

B28816543

NUCLEBRÁS

Empresas Nucleares Brasileiras SA

**GESTÃO DO COMBUSTÍVEL NUCLEAR IRRADIADO:
REPROCESSAMENTO OU ESTOCAGEM DIRETA**

**Maria Lúcia de Lima Soares
Maria José de Oliveira Lopes**

NUCLEBRÁS/CDTN -537

CENTRO DE DESENVOLVIMENTO DA TECNOLOGIA NUCLEAR

CAIXA POSTAL, 1941 - 30.000 - BELO HORIZONTE - BRASIL

EMPRESAS NUCLEARES BRASILEIRAS S.A. - NUCLEBRÁS
CENTRO DE DESENVOLVIMENTO DA TECNOLOGIA NUCLEAR
DEPARTAMENTO DE TECNOLOGIA QUÍMICA

GESTÃO DO COMBUSTÍVEL NUCLEAR IRRADIADO:
REPROCESSAMENTO OU ESTOCAGEM DIRETA

Maria Lúcia de Lima Soares
Maria José de Oliveira Lopes
NUCLEBRÁS/CDTN -537

Trabalho a ser apresentado no I Congresso Geral
de Energia Nuclear, Rio de Janeiro, 17 a 20 de
março de 1986

Belo Horizonte

1986

**GESTÃO DO COMBUSTÍVEL NUCLEAR IRRADIADO:
REPROCESSAMENTO OU ESTOCAGEM DIRETA**

Sinopse

As alternativas para a gestão do combustível irradiado se situam entre reprocessamento, recuperando-se o material físsil remanescente e o gerado, para uso na refabricação de combustíveis nucleares, e a estocagem do combustível irradiado. Esta pode ser definitiva, ou planejada por tempo determinado. Neste caso, é uma etapa que precede o reprocessamento, ou um expediente para adiar a decisão sobre o problema.

Atualmente existem instalações comerciais em operação na França e na Grã-Bretanha. Nos Estados Unidos, a política anti-reprocessamento adotada a partir de 1977 foi modificada em 1981, quando o reprocessamento comercial recebeu novamente aprovação política, sendo designado o setor privado para proporcionar estes serviços. Pequenas unidades de reprocessamento estão operando atualmente na Índia, Itália, Japão e Alemanha Ocidental. A Espanha, Paquistão e Argentina estão planejando usinas piloto para combustível LWR.

Após uma visão do panorama mundial, analisa-se a situação nacional, levando-se em conta alguns cenários de implantação de centrais e o interesse pela autonomia em todo o ciclo do combustível nuclear.

Abstract

A review of the spent fuel management concepts generally adopted in several countries is presented, including an analysis of the Brazilian situation. The alternatives are the reprocessing, the interim storage and the final disposal in a repository after appropriate conditioning. The commercial operating reprocessing facilities in the Western World are located in France and in the United Kingdom.

In the USA the anti-reprocessing policy from 1977 changed in 1981, when the Government supported the resumption of commercial reprocessing and designated the private sector as responsible for providing these services. Small scale facilities are operating in India, Italy, Japan and West Germany. Pilot plant for LWR fuel are being planned by Spain, Pakistan and Argentina.

SUMÁRIO

	Pág.
1. INTRODUÇÃO.....	04
2. REPROCESSAMENTO.....	08
3. GESTÃO DO REJEITO DE NÍVEL ALTO: ACONDICIONAMENTO E DISPOSIÇÃO FINAL.....	13
4. ESTOCAGEM DO COMBUSTÍVEL IRRADIADO.....	19
5. SITUAÇÃO NACIONAL	27
REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS.....	34

1. INTRODUÇÃO

A decisão quanto à gestão do combustível irradiado, adotando o reprocessamento ou a estocagem, tem sido encarada de maneiras diversas nos vários países que utilizam a energia nuclear. Pelo reprocessamento, o combustível é tratado com o objetivo de recuperar os materiais fissil e fértil para serem reutilizados na fabricação de novos combustíveis. Os produtos de fissão e outros rejeitos são então separados e acondicionados adequadamente para uma posterior disposição segura.

A estocagem tem de ser considerada como uma etapa no ciclo do combustível, que precede o reprocessamento e subsequente uso do material fissil gerado e residual, ou a disposição definitiva do combustível irradiado.

A escolha entre as alternativas de reprocessamento, estocagem provisória ou estocagem definitiva é feita por uma política global, em que são considerados fatores econômicos, questões ligadas à não proliferação e também razões técnicas.

Em relação às alternativas para a gestão do combustível irradiado, as conclusões de vários anos de trabalho do Centro de Pesquisas de Karlsruhe, sob demanda do Ministério de Pesquisa e Tecnologia da

RFA, são [1]):

- sob o plano radiológico, as conseqüências das duas alternativas são equivalentes;
- sob o aspecto de proteção física, esta será necessária para um sítio de estocagem de combustível, enquanto será inútil para os rejeitos vitrificados que resultam do reprocessamento;
- sob o ponto de vista de economia, as duas alternativas dependem diretamente do consumo de urânio natural no mundo. A opção pelo reprocessamento permite consumir ~ 30% menos de urânio natural que a opção pela estocagem direta.

O estudo de comparação conclui que, a longo prazo, o reprocessamento associado ao desenvolvimento de reatores super-regeneradores permitirá garantir uma independência energética inatingível com a estocagem direta do combustível irradiado.

Uma experiência significativa já vem sendo adquirida por todo o mundo na área de fechamento do ciclo do combustível, isto é, estocagem, transporte e reprocessamento. A capacidade atual de reprocessamento é reduzida em relação à quantidade já produzida de combustíveis irradiados. Assim, a alternativa de estocagem em piscinas é amplamente praticada no mundo. A primeira instalação de estocagem a seco foi recentemente comissionada na Alemanha.

A disposição final do combustível irradiado sem reprocessamento é tecnicamente possível, mas ainda requer demonstração.

A importância do reprocessamento do combustível irradiado tem sido enfatizada, não só como meio de se fazer melhor uso dos recursos energéticos mundiais, mas também como forma de reduzir o volume de rejeito de nível alto nele gerado. Na opção pelo reprocessamento, o plutônio recuperado pode ser usado em reatores regeneradores rápidos. Estes, por sua vez, vão ainda demorar a entrar em uso comercial, provavelmente não antes do ano 2000. O plutônio também pode ser reciclado em reatores resfriados a água.

A tecnologia de reprocessamento para combustíveis de alguns tipos de reatores (LWR e GCR) já é demontrada em escala industrial. Para

outros tipos de combustível (FBR, por exemplo), ainda exige trabalhos de desenvolvimento. A questão relacionada ao reprocessamento ficaria limitada ao problema da disposição final do rejeito de alto nível, ainda em estágio de demonstração.

A prática aceita para o tratamento deste rejeito é o acondicionamento em vidro e, em seguida, a disposição em formações geológicas adequadas. Outros materiais estão sendo pesquisados para o acondicionamento desse tipo de rejeito.

O combustível irradiado não reprocessado é considerado como rejeito de nível alto, devendo ser acondicionado adequadamente para disposição final. Os repositórios para rejeito de nível alto poderão ser também licenciados para o combustível não reprocessado.

A Tabela 1 dá uma idéia do panorama mundial quanto à gestão do combustível irradiado.

