



**AUTARQUIA ASSOCIADA À UNIVERSIDADE
DE SÃO PAULO**

**ANÁLISE TÉCNICO-ECONÔMICA DO CICLO DE
COMBUSTÍVEL “TANDEM”. UM ESTUDO DO CASO
BRASIL-ARGENTINA**

LUIZ ANTONIO MAI

**Tese apresentada como parte dos
requisitos para obtenção do Grau de
Doutor em Ciências na Área de
Reatores Nucleares de Potência e
Tecnologia do Combustível Nuclear.**

**Orientador:
Dr. José Rubens Maiorino**

**São Paulo
1997**

INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
Autarquia associada à Universidade de São Paulo

**ANÁLISE TÉCNICO-ECONÔMICA DO CICLO DE
COMBUSTÍVEL "TANDEM". UM ESTUDO DO CASO
BRASIL-ARGENTINA**

LUIZ ANTONIO MAI

Tese apresentada como parte dos requisitos para obtenção do grau de Doutor em Ciências na Área de Reatores Nucleares de Potência e Tecnologia do Combustível Nuclear.

Orientador:
Dr. José Rubens Maiorino

São Paulo

1997



“A ciência é o instrumento do espírito ocidental, e podemos abrir mais portas com ela do que de mãos vazias (...), só obscurece a visão quando apregoa que o único gênero de saber é o que está de acordo com ela. O Oriente ensina-nos um outro gênero de conhecimento, mais amplo, mais profundo e mais alto - o conhecimento pela vida (...). O erro habitual do homem do Ocidente, ao enfrentar o problema da aceitação das idéias do Oriente, é (...) (virar) costas à ciência e, levado pelo ocultismo oriental, tomar à letra as práticas do ioga e tornar-se um imitador digno de dó.”

C. G. Jung

AGRADECIMENTOS

Esta será uma lista grande e, mesmo assim, incompleta. Porém, em primeiro lugar, o meu agradecimento vai para o Dr. José Rubens Maiorino, pela orientação valiosa, paciência e, mesmo em face às inúmeras pedras do caminho, por acreditar em mim.

Ao Dr. Máximo Julio Abbate (CNEA - Argentina) por toda a ajuda e incentivo fornecido sempre que necessário;

ao amigo Nelson Leon Meldonian, grande responsável por eu aceitar este desafio;

ao Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN/CNEN-SP) pelo fornecimento das instalações e equipamentos;

ao CNPq/RHAE pelo auxílio financeiro durante a estadia na Argentina;

ao Instituto Balseiro (Bariloche, Argentina) e seus pesquisadores (Mônica, Pablo, Juan, Lisandro, Rolando, Fernando, Gabriel, Gabriela,...) pela acolhida e colaboração no trabalho, durante meu estágio;

ao Dr. Adimir dos Santos que, com suas críticas e sugestões valiosas, muito colaborou com este trabalho;

ao amigo Alexandre Caldeira, do IEAv (CTA - S. José dos Campos) pelo seu trabalho fundamental com os dados nucleares utilizados nos cálculos;

à Maria Aparecida H. Trezza (Cida), do CPD do IPEN/CNEN-SP, que tornou possível os cálculos em computador;

aos colegas da Diretoria de Reatores do IPEN/CNEN-SP pela amizade, apoio e incentivo e em especial: Mitsuo, Badu, Nanami, Gilberto, Capitão, D'Almeida, Gilson,

Paulo Rogério, Graciete, Leda, Lucinha, Gelson, Eugênia, Gaianê, Rosane, Marcão, Vanda, Cidoviski, Gláucio e também aos colegas do CTMSP Miriam, Alfredo e Clarice, às bolsistas Cláu, Andrea, Paula e Renata e o amigo Edmilson dos Santos (IEE-USP).

aos amigos do CEPEUSP, que de maneira indireta mas importante, me incentivaram no trabalho: Marcinha, D’Almeida (de novo), Cláudia, Osvaldo, João e João-Grandão.

ao engenheiro Paulo Masahiko Manabe pelo seus desenhos e

aos professores Roberto Pereira, pela revisão gramatical dos originais do trabalho, e Weimar de Carvalho, pelo texto do “abstract”.

