferidas para este centro ("Campo de Roma");
- 29) outro ponto importante é que, neste projeto, será tentada a aproximação da empresa com o instituto de pesquisa, para que esta tome conhecimento das reais necessidades do projeto e desenvolva linhas de produção voltadas para o mercado nuclear;
- 39) o contrato para o fornecimento de circuitos e equipamentos para a tecnologia do sódio com a NIRA ("Nucleare Italiana Reattori Avanzati") se tornou imprescindível já que, após levantamentos realizados, chegou-se à conclusão de que a indústria nacional, infelizmente, não estava em condições de fornecer materiais específicos; a figura 9.1 mostra as bases deste contrato de fornecimento com a NIRA;
- 49) talvez o mais importante, diz respeito ao fato de se estar levando em conta a seguinte seqüência:



PREÇO TOTAL DO FORNECIMENTO QUE A NIRA SE COMPROMETE EFETUAR

. PREÇO TOTAL: US\$ 10.930.000,00 (DEZ MILHÕES, NOVECENTOS E TRINTA MIL DÓLARES).

O PREÇO É FIXO, NÃO VARIARÁ COM AS FLUTUAÇÕES DA MOEDA ITALIANA.

. MODALIDADE DE PAGAMENTO:

15% NA DATA DE ENTRADA EM VIGOR DO CONTRATO;

85% DO MONTANTE TOTAL SERÁ FINANCIADO POR INSTITUIÇÃO ITALIANA DE CRÉDITO;

PRAZO DE FINANCIAMENTO: 10 ANOS A PARTIR DA ASSINATURA DO CONTRATO DE FINANCIAMENTO;

MODALIDADES DE PAGAMENTO: 20 PRESTAÇÕES SEMESTRAIS A PARTIR DO SEXTO MÊS APÓS O FORNECIMENTO DE BENS E SERVIÇOS;

JUROS: 7,75%, AO ANO FIXOS;

O DEPARTAMENTO DE COOPERAÇÃO PARA O DESENVOLVIMENTO, DO MINISTÉRIO DAS RELAÇÕES EXTERIORES DA REPÚBLICA ITALIANA CONCEDERÁ UMA SUBVENÇÃO, A FUNDO PERDIDO, QUE DEVERÁ ELEVAR-SE ACIMA DE 10% DO VALOR DO PREÇO TOTAL, PARA SUPORTAR O TREINAMENTO DE PESSOAL BRASILEIRO NA ITÁLIA E DE ITALIANOS NO BRASIL.

(FONTE: HEITOR B. CAULLIRAUX - DEX-1111/CNEN)

FIGURA 9.1: BASES DO CONTRATO DE FORNECIMENTO COM A NIRA

59) o centro de pesquisa "Campo de Roma", com o desenvolvimento alcançado nas áreas de instrumentação e controle, materiais e metalurgia, poderá fornecer tecnologia para as indústrias nacionais aplicarem em outras áreas que não a nuclear;

69) após três anos, o galpão tecnológico deverá estar pronto e os "loops" montados e funcionando; a partir daí, então, é que se terá condições de pensar num possível projeto de reator rápido.

(Observação: As informações inseridas neste capítulo foram fornecidas pelo Dr. Heitor B. Caulliraux, da Diretoria Executiva III-CNEN).

10. CONCLUSÃO

No que diz respeito a horizontes a longo prazo, a tecnologia dos reatores rápidos refrigerados a sódio líquido, LMFBRs, vem sendo considerada a mais importante em termos de suprimento de energia.

De fato, por proporcionar economia de combustível, o LMBFR consiste no melhor meio de garantir uma fonte de energia por fissão nuclear, no próximo século, apesar de ainda persistirem incertezas quanto ao futuro da energia nuclear, principalmente em termos de necessidade, vantagens econômicas e de segurança relativas a esse tipo de reator.

Para solucionar essas incertezas, muito se tem investido no setor de pesquisa e desenvolvimento. Na verdade, para que o LMFBR atinja o nível comercial, não exigirá desenvolvimento tecnológico apenas do reator, mas também em outras etapas do ciclo, a saber: fabricação de combustíveis, reprocessamento e gerência de rejeitos, principalmente no que diz respeito à disposição final desses rejeitos, de maneira compatível, de forma a atender às necessidades ocasionadas por um programa nuclear baseado em super-regeneradores.

11. BIBLIOGRAFIA

1. JUDKINS, R.R.; OLSEN, A.R. - "Nuclear Fuel Fabrication and Refabrication Cost Estimation Methodology". Oak Ridge National Laboratory, ORNL/TM-6640, novembro de 1979.
2. ALLARDICE, R.H.; SALMON, A. - "The Uranium-Plutonium Breeder Reactor Fuel Cycle". BNFL/UKAEA, 1979.
3. RAPIN - "Cycle du Combustible des Réacteurs Rapides - Perspectives dans le Monde et en France". Conférence BNES - Londres, Notes D'Informations n° 12, dezembro de 1981.
4. ZOUAIN, Desirée M. - "Metodologia de Avaliação Econômica das Estratégias para o Combustível Irrradiado". COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, agosto de 1981.
5. DUPREE, I.A.; HANKINS, D.A.; POPE, R.B.; O'MALLEY, L.C. "An Economic Analysis of the Transport of Radioactive Materials of LWR and LMFBR Fuel Cycles in the United States", U.S. Department of Energy under Contract n° DE-AC04-76, 1980.
6. LUCENET, C. - "Fast Breeder Reactors: Development and Operating Experience of the FBR System in France". Text of Speech at Third International Summer School on Radiation Protection, 24 de agosto/3 de setembro, 1976, Iugoslávia.
7. CAULLIRAUX, Heitor B. - "Nota para a Imprensa: Assinatura do Programa de Execução do Acordo de Cooperação entre o Governo da República Italiana e a República Federativa do Brasil no Campo dos Usos Pacíficos da Energia Nuclear". Brasília, 29 de julho de 1981.

8. MARQUES, Eduardo - "O Programa Nuclear Brasileiro". Pa
lestra do II Seminário de Reciclagem de Executivos -
ELETROBRÁS, CENTRECON, 01 de setembro de 1981.
9. AMUNDSON, P.I.; GOIN, R.W.; LINEBERRY, M.J.; MCFARLANE,
H.F. - "Fuel Cycle Options". Argonne National
Laboratory, 1979.
10. INFCE/WG.4/38(B), Rev.1 - "Mixed Oxide Fuel Fabrication
Facility", 3 de janeiro de 1979.
11. KÖHLER, W.H. - "Nuclear Fuel Cycles". Curso Ministrado
no IEN, 1980..
12. MITCHELL III, Walter; FURNER, Stanley E. - "Breeder
Reactors". United States Atomic Energy Commission,
Division of Technical Information, 1971.
13. EL-WAKIL, M.M. - "Nuclear Energy Conversion". Intext
Educational Publishers, 1971.
14. SESONSKE, Alexander - "Nuclear Power Plant Design
Analysis". Technical Information Center, Office of
Information Services, United States Atomic Energy
Commission, 1973.
15. INFCE/WG-7 - "Waste Management and Disposal". IAEA,
Austria, janeiro de 1980.