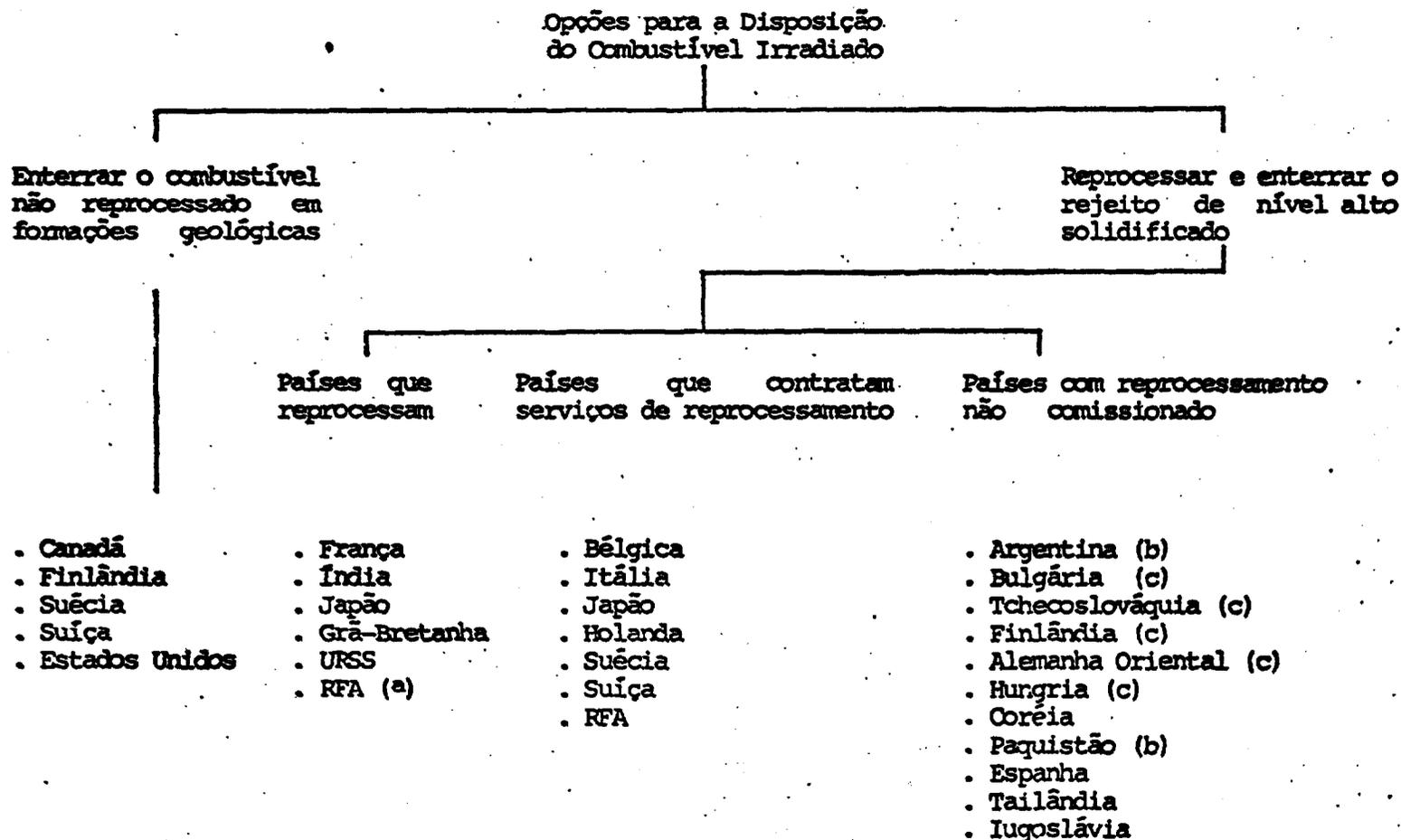
A principal conclusão de um grupo de trabalho da OECD/NEA sobre custos do ciclo do combustível foi [2] : o ciclo do combustível aberto é mais econômico do que o ciclo com reprocessamento, mas é mais sensível em relação ao preço do urânio. O referido grupo usou um método de custo nivelado para chegar aos custos do ciclo do combustível para PWRs comissionados em 1995. No caso de referência, o custo do ciclo aberto é 7,8 mills/kWh e o custo do ciclo com reprocessamento 8,6 mills/kWh. O caso de referência admite um aumento real anual de 2 % nos preços do urânio a partir do preço de janeiro de 1984, US\$32/lb U₃O₈. O custo de referência do reprocessamento é US\$750 por kg de metal pesado.

A tendência de se usar queimas mais elevadas não resulta em economia de custo para nenhum tipo de ciclo do combustível. Os atrativos estão associados principalmente à maior flexibilidade de operação, que as queimas mais prolongadas podem proporcionar, concluiu ainda o grupo de trabalho da OECD/NEA [2].

Embora o ciclo aberto pareça ser 12 % mais barato do que o ciclo com reprocessamento, a situação se inverteria se os preços do urânio crescessem a uma taxa real de 4% ao ano e os preços de reprocessamento pudessem ser reduzidos a US\$ 500 por kg de metal pesado [2]. Nas hipóteses do caso de referência, contudo, os custos extras do ciclo

TABELA 1

ATTITUDES QUANTO AO REPROCESSAMENTO EM PAÍSES
COM CENTRAIS NUCLEARES ACIMA DE 30 MWe [3]



(a) usina em manutenção

(b) usinas em escala piloto em construção

(c) combustível irradiado de origem soviética, para retornar à URSS.

com reprocessamento são grosseiramente equivalentes a manter parado um estoque de urânio durante quatro anos, ou um estoque de 2 anos de combustível já fabricado.

Neste contexto, analisa-se a situação nacional, levando-se em conta alguns cenários de implantação de centrais no Brasil e o interesse pela autonomia em todo o ciclo do combustível nuclear.

No Brasil previa-se a instalação de uma usina piloto de reprocessamento de combustível irradiado, com capacidade para tratar cerca de 2tU/ano. Esta decisão entretanto foi revista, em face das modificações por que está passando o programa nuclear brasileiro.

2. REPROCESSAMENTO

Além dos isótopos físseis (U-235, U-233, ou Pu) e isótopos férteis (U-238 ou tório), o combustível irradiado contém grande número de isótopos produtos de fissão, entre os quais aparecem todos os elementos do quadro periódico do zinco ao gadolínio.

O tratamento do combustível irradiado pelo reprocessamento tem como principais objetivos:

- recuperar o urânio e plutônio, e tório se presente, para serem novamente usados como combustível;
- separar dos elementos citados os produtos de fissão radioativos e absorvedores de nêutrons;
- converter os constituintes radioativos do combustível usado em formas adequadas para estocagem segura a longo prazo.

O processo químico comprovado para o reprocessamento é o Purex e se baseia na tecnologia da separação pela extração por solvente. Segundo esse processo, os combustíveis são submetidos a um mesmo tratamento químico básico, isto é, dissolução em ácido nítrico e extração com fosfato de tributíla (TBP). As operações preliminares de desmontagem do elemento combustível dependem das dimensões e da estrutura do mesmo. A experiência adquirida com o reprocessamento de

combustível metálico e óxido tem confirmado a confiabilidade e segurança desta tecnologia. O impacto ambiental do reprocessamento é desprezível [4].

A indústria do reprocessamento surgiu há mais de 40 anos nos Estados Unidos, como consequência do Projeto Manhattan. Atualmente, milhares de toneladas de combustíveis para produção de plutônio e provenientes de reatores de potência já foram reprocessadas no mundo, em número limitado de instalações industriais. A indústria de reprocessamento atingiu assim um nível de experiência incontestável e universalmente reconhecido. Entretanto, esta experiência não alcançou o mesmo estágio em todos os países, ou em cada usina de reprocessamento. Ela varia principalmente com o tipo e a composição do combustível irradiado [8].

Os países com recursos limitados de urânio consideram que o reprocessamento do combustível irradiado e a reciclagem dos materiais físicos (urânio e plutônio) em reatores resfriados a água podem reduzir a dependência da importação de urânio. Os reatores regeneradores rápidos, cujos combustíveis são de plutônio, são considerados como os que apresentam a melhor perspectiva de contribuição substancial e autônoma ao suprimento global de energia [4].

Atualmente, as únicas instalações comerciais de reprocessamento em operação no mundo ocidental estão localizadas na França e na Grã-Bretanha. Estas instalações têm contratos internacionais para reprocessar mais de 9.000t de combustível irradiado, além de sua demanda doméstica. A Finlândia e os países do COMECON* têm reprocessado seu combustível na União Soviética. A capacidade planejada de reprocessamento de combustível LWR no mundo ocidental atingirá 5.000 tU/a no ano 2.000 [5]. Por outro lado, nesta época as estimativas da quantidade de combustível irradiado LWR alcançam 8.900 tU/a.

Nos Estados Unidos, o reprocessamento em escala industrial de combustíveis irradiados provenientes da geração comercial de energia nuclear foi adiado indefinidamente em 1977, visando reduzir os riscos do mau uso do plutônio, mas em 1981 recebeu novamente aprovação política [5].

* Council of Mutual Economic Assistance of Communist Nations

Até o fim da década de 80, o fechamento do ciclo do combustível da Alemanha Ocidental será realizado essencialmente fora do país. Atualmente, as centrais nucleares alemãs contrataram serviços de reprocessamento da usina francesa de La Hague (3150t) e, em menor escala, da usina britânica de Sellafield (750t). Outros contratos, para cerca de 240t de combustível irradiado, poderão ser feitos com a Belgoprocess, se os estudos de exequibilidade em andamento concluírem pela reabertura da usina Eurochemic em Mol. Entretanto está previsto o início de operação de uma usina para tratar 350t de combustível irradiado por ano, em Wackersdorf em 1992 [6].