ANÁLISE TÉCNICO-ECONÔMICA DO CICLO DE COMBUSTÍVEL “TANDEM”. UM ESTUDO DO CASO BRASIL-ARGENTINA.

RESUMO

Ciclos de combustíveis avançados, para reatores nucleares de potência, são atualmente estudados em todo o mundo, principalmente como forma de melhorar a utilização do combustível nuclear. Tal objetivo é freqüentemente decomposto sob três aspectos principais: ambiental, econômico e estratégico.

O chamado *Ciclo Tandem* tem se mostrado, nestes aspectos, como uma das opções mais promissoras dentre os ciclos avançados. Este ciclo trata, basicamente, da reutilização do combustível irradiado (“queimado”) em reatores tipo PWR, em reatores tipo CANDU, visto que esse combustível contém, ainda, cerca de 1,5 % de material fissil.

As opções de geração nucleoe elétrica do Brasil e da Argentina estão, coincidentemente, de acordo com esta opção de ciclo avançado. Este trabalho trata, então, da análise da viabilidade, tanto técnica quanto econômica, da implementação de um Ciclo Tandem entre o reator brasileiro de Angra-I (PWR) e o reator argentino de Embalse (CANDU).

São analisadas três opções de Ciclo Tandem, especificamente para os reatores em questão:

- a- Ciclo Tandem-1 ,é o Ciclo Tandem como descrito na literatura, ou seja, o combustível irradiado no reator PWR é diluído com UO_2 natural e reutilizado no reator CANDU;
- b- Ciclo Tandem-2 ,o combustível irradiado do PWR é diluído em urânio “empobrecido” do processo de enriquecimento isotópico (“tail”) e
- c- Ciclo Tandem-3 ,o combustível irradiado do PWR é diluído com o combustível irradiado, de urânio natural, do próprio reator CANDU.

Para as análises, foi desenvolvida uma metodologia e confeccionado um programa de computador para, respectivamente, analisar-se a parte técnica e a parte econômica dessas opções. Além disso, inúmeros detalhes foram considerados, tais como: influência dos elementos actínicos, teste e ajuste da biblioteca de dados nucleares utilizadas nos cálculos, observações quanto à segurança e o controle do reator CANDU operando em Ciclo Tandem, etc.

Em vistas das análises efetuadas, como conclusão geral do trabalho, sugeriu-se a adoção do Ciclo Tandem-2, para uma eventual implantação desta opção de ciclo avançado entre os reatores de Angra-I e Embalse.

v

**TECHNICAL-ECONOMIC ANALYSIS OF THE "TANDEM" FUEL CYCLE.
A STUDY OF THE BRAZIL-ARGENTINE CASE.**

ABSTRACT

Advanced fuel cycles, for nuclear power reactors, are studied all over the world nowadays, mainly as a way of enhancing the use of nuclear fuel. Such goal is usually decomposed under three main aspects: environmental, economical and strategic.

The Tandem Cycle has demonstrated, under these aspects, to be one of the most promising options among the advanced cycles. This cycle deals, basically, with the reutilization of irradiated ('burned') fuel in PWR type reactors, in CANDU type reactors, as this fuel also contains about 1.5 % of fissile material.

Brazilian and Argentine nucleoelectric generation options are, coincidentally, in accordance with this option of advanced cycle. This work thus deals with the viability analysis, both technical and economic, of the implementation of a Tandem cycle between the Brazilian reactor of Angra-I (PWR) and the Argentine reactor of Embalse (CANDU).

Three options of Tandem Cycle are analysed specifically for the reactors in question:

- a- Tandem Cycle-1 , it is the Tandem Cycle as depicted in literature, which is the fuel irradiated from the PWR reactor is diluted with natural UO₂ reutilized in the CANDU reactor;*
- b- Tandem Cycle-2 , the fuel irradiated from the PWR is diluted in 'empoverished' uranium on the isotopic enrichment process (tail) and*
- c- Tandem Cycle-3 , the fuel irradiated from the PWR is diluted with the fuel irradiated from natural uranium, from the CANDU reactor itself.*

For the analysis, a methodology was developed and a computer programme was designed to, respectively, analyse the technical and economical parts of these options. Besides, countless details have been considered, such as: the influence of actinide elements, testing and adjustment of