A Tabela 2 apresenta as usinas de reprocessamento do mundo ocidental em operação, as planejadas e aquelas já paralisadas. A primeira usina comercial dos Estados Unidos foi a de West Valley, que ao ser paralisada já havia reprocessado mais de 630t de combustível usado, entre as quais 240t provenientes de reatores a água leve [7]. A usina de Morris não chegou a ser operada devido a problemas no projeto, referentes a manutenção. O início de operação da usina de Barnwell tem sido sugerido para a década de 90, exigindo ainda um investimento de US\$800 milhões para modificações nela requeridas [3].

Na França, o combustível de urânio natural de reatores resfriados a gás (GCR) é reprocessado desde 1958 na usina UPl em Marcoule e desde 1967 na usina de La Hague (UP2), ambas de propriedade da companhia COGEMA [5]. Em 1976 a usina de La Hague, após adaptações, começou a reprocessar combustível LWR. Já está planejado o início de operação de uma terceira usina UP3-A, de capacidade 800tU/a e está em estudo uma duplicata desta, a UP3-B [5].

Na Grã-Bretanha, a companhia "British Nuclear Fuels" (BNFL), criada no início da década de 70, é responsável pelas operações industriais de reprocessamento. Lá, o reprocessamento começou em 1952 na usina de Windscale, em Sellafield, com o objetivo de produção de plutônio (tabela 2), integrando-se a partir de 1964 no programa de geração de energia núcleo-elétrica [8,9]. Esta usina está sendo renovada pela BNFL [5], sendo uma das instalações que atualmente opera reprocessamento em escala industrial na Europa Ocidental, incluindo contratos com outros países (tabela 1). Com modificações realizadas na instalação original de Windscale, surgiu a chamada "Windscale Head-End Plant", que operou de 1969 a 1973 para combustível LWR [5,8,9].

TABELA 2

USINAS DE REPROCESSAMENTO NO MUNDO OCIDENTAL [8]

País	Local	Capacidade (300 dias)t				Total de combustível reprocessado	Início de operação	Desligamento
		LWR	GCR	HWR	FBR			
Estados Unidos	Hanford					Mais de 200 000 t em Hanford e Savannah	1944	1972
	Savannah River						(a) 1948/≈ 1950	
	Idaho						≈ 1950	
	West Valley	300					1966	
	Morris	(350)						
	Barnwell	(1500)						
Grã-Bretanha	Windscale 1		1500			Vários milhares de toneladas em Windscale	(b) 1952/1964	1973
	Windscale 2	300					1969	
	Dounreay							
OECD (c)	Mol	60					1966	1974
França	Marcoule (UP1)		800			Mais de 10 000 t em Marcoule	(b) 1958/1976	1976
	La Hague (UP2)		800				1966	
		400			10		1979	
Alemanha Ocidental	Karlsruhe	35					1971	
Japão	Tokai-Mura	210					1977	
Índia	Tarapur			100			1981	

(a) A primeira data se refere ao reprocessamento de combustíveis para a produção de plutônio e a segunda ao reprocessamento de combustíveis de urânio altamente enriquecido.

(b) A primeira data se refere ao reprocessamento de combustíveis para produção de plutônio e a segunda ao reprocessamento de combustíveis de reatores de potência.

(c) Organization for Economic Co-operation and Development.

Após um incidente de contaminação, esta instalação foi paralisada [8].

Aproximadamente na mesma época das operações de Windscale, o reprocessamento de combustível de reatores rápidos e contendo urânio altamente enriquecido foi realizado pela UKAEA (United Kingdom Atomic Energy Authority), na instalação piloto de Dounreay [9]. Cerca de 5 toneladas de combustível do reator rápido protótipo de Dounreay já foram tratados nesta usina [8].

Além disso, com início de operação previsto para 1990, deverá ser implantada a usina THORP (Thermal Oxide Reprocessing Plant) em Windscale. Nela serão reprocessados combustíveis óxidos de reatores a água e de reatores avançados resfriados a gás [9].

Outras instalações de reprocessamento de pequeno porte estão em operação na Índia, Itália e Japão. Na Índia, além de Tarapur, mencionada na tabela 2, existe também a usina de demonstração de Trombay, que trata combustível metálico de urânio natural, com capacidade 60t U/ano e que começou a operar em 1965 [3]. Acredita-se que uma terceira usina de capacidade 100t U/ano, para combustível óxido de reatores a água pesada (HWR), está planejada para operar no fim da década de 80 em Kalpakkam [3].

Além da usina de demonstração de Tokai-Mura, que já reprocessou cerca de 170t de combustível LWR, o Japão planeja colocar em operação uma usina de porte industrial (1200t/ano) em 1990. Deverá ser localizada na península de Shomokita [10].

Na Itália estão em operação duas usinas em escala piloto: uma para óxidos mistos, com capacidade de 5t U/a, em La Trisania e outra em Sallugia, para combustível de reator LWR, com capacidade 10t U/a [5].

A CNEA da Argentina está construindo uma usina piloto para combustível LWR, com capacidade de 5t U/a. Esta deverá tornar-se operacional em 1986. Também o Paquistão e a Espanha estão planejando a instalação de usinas piloto para combustível LWR [5].

Conforme resume DELANGE⁸ existe total experiência industrial no reprocessamento de combustíveis para obtenção de plutônio, caracteri

zados por baixa queima (< 1000 MWd/t), de combustíveis de reatores resfriados a gás (GCR) e de combustíveis de reatores a água leve (LWR), que atualmente são submetidos à queima de ≈ 33000 MWd/t. Em todo o mundo, mais de 1600t de combustível LWR foram reprocessadas até o início de 1985 [3]. Em geral, parecem estar sob controle todos os problemas técnicos relacionados ao reprocessamento dos combustíveis de urânio enriquecido, caracterizados por altas queimas.

O reprocessamento de combustíveis de reatores regeneradores rápidos (FBR), submetidos a queimas entre 50.000 e 100.000 MWd/t, ainda requer aquisição de experiência em escala industrial. Apesar disso, combustíveis do reator PHÉNIX (França) já foram reprocessados em La Hague e em Marcoule [8]. Também é limitada a experiência industrial de reprocessamento de combustíveis de reatores a água pesada (HWR). São poucas as informações disponíveis sobre a usina de Tarapur (Índia), que trata este tipo de combustível [8].

Uma discussão sobre a experiência atual de reprocessamento de combustível irradiado não estaria completa, contudo, se não se considerassem os aspectos relativos à proteção do pessoal de operação da usina, contra a exposição à radiação. A indústria do reprocessamento tem sido considerada arriscada para o pessoal de operação, por causa dos altos níveis de radiação e da grande quantidade de materiais radioativos presentes nas usinas. Entretanto, graças a um esforço conjunto dos operadores das usinas e de especialistas em segurança, têm ocorrido melhorias neste aspecto [8].

3. GESTÃO DO REJEITO DE NÍVEL ALTO : ACONDICIONAMENTO E DISPOSIÇÃO FINAL

Na alternativa de ser realizado o reprocessamento do combustível irradiado, através do qual são separados o urânio e o plutônio residuais para serem reaproveitados, há a geração dos rejeitos de nível alto. Estes estão contidos em soluções provenientes do primeiro ciclo de extração do processo de tratamento do combustível irradiado e contêm mais de 99,9% da atividade que entra para a etapa de dissolução. O rejeito de nível alto contém os produtos de fissão (com exceção dos gases nobres e do iodo), os elementos actínídeos sem interesse para reciclagem, e cerca de 0,5 a 1% de urânio e plu

tônio. Este rejeito líquido deve ser convertido numa forma sólida adequada a uma estocagem definitiva ou disposição em formações geológicas estáveis, seguras e que exijam fiscalização mínima.

Por outro lado, os combustíveis nucleares irradiados não reprocessados, acondicionados adequadamente, podem ser levados para uma estocagem a longo prazo, porém recuperável, ou podem ser confinados em um repositório final. Este pode ser uma construção especial ou uma formação geológica estável. Neste último caso, isto é, da disposição final, o combustível é considerado como rejeito de nível alto.

O tempo de resfriamento para o combustível usado, isto é, o tempo entre a descarga do reator e a colocação em um repositório final, varia nos diversos países entre 10 e 50 anos. Esta decisão depende principalmente do planejamento nacional quanto ao uso ou necessidade dos isótopos físséis contidos no combustível irradiado. A experiência tem mostrado que o combustível óxido usado pode ser estocado com segurança e por muitos anos, por via úmida ou seca [12], conforme as técnicas descritas no item 4.

A maioria das nações planeja um período de 30 anos ou mais entre a descarga do reator e a colocação do combustível irradiado ou rejeitos de nível alto em um repositório. De modo geral, as autoridades têm considerado que ambos - rejeito de nível alto e combustível irradiado - podem ser estocados com segurança em instalações intermediárias por 50 anos ou mais [11].

O principal conceito para a gestão do rejeito de nível alto na maioria dos países é o reprocessamento do combustível irradiado, seguido pela solidificação do rejeito e sua disposição final numa formação geológica profunda [5].

Na Bélgica, França, Índia, Japão, Grã-Bretanha e nos Estados Unidos, as soluções de rejeitos de nível alto, geradas no reprocessamento comercial do combustível nuclear, têm sido estocadas em tanques de aço inoxidável durante períodos de até 25 anos. Estes tanques requerem resfriamento para remover o calor de decaimento dos produtos de fissão, contenção secundária para evitar fugas para o ambiente, tanques-reserva redundantes para transferir soluções no caso de falhas nos tanques e supervisão constante. Este tipo de estocagem é uma

medida intermediária antes da solidificação do rejeito em forma estável - vidro praticamente insolúvel ou cerâmica - adequada para disposição final [3].

A forma final ideal para o rejeito com todas as características desejáveis tem de ser demonstrada. Em termos de processos estabelecidos em escala industrial, o vidro de borossilicato é a única alternativa disponível [3]. A conversão de rejeitos neste tipo de vidro está em operação em escala industrial para rejeitos de combustível com baixa queima e a tecnologia para rejeitos daquele com alta queima já foi demonstrada. Estão em desenvolvimento as formas cerâmicas de solidificar os rejeitos de nível alto. É o caso do SYNROC, que pode alcançar características totalmente superiores [3].

Atualmente, a maioria das nações com programas de energia nuclear escolheu o vidro borossilicato como a forma principal de imobilizar seu rejeito de nível alto [3].

A França é o líder mundial na aplicação da tecnologia de vitrificação e está comercializando internacionalmente esta tecnologia. Uma usina de vitrificação contínua em escala industrial - "Atelier Vitrification Marcoule-AVM" - começou operação em 1978 [3]. Mais duas usinas francesas de vitrificação estão planejadas, para iniciar operação em 1986 e 1989 em Cap La Hague, para solidificar rejeito de reprocessamento de combustível óxido. Estas usinas juntas serão capazes de solidificar anualmente rejeitos de 1600t de combustível usado de LWR. Isto equivale ao combustível descarregado anualmente de cerca de 50 reatores de 1 GWe [3].

Embora a Grã-Bretanha tenha desenvolvido sua própria tecnologia de vitrificação durante os anos sessenta e setenta, decidiu em 1981 usar a tecnologia francesa, sob licença. Está construindo em Sellafield uma usina de vitrificação para começar a operar em fins da década de 80.

Tem sido divulgado que a Bélgica e a Alemanha Ocidental [8] fizeram contratos para ter acesso à tecnologia AVM, visando possíveis aplicações, respectivamente, no local da antiga usina de reprocessamento Eurochemic (Mol) e na usina de Karlsruhe [3].

Também os Estados Unidos consideraram a tecnologia francesa para a solidificação de rejeitos de nível alto. Contudo, escolheram sua própria tecnologia de vitrificação para os rejeitos na usina Savannah River, com base na simplicidade do processo e no custo. A instalação de tratamento de rejeito de Savannah River deve entrar em operação em 1988. Para vitrificar os rejeitos líquidos de nível alto estocados na usina de reprocessamento de West Valley, única usina comercial de reprocessamento que foi operada nos Estados Unidos, foi escolhida a tecnologia americana. O início desta operação de solidificação está previsto para 1987 [3].

A Índia tem uma usina de vitrificação em Tarapur, com uma capacidade de produção de 120 kg por dia de vidro e uma outra em construção em Trombay [3].

Um processo de vitrificação (Pamela), desenvolvido pela Alemanha Ocidental, está em preparação para ser demonstrado em escala técnico-industrial em Mol (Bélgica). Consiste em solidificar rejeitos como contas de vidro de borossilicato e incorporá-las em uma matriz de chumbo, ou dentro de blocos de vidro de borossilicato [3].

Outros países, como Itália, Japão e Alemanha Ocidental têm planos para implantar usinas de vitrificação.

Como citado anteriormente, os rejeitos líquidos de nível alto têm sido estocados com sucesso em tanques nas usinas de reprocessamento por muitos anos. Contudo, mudanças na política de gestão de rejeitos impõem atualmente que estes rejeitos sejam solidificados dentro de poucos anos após sua produção, como preparação para sua disposição final [11]. Conseqüentemente, todas as usinas de reprocessamento de combustíveis de reatores de potência estão-se equipando com instalações de conversão de seus rejeitos líquidos de alto nível em vidro, geralmente um borossilicato [11]. Os países que realizam serviços de reprocessamento para outros países deverão devolver os rejeitos vitrificados resultantes aos locais de origem. Estes é que se encarregarão de sua estocagem por determinado período e, em seguida, da sua disposição final em um repositório adequado [11].

Vários países têm estabelecido programas amplos para preparar a construção e a operação de repositórios geológicos. Alguns dos principais conceitos e restrições que dirigem estes programas são resumidos abaixo [1]:

- os meios geológicos em estudo estão em três classes principais isto é, argilitas (argila ou folhelho), rochas cristalinas (granito, basalto, gnaiss, gabro) e formações salinas;
- a maioria dos projetos de repositórios é baseada no conceito de galerias de minas e os rejeitos, ou combustíveis irradiados, acondicionados são colocados em perfurações pouco profundas, nos pisos das galerias. Em alguns casos a recuperação é requerida.

A possibilidade de um aquífero entrar num repositório, após um grande movimento da terra, embora remoto, não pode ser totalmente ignorada e a estratégia da disposição geológica, ou enterramento em formações geológicas, utiliza barreiras seqüenciais independentes para os elementos radioativos no subsolo. Embalagens de rejeito têm sido projetadas para impedir que a água alcance a forma primária do rejeito até 1.000 anos [3]. Nestas embalagens o vidro radioativo ou o combustível é envolvido por um metal resistente à corrosão, circundado por uma outra embalagem absorvente, como por exemplo argila com bentonita. O isolamento do rejeito da biosfera é posteriormente garantido, se os radionuclídeos ou os metais pesados que escapem forem fixados por processos de interação química ou de absorção, no repositório [3]. Isto poderia ocorrer na rocha hospedeira ou nos estratos geológicos adjacentes.

CrITÉRIOS mÍnimos de desempenho foram estabelecidos nos Estados Unidos para embalagens de rejeitos de nível alto e para instalações subterrâneas. Estas têm de ser tanto projetadas como localizadas de tal modo que, admitindo-se ocorrência de certos processos e eventos, e incluindo saturação parcial ou total do meio geológico por água [3]:

- as embalagens de rejeito conterão substancialmente todos os radionuclídeos por um mÍnimo de 300 anos, e atÉ 1000 anos apÓs isolamento definitivo;
- em qualquer Época subsequente, a taxa anual de liberaçÓo de radio

nuclídeos para o meio geológico não excederá 10^{-5} /ano da quantidade que permanece após 1000 anos depois do isolamento, excluindo aqueles radionuclídeos que contribuam com menos de 0,1% do limite da taxa de liberação total;

- os sítios geológicos serão selecionados em áreas onde os lençóis subterrâneos levarão no mínimo 1000 anos para ir do repositório até o ambiente.

Avaliações de taxas de dose de radiação decorrentes da entrada de água num sítio de disposição de rejeito de nível alto têm envolvido modelos hipotéticos para a liberação de radionuclídeos e suas taxas de transporte até o ambiente humano [3]. Estes modelos têm varrido de simples análises de conseqüências até análises probabilísticas sofisticadas. As primeiras admitem o pior caso ou valores realísticos para os parâmetros adotados nos modelos; as outras identificam as variações estatísticas nos valores de parâmetros e suas interações com a dose radiológica [3].

Atualmente, nenhum país faz disposição final de rejeitos radioativos de nível alto. Programas intensos de pesquisa, envolvendo testes "in-situ" e investigações geológicas para demonstrar e estabelecer repositórios para este tipo de rejeitos, estão em desenvolvimento na Suécia, Alemanha Ocidental, Canadá e Estados Unidos [3].

Os Estados Unidos têm os mais avançados planos para a disposição de rejeitos. O "Nuclear Waste Policy Act" de 1982 especifica claramente a localização, o licenciamento e o desenvolvimento de repositórios. Os tipos de rocha considerados para o primeiro repositório são basalto, tufo e sal, devendo haver decisão em 1987. O primeiro repositório tem início de operação previsto para 1998 e o segundo para 2002. Os repositórios terão requisitos para aceitar combustível irradiado e rejeito de nível alto vitrificado [3].

A França, Japão e Estados Unidos têm demonstrado confiança na disposição de rejeito de nível alto dentro de camadas no fundo dos oceanos, como uma alternativa tecnicamente aceitável para os repositórios na superfície da terra. Isto tem sido objeto de considerável esforço de pesquisa de membros da OECDE/NEA [3]. Entretanto, existem incertezas quanto a esta alternativa, ou seja, se ela constitui lançamento de rejeitos nos oceanos, solução que atualmente es

tá expressamente proibida, por convenção internacional [3].

4. ESTOCAGEM DO COMBUSTÍVEL IRRADIADO

A estocagem é uma etapa de fechamento do ciclo do combustível e pode ser definitiva, ou planejada por tempo determinado (intermediária). No primeiro caso constitui uma alternativa para a gestão do combustível irradiado. No outro, é uma etapa que precede o reprocessamento e subsequente uso do material físsil envolvido, ou a disposição definitiva do combustível irradiado.

Para todas as centrais nucleares, a estocagem do combustível irradiado é uma consideração básica de projeto. A estocagem no próprio sítio do reator (AR) tem, em geral, capacidade para 2 ou 3 descargas de combustível, antes de seu transporte para a usina de reprocessamento ou para disposição final, além de prover local para armazenamento temporário de um núcleo completo do reator, em caso de necessidade de inspeção.

A estocagem também pode ser feita fora do sítio do reator (AFR), de maneira intermediária, aguardando o reprocessamento ou a disposição final, de acordo com o conceito do ciclo do combustível escolhido pelo país.

A opção entre as alternativas de reprocessamento, estocagem provisória ou estocagem definitiva é feita por uma política global, em que são considerados fatores econômicos, questões ligadas à não proliferação e também razões técnicas.

Atualmente, a técnica mais utilizada para estocagem AR e AFR é sob água, que provê a remoção do calor, constituindo também blindagem para a radiação. O combustível é colocado em "racks". Para combustíveis enriquecidos, a ocorrência de criticalidade é uma consideração de projeto e construção. Em 1980, um grupo de trabalho da AIEA relatou que havia experiência de até 20 anos de estocagem em piscinas de combustíveis com baixa taxa de queima e que as investigações deveriam prosseguir, para avaliar o comportamento do combustível com alta taxa de queima [12].

A estocagem a seco, que utiliza gás sob convecção natural ou forçada, para resfriar os cascos em que estão os combustíveis, não está no mesmo estágio de desenvolvimento da estocagem em piscina. O ar tem mostrado ser seguro, econômico e apresenta vantagens operacionais sobre os gases inertes, como meio de estocagem. Entretanto, foram identificados fenômenos potencialmente capazes de causar a degradação de combustível irradiado em estocagem a seco, com implicações para o projeto e operação da instalação [13].

A estocagem no sítio do reator (AR) era limitada a um ou dois anos, só para permitir o resfriamento do combustível antes de ser transportado para a usina de reprocessamento.

Em 1977, dois eventos determinaram uma mudança radical no desenvolvimento do ciclo do combustível nuclear: os Estados Unidos adiaram o reprocessamento comercial e a Suécia condicionou a aprovação de novas centrais nucleares à dependência da disposição "absolutamente segura" dos rejeitos radioativos. Na Alemanha Ocidental, paralelamente à licença formal para projeto de um centro integrado para o fechamento do ciclo do combustível (incluindo uma instalação de reprocessamento de 1.400t/a), um simpósio organizado pelo governo da Baixa Saxônia no início de 1979 concluiu que, sob o aspecto de segurança, o projeto era tecnicamente possível, mas politicamente inadequado para a oportunidade.

Em vista disso, o tempo de estocagem foi sendo aumentado, criando o problema da necessidade de espaço. Atualmente, uma grande quantidade de combustível irradiado está sendo estocada em piscinas AR e outra parte em instalações AFR. A situação deste último tipo de estocagem em vários países do mundo ocidental está mostrada na Tabela 3.

A política anti-reprocessamento dos Estados Unidos foi modificada em 1981, mas não existem planos para a operação de usinas de reprocessamento comerciais em um futuro próximo. Por outro lado, o primeiro repositório americano só é esperado para o período 1998-2001 [14]. Desta forma, é necessário que as centrais nucleares utilizem da melhor maneira possível suas piscinas, bem como planejem novas instalações para as necessidades adicionais de estocagem.

As opções para o problema de necessidade adicional de estocagem são [14]:
- transporte do combustível irradiado para outro sítio de reator que

TABELA 3

INSTALAÇÕES DE ESTOCAGEM DE COMBUSTÍVEL IRADIADO
FORA DOS SÍTIOS DOS REATORES (ARR) (4)

PAÍS	USINA DA USINA/ LOCALIDADE	PROPRIETÁRIO	ESTÁGIO	INÍCIO DE OPERAÇÃO	TIPO DE COMBUSTÍVEL	CAPACIDADE ATUAL DE FUNDOS	ESTOCAGEM ATUAL	CAPACIDADE PLANEJADA (USINA)
Bélgica	Dessel-Hol	Eurochemie Estado*	"Standby" Planejada		WR			300 (1987)**
Canadá	Whiteshell	AECL	Em operação	1974	OCR	11,1	10,2	**
Francia	La Hague	CEGEA	Em operação	1967 1975	OCR LWR	400 6000		2000 (1983) 2000 (1987)
Alemanha Occidental	Ahaus Gorleben	BRW/BWZAG BRW	Planejada Em construção	1985 1983	LWR LWR			1500 1500
Suecia	Sjogervarp	SVEFC	Em construção	1985	LWR			3000 (1985)
Grã-Bretanha	DND, Thorso Windscale B30 Windscale B27 Windscale Piscina 4 Windscale Piscina 5 Windscale THORP	UKAEA BNFL BNFL BNFL BNFL BNFL BNFL	Em operação Em operação Em operação Em funcionamento Em construção Planejada	1960 1960 1960 1960 1983 1987	WR U/AI RAGNOX LWR AGR RAGNOX AGR LWR, AGR	*** 1500 2300 550 		 1000 (1983) 510 (1984) 1500 (1987)
Estados Unidos	West Valley Morris Bernell	Ent. New York GE AGNS	Em operação Em operação Planejada	1966 1971	LWR LWR LWR	250 700	1,5 250	 600

* Depende de decisão do Parlamento
** Estocagem a seco conforme necessidade
*** 700 elementos combustíveis

- tenha capacidade de estocagem disponível;
- expansão de capacidade da(s) piscina(s) existente(s) no sítio do reator, através de rearranjo dos "racks" ("reracking") para prover maior densidade à estocagem do combustível, ou através de desmontagem do combustível ("rod consolidation");
- aumento das dimensões da(s) piscina(s) existente(s) no sítio do reator;
- construção de novas instalações de estocagem, tanto em piscinas como a seco.

A escolha entre estas opções depende de vários fatores, incluindo a possibilidade de uso das várias alternativas em um sítio específico de reator, a quantidade de combustível irradiado a ser estocado e a data de sua chegada, os custos de capital e de operação envolvidos, e a programação de dispêndios. Adicionalmente, também incertezas existentes em relação ao licenciamento de métodos afetam a escolha da estocagem.

O transporte de combustível irradiado para outro sítio de reator obviamente não cria capacidade adicional de estocagem e na prática, somente é usado entre reatores que pertençam à mesma Companhia. Os custos envolvidos incluem a carga e descarga do casco e o custo do embarque. Este fica entre US\$10-25/kgU, dependendo do método de transporte e da distância entre os reatores [14].

O rearranjo dos "racks" é considerado o método mais simples e econômico de se obter capacidade adicional de estocagem. Naturalmente, é necessário garantir que a estrutura básica da instalação original tenha condições de aceitar o peso complementar envolvido. Também deve ser notado que utilizar as áreas de trabalho normal das piscinas de combustível como espaços de estocagem diminui sua flexibilidade de operação.

Um grande número de operações de "reracking" tem sido licenciado pelas autoridades reguladoras americanas.

O custo de capital de um "reracking" de alta densidade de combustível em uma piscina de reator, de forma a acomodar 1.400 elementos PWR, é * US\$5 milhões, incluindo o custo dos "racks", projeto, engenharia, licenciamento e instalação. O custo individual do "rack"

é US\$1350/elemento combustível PWR, decrescendo em 25% para combustível de alta queima [14].

Outra possibilidade de praticamente dobrar a capacidade de estocagem em piscinas já existentes em reatores, é desmontar o elemento combustível irradiado, na própria piscina, inserindo as varetas em um "canister" de aço com a mesma seção transversal do elemento combustível original ("rod consolidation"). Os componentes estruturais do combustível podem ser compactados e colocados em "canisters" para estocagem em "racks".

O custo do equipamento para desmontagem e encapsulamento do combustível é US\$ 1,2 - 1,5 milhões, incluindo custos de projeto, engenharia, licenciamento e instalação. As despesas de operação somam = US\$9000/tU e cada "canister" de aço custa = US\$2500. Estas estimativas incluem o custo do equipamento para compactação dos componentes estruturais do combustível [14].

Os custos de embarque podem ser reduzidos de 1/3 à metade, se os componentes estruturais compactados forem embalados nos mesmos cascos do combustível desmontado [14]. A economia dos custos de disposição, se é feita a desmontagem do combustível na estocagem do reator, não é ainda conhecida.

O licenciamento da desmontagem do combustível irradiado para estocagem, pelas autoridades reguladoras americanas, não é assegurado sem atrasos prolongados.

A expansão de volume das piscinas AR tem sido examinada como modificação potencial da(s) piscina(s) existente(s), tanto aquela(s) em construção, como aquela(s) em fase de projeto. As modificações no projeto de piscinas planejadas ou em construção requerem avaliações adicionais e revisões de projeto, resultando em atraso no cronograma de construção da instalação.

As novas instalações de estocagem mais amplamente consideradas são piscinas, cavernas ("vaults") de ciclo aberto e módulos de estocagem a seco.

Entre estas alternativas, a construção de piscinas para prover esto

cagem suplementar em sítios de reatores oferecem a vantagem de tecnologia comprovada, com licenciamento pelas autoridades reguladoras há mais de 30 anos. A principal desvantagem é a relativa inflexibilidade para mudar os requisitos de estocagem. O custo de capital da instalação inteira incide antes do início das operações de estocagem, podendo não ser utilizada por muitos anos sua capacidade total, resultando então em alto custo unitário de estocagem [14].

As cavernas de ciclo aberto têm sido usadas pela Grã-Bretanha há muitos anos. Elas podem ser construídas em módulos de 400tU, para minimizar o investimento inicial e prover alguma flexibilidade nos requisitos de estocagem. Estima-se que o primeiro módulo desta capacidade para estocagem de combustível PWR custe US\$18,2 milhões e que cada módulo adicional custe US\$7,7 milhões, com custos de operação entre US\$ 0,4-0,5 milhão anual (excluindo taxas e seguro) [14].

Há muitas variações entre os métodos modulares de estocagem a seco. Os mais considerados são: cascos metálicos, poços, silos de concreto e cavernas de ciclo fechado. Nenhum deles foi ainda licenciado para uso pelas autoridades reguladoras americanas.

A Tabela 4 apresenta dados para escolha e custos de várias alternativas para estocagem de combustível irradiado.

Os governos federal e estaduais da Alemanha Ocidental anunciaram, em 1979, a política de permissão de construção e operação de novas centrais nucleares, bem como de licenciamento de instalações de estocagem AFR e de esforços para o desenvolvimento do domo do sal de Gorleben como repositório de rejeito [15].

A realização do conceitual do centro integrado para o fechamento de ciclo do combustível na Alemanha, na área de estocagem previa, ainda em 1979, o aumento da capacidade de instalações AR e AFR, e em meados da década de 80, a apreciação sobre as vantagens significativas de segurança, possíveis com a disposição direta do combustível irradiado [6].

Todas as centrais nucleares alemãs em construção e planejadas terão suas piscinas de estocagem equipadas com "racks" compactos, tal que possam estocar combustíveis irradiados por até 3 anos, antes do

TABELA 4
COMPARAÇÃO DE ALTERNATIVAS PARA ESTOCAGEM DE
COMBUSTÍVEL IRRADIADO * [16]

	GRADÇÃO DE ESTADO DA TECNOLOGIA	GRADÇÃO PARA LICENCIAMENTO	AVALIAÇÃO DE CUSTOS GRADÇÃO CUSTO UNITÁRIO (US\$/kg U)
COMBUSTÍVEL INTEIRO			
Piscinas de estocagem	4	1	13 345
Estocagem em cascos	3	3	3 117
Estocagem em poços			
• Encapsulamento na piscina do reator	1	2	5 137
• Encapsulamento em outras instalações	2	2	10 257
Estocagem em silos			
• Encapsulamento na piscina do reator	5	4	6 160
• Encapsulamento em outras instalações	7	4	9 251
Estocagem em cavernas			
• Encapsulamento na piscina do reator	2	6	15 419
• Encapsulamento em outras instalações	6	6	16 504
COMBUSTÍVEL DESMONTADO			
Piscinas de estocagem	10	5	12 301
Estocagem em cascos	11	9	1 110
Estocagem em poços			
• Encapsulamento na piscina do reator	8	7	2 112
• Encapsulamento em outras instalações	12	7	8 240
Estocagem em silos			
• Encapsulamento na piscina do reator	9	8	4 131
• Encapsulamento em outras instalações	14	8	7 232
Estocagem em cavernas			
• Encapsulamento na piscina do reator	13	10	11 300
• Encapsulamento em outras instalações	15	10	14 406

*Os números mais baixos indicam o método mais desejável e os maiores, o método menos desejável.

transporte para uma instalação central de estocagem, ou para uma usina de reprocessamento. As centrais antigas, de tipo PWR com 1.300 MWe, que eram dotadas de "racks" normais, com capacidade de estocagem para 2 ou 3 recargas anuais, foram reequipadas com "racks" compactos, para permitir estocagem adicional. As centrais ainda mais antigas, de PWRs menores e a maioria de BWRs, não puderam ser reequipadas com "racks" compactos por razões técnicas, mas algumas dessas centrais tentam aumentar sua capacidade de estocagem pelo uso de recipientes Castor no próprio sítio do reator, de onde eles podem ser posteriormente transportados para instalações centrais de estocagem [6].

Estes recipientes Castor são resfriados a gás e têm diversas capacidades, conforme o tipo. Em 1984, um relatório da AIEA citou 6 tipos de Castor, que podem conter de 4 a 9 elementos combustíveis PWR. Havia então 4 unidades destes cascos em operação e 17 em construção ou encomendados. De acordo com os regulamentos da Agência, o licenciamento destes recipientes estava pendente, apesar dos testes estarem completos [16].

Em maio de 1985, um casco Castor experimental, com capacidade para 16 elementos combustíveis BWR (Tipo Ic) foi aprovado pela Nuclear Regulatory Commission dos Estados Unidos. Em final de 1985, a mesma Comissão aprovou o Castor V (capacidade aproximada de 20 elementos combustíveis PWR), primeiro recipiente comercial disponível nos EUA para a estocagem a seco de combustível nuclear irradiado [17].

A primeira instalação central alemã de estocagem a seco do tipo AFR, com capacidade de 1.500 tU, foi comissionada há pouco em Gorleben. Uma segunda instalação central de estocagem alemã, localizada em Ahaus/Northrhine-Westphalia, recebeu licença para construção em outubro de 1983. Com estas duas instalações centrais, será possível estocar todo o combustível irradiado, desde a época em que o combustível sob contrato com a COGEMA foi liberado para La Hague, até o início de operação da usina de reprocessamento alemã [6].

Alguns países, como o Canadá, Finlândia, Suécia, Suíça e Estados Unidos, estão examinando em detalhe o encapsulamento do combustível irradiado em uma forma adequada para disposição final em repositório subterrâneo. A Suécia apresentou em 1983 seu plano KBS-3, que previa a estocagem de aproximadamente 6000tU em combustível irradiado,

inicialmente por 40 anos, seguida por encapsulamento em "canister" de cobre pouco espesso, com vazios preenchidos com chumbo e selado. O combustível encapsulado seria colocado em um repositório, a 500m de profundidade em uma formação granítica [5].

5. SITUAÇÃO NACIONAL

Em meados da década de 70, o Acordo Nuclear Brasil/Alemanha, tendo em vista a construção de oito centrais nucleares tipo Angra 2 até 1990 e a previsão de aumento crescente na demanda de geração nuclear-elétrica (conforme Plano 90 da ELETROBRÁS), incluiu a aquisição de "know-how" em todas as etapas do ciclo do combustível. Decidiu-se então pela construção e operação de uma usina piloto de reprocessamento de combustível irradiado, a fim de obter competência em projeto, construção e operação de instalações de reprocessamento de porte industrial.

Atualmente, foi adiada a decisão de implantar a usina piloto de reprocessamento, que teria capacidade aproximada de 2tU/ano, em face das modificações por que está passando o programa nuclear brasileiro. A dimensão deste Programa hoje está reduzida, e ainda em discussão pelos órgãos governamentais, já existindo uma central nuclear em operação - Angra 1. O primeiro descarregamento de combustível irradiado deste reator ocorreu este ano (1/3 do núcleo ou = 16t de U).

Para efeito de avaliação da situação nacional, quanto às alternativas para a gestão do combustível irradiado, consideram-se os seguintes cenários de implantação de centrais nucleares:

Cenário 1 - além de Angra 1 (A1) já em operação, a implantação de Angra 2 (A2) em 1993;

Cenário 2 - idem anterior, mais Angra 3 (A3), a ser implantada em 1995;

Cenário 3 - A1, A2, A3 e mais duas centrais nucleares (CN4 e CN5), a serem implantadas, respectivamente, em 2000 e 2005.

Apesar de se estar considerando no máximo a instalação de 5 centrais nucleares, acredita-se que o Brasil não ficará nesse limite,

em vista das previsões de demanda futura de energia elétrica.

A Tabela 5 apresenta para cada cenário, as quantidades produzidas de combustível irradiado, em tU/ano, durante a vida útil de 30 anos de cada central, até o ano 2035. As alternativas possíveis para cada cenário são colocadas a seguir, tendo em vista o exposto nos capítulos anteriores. Não se incluíram fatores econômicos neste estudo, ainda bastante preliminar. Baseia-se exclusivamente nos aspectos envolvidos na tecnologia atual e em desenvolvimento, e que vem sendo adotada nos diversos países para o problema em questão.

Cenário 1

Da operação de Angra 1 e Angra 2 serão produzidas, de 1986 até 2023, cerca de 1550t de urânio. A descarga anual de A1, correspondendo a 1/3 do núcleo, é cerca de 16tU e similarmente a de A2 é = 33tU. A1 deve operar até 2013 e por isso, considerou-se a descarga de todo o seu núcleo (48tU) em 2014. Da mesma forma, a operação de A2 começando em 1993 deve ir até 2022, considerando-se pois em 2023 sua última descarga, constituída de todo o núcleo (99tU).

Uma alternativa é a estocagem de todo o combustível irradiado produzido durante a vida útil de A1 e A2, isto é, correspondente a 1550t de urânio. Poderia ser uma estocagem intermediária, possivelmente fora do sítio dos reatores (APR), até o envio para um repositório final, ou decisão para reprocessar. A duração desta estocagem, dita intermediária, tem variado em diversos países, de 10 a 50 anos (item 3). A estocagem em piscinas é possível e segura por muitas décadas, podendo ser requerido um período preliminar para liberação do calor de decaimento neste tipo de estocagem, antes de uma estocagem a seco por longo prazo [18].

A capacidade disponível na piscina de estocagem do sítio de A1 é de 6 descargas de combustível irradiado (96tU), mais as posições de reserva para receber todo o núcleo do reator, se necessário. Considerando-se que a primeira descarga foi feita este ano (1986), em 1992 a capacidade atual já deverá ter sido expandida para receber cerca de 16tU/a até o ano 2013.

TABELA 5
PRODUÇÃO DE COMBUSTÍVEL IRRADIADO
 (toneladas de urânio)

ANO	CENÁRIO 1/ (A1+A2)		CENÁRIO 2/ (A1+A2+A3)		CENÁRIO 3/ (A1+A2+A3+CM+CS)	
	ANUAL	ACUMULADA	ANUAL	ACUMULADA	ANUAL	ACUMULADA
1986	16	16	16	16	16	16
1987	15	31	15	31	15	31
1988	15	46	15	46	15	46
1989	15	61	15	61	15	61
1990	16	77	16	77	16	77
1991	16	93	16	93	16	93
1992	16	109	16	109	16	109
(A2) 1993	16	125	16	125	16	125
1994	50	175	50	175	50	175
(A3) 1995	49	224	49	224	49	224
1996	49	273	80	304	80	304
1997	49	322	80	384	80	384
1998	49	371	80	464	80	464
1999	49	420	80	544	80	544
(CM) 2000	49	469	80	624	80	624
2001	49	518	80	704	110	734
2002	49	567	80	784	110	844
2003	49	616	80	864	110	954
2004	49	665	80	944	110	1064
(CS) 2005	49	714	80	1024	110	1174
2006	49	763	80	1104	141	1315
2007	49	812	80	1184	141	1456
2008	49	861	80	1264	141	1597
2009	49	910	80	1344	141	1738
2010	49	959	80	1424	141	1879
2011	49	1008	80	1504	141	2020
2012	49	1057	80	1584	141	2161
2013	49	1106	80	1664	141	2302
2014	81	1187	112	1776	173	2475
2015	33	1220	64	1840	125	2600
2016	33	1253	64	1904	125	2725
2017	33	1286	64	1968	125	2850
2018	33	1319	64	2032	125	2975
2019	33	1352	64	2096	125	3100
2020	33	1385	64	2160	125	3225
2021	33	1418	64	2224	125	3350
2022	33	1451	64	2228	125	3475
2023	99	1550	130	2418	191	3666
2024	-	-	31	2449	92	3758
2025	-	-	93	2542	154	3912
2026	-	-	-	-	61	3973
2027	-	-	-	-	61	4034
2028	-	-	-	-	61	4095
2029	-	-	-	-	61	4156
2030	-	-	-	-	121	4277
2031	-	-	-	-	31	4308
2032	-	-	-	-	31	4339
2033	-	-	-	-	31	4370
2034	-	-	-	-	31	4401
2035	-	-	-	-	93	4494

Referência: NUCLEAR ASSURANCE CORPORATION. Discharge fuel;
 Reprocessing status report. Worscross/ Georgia,
 Nuclear Assurance Corporation, 1985.

A piscina de estocagem de combustível irradiado de Angra 2 terá capacidade para 750 elementos combustíveis. Tirando as posições que devem ficar vagas para um núcleo inteiro (193 elementos combustíveis), em caso de emergência, ficam disponíveis posições para 557 elementos combustíveis. Isto corresponde a cerca de 2 núcleos mais 2/3 do núcleo, ou seja, disponibilidade de estocagem para oito descargas (264tU). Assim, se A2 começar a operar em 1993, só a partir de 2002 haverá necessidade de expansão da capacidade de estocagem.

A necessidade de expansão de estocagem assim se resume:

- de 1992 até 2001 - cerca de 16tU/a, referentes a A1, ou seja, um total de 160tU;
- de 2002 até 2013 - cerca de 49tU/a, referentes a A1 e A2, ou seja, um total de 588tU;
- de 2014 até 2022 - cerca de 33tU/a, referentes a A2, ou seja, um total de 297 tU;
- total de 1045 toneladas de urânio.

Admite-se que em 2014, todo o núcleo de A1 será estocado na piscina, nas posições que eram para emergência em sua operação e em 2023 considera-se o mesmo para Angra 2.

Admitindo-se que não haja condições para a expansão requerida no próprio sítio do reator, uma instalação de estocagem AFR poderia iniciar funcionamento em 1992. Receberia então aqueles combustíveis de A1 descarregados a partir de 1986 e as posições destes elementos combustíveis na piscina AR iriam sendo novamente preenchidas com as novas descargas. O projeto desta instalação de estocagem AFR já deveria levar em conta a necessidade de estocagem do combustível usado de Angra 2, a partir de 2002. Os aspectos do transporte do combustível do sítio do reator até o local de estocagem têm de ser considerados. Como a definição de um repositório geológico ou construído leva algum tempo, por razões técnicas e políticas, considera-se que a instalação citada seria para estocagem intermediária. E a sua capacidade vai depender, entre outros fatores, da época prevista para a implantação do repositório adequado para receber o combustível irradiado, tratado neste caso como rejeito de nível alto (item 3). A escolha de um repositório geológico e a avaliação de sua segurança é objeto de programas intensos de desenvolvimento em muitos países.

A tecnologia a ser adotada na citada instalação de estocagem intermediária poderá ser a de piscinas. Neste caso, uma vantagem é o fato de já ser adotada no país, apesar da relativa inflexibilidade para mudança dos requisitos de estocagem. Uma desvantagem é que o custo de capital da instalação inteira ocorre antes do começo das operações de estocagem (item 4). Deste ponto de vista, a estocagem a seco, em cascos que poderiam ser usados até para disposição final do combustível irradiado, teriam a vantagem de serem construídos ou comprados, conforme a necessidade. Entretanto, trata-se de tecnologia ainda a adquirir.

Até aqui considerou-se para o Cenário 1 a alternativa de estocagem intermediária do combustível irradiado, e depois sua disposição final. Outra opção, como citado anteriormente, é a estocagem intermediária seguida pelo reprocessamento do combustível irradiado, que poderia ser introduzido por volta de 2000-2005, através da implantação de uma usina com capacidade na faixa de 30-50 tU/a.

Neste caso, o interesse estaria, entre outros, no fato de se reduzir o volume de rejeito de nível alto a ser estocado no repositório final, na aquisição da tecnologia do reprocessamento e na obtenção de plutônio para trabalhos de pesquisa e desenvolvimento (fabricação de combustível para novas gerações de reatores, por exemplo).

Com a decisão de reprocessar, isto é, adquirir a tecnologia do reprocessamento, já se estaria admitindo a perspectiva de implantação de mais centrais nucleares no país e, conseqüentemente, a necessidade futura de reprocessamento em escala maior. Ainda assim, seria necessária a estocagem intermediária, cuja capacidade e duração deveriam ser compatibilizadas com o início de operação e a capacidade da usina de reprocessamento.

Cenário 2

A descarga anual do combustível irradiado de Angra 3 corresponde a 31 tU/ano. A produção de combustível irradiado do Cenário 2, que considera a operação de A1, A2 e A3, e o período de 1986 a 2025, é de aproximadamente 2.500t de urânio.

Admitindo-se que a piscina de estocagem de combustível irradiado de Angra 3 tenha a mesma capacidade da de Angra 2, ela poderá receber 2 núcleos mais 2/3 do núcleo (248 tU), exclusive as posições de reserva. Como no cenário anterior, as piscinas de estocagem AR dos três reatores não têm capacidade suficiente para receber todo o combustível irradiado, durante a sua vida útil.

Analogamente ao cenário 1, a primeira alternativa para a gestão deste combustível é a estocagem intermediária em instalação AFR, como expansão da capacidade AR disponível, seguida da disposição final em repositório permanente.

Assim se resume então a necessidade de expansão de estocagem para o presente cenário, tendo-se em vista a tabela 5:

- de 1992 a 2001 - cerca de 16 tU/a, referentes a A1, ou seja, um total de 160tU ;
- 2002 e 2003 - cerca de 49 tU/a, referentes a A1 e A2, ou seja, um total de 98tU;
- de 2004 a 2013 - cerca de 80 tU/a, referentes a A1, A2 e A3, ou seja, um total de 800tU;
- de 2014 a 2022 - cerca de 64tU/a, referentes a A2 e A3, ou seja, um total de 576tU;
- 2023 e 2024 - cerca de 31tU/a, referentes a A3, ou seja, um total de 62tU;
- total de 1696 toneladas de urânio.

Como para A1 e A2, consideradas no Cenário 1, admite-se também aqui que os núcleos inteiros de A1, A2 e A3 serão descarregados, respectivamente, em 2014, 2023 e 2025, e colocados em suas piscinas de estocagem, nas posições que eram de emergência durante a operação.

Após a estocagem intermediária, outra opção é o reprocessamento do combustível irradiado, ao invés de sua disposição em repositório permanente. Neste caso, uma usina de capacidade em torno de 100 tU/ a atenderia, na sua vida útil de 30 anos, a produção de combustível irradiado deste cenário. Valem ainda aqui os fatos de interesse do reprocessamento citados para o Cenário 1. Entretanto, deve ser feita uma avaliação cuidadosa da conveniência desta alternativa, da capacidade da usina de reprocessamento e, principalmente, da aquisição prévia da tecnologia requerida pelo empreendimento.

Cenário 3

A operação das 5 centrais nucleares (Angra 1, Angra 2, Angra 3, CN4 e CN5) produzirá, a partir de 1986 até 2035 cerca de 4500t de urânio. Admite-se que as centrais CN4 e CN5 são do mesmo tipo de Angra 2 e 3, e têm a mesma capacidade de estocagem AR de combustível irradiado, cerca de 240t cada uma.

São válidas aqui as mesmas considerações feitas para os cenários anteriores, quanto a uma primeira alternativa de estocagem intermediária e disposição final do combustível irradiado, como rejeito radioativo de nível alto. A produção anual maior de combustível irradiado, que após o ano 2000 corresponde a mais de 100tU, poderá impor um interesse maior pela definição do repositório final, que vai influenciar como visto, os parâmetros de projeto da instalação de estocagem intermediária. Além disso, se a estocagem intermediária for em piscinas, para a disposição final em um repositório geológico, por exemplo, terão de ser resolvidos o problema do transporte do elemento combustível até ele e a embalagem que o conterá definitivamente. Mesmo que esta embalagem seja comprada, ou seu projeto adquirido, deverão existir no país pessoal capacitado e infraestrutura adequada.

Para a alternativa de reprocessar, uma usina de capacidade de 150tU/ano seria necessária para tratar em sua vida útil todo o combustível irradiado proveniente dessas 5 centrais. É importante destacar o seguinte:

- a época aproximada de implantação da usina deveria ser em torno do ano 2010, quando já haveria aproximadamente 2000t de urânio estocado;
- a implantação de tal usina (e mesmo as dos outros dois cenários) vai requerer capacitação prévia na área de reprocessamento, desde trabalhos em escala de laboratório até a operação a quente de uma usina piloto. A literatura informa que em países desenvolvidos são requeridos mais de 10 anos entre a operação normal de uma usina piloto e o início de operação de uma usina industrial.

A escolha de uma das alternativas para a gestão do combustível ir

radiado - estocagem direta (disposição permanente) ou reprocessamento - vai depender principalmente da dimensão do programa nuclear, do interesse pela autonomia em todo o ciclo do combustível nuclear e do planejamento nacional quanto ao uso ou necessidade dos isótopos físséis contidos no combustível irradiado.

A decisão atual de serem implantadas possivelmente só três centrais (A1, A2 e A3) pode não ser definitiva, na medida em que fique demonstrada a necessidade de complementar pela energia nuclear o atendimento à demanda de geração de energia elétrica no país. Em vista disso, seria conveniente que a ênfase dos trabalhos na área da gestão do combustível irradiado fosse no sentido de comparar as alternativas existentes e de adquirir capacitação na tecnologia envolvida em cada uma, para decisão futura.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] RETRAITEMENT ou stockage direct des combustibles irradiés. Revue Générale Nucleaire (2) : 172, Mars - Avril 1985.
- [2] NEA studies fuel cycle costs. Nuclear Engineering International, 30 (374) : 10, Sept. 1985.
- [3] COSTELLO, J.M. Current state of the art in high level radioactive waste disposal. Atomic Energy in Australia, 27 (1-4) : 17-41, January/October 1984.
- [4] RYBALCHENKO, I. & KONSTANTINOV, L. Survey of development in nuclear fuel cycle. IAEA Bulletin, 26 (4) : 36-41, Dec. 1984.
- [5] HARDY, C.J. & SILVER, J.M. eds. Spent fuel treatment. Atomic Energy in Australia, 26 (3/4) : 39-43, July/Oct. 1983.
- [6] SALANDER, C. The final phase of the nuclear fuel cycle in the Federal Republic of Germany. Nuclear Energy, 23 (4) : 219-225, Aug. 1984.
- [7] COLBY Jr., L.J. Fuel reprocessing in the United States: a review of problems and some solutions. Nuclear News, 68-73, January 1976.

- [8] DELANGE, M. Operating experience with reprocessing plants. Atomwirtschaft : 24-28, Januar 1985.
- [9] PLUMB, G.R. Review of developments in U.K. commercial reprocessing. Progress in Nuclear Energy, 23 (1): 3-18, 1984.
- [10] JAPAN makes plans for reprocessing. Nuclear Engineering International, 29 (357) : 20-21, July 1984.
- [11] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Radioactive waste management : a status report. Vienna, IAEA, 1985. (STI/PUB/712)
- [12] INTERNATIONAL NUCLEAR FUEL CYCLE EVALUATION. Spent fuel management. Vienna, IAEA, 1980. (Report of INFCE working group 6)
- [13] WHEELER, D. Choosing the right storage medium. Nuclear Engineering International, 29 (353) : 26 - 31, April 1984.
- [14] JOHNSON, E.R. Choosing a spent fuel storage technology. Nuclear Engineering International, 29 (359):42-44, Sept. 1984.
- [15] PAPP, R. & CLOSS, K.D. Alternative fuel cycle evaluation. Transactions of the American Society, 40 : 110-112, 1982
- [16] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Guidebook on spent fuel fuel storage. Vienna, IAEA, 1984. (STI/DOC/10/240)
- [17] NRC approves GNS Castor V cask. Nuclear News, 28 (14):82, Nov. 1985.
- [18] TAVERNIER, G. New directions in nuclear energy. IAEA Bulletin, 24 (2): 41-44, 1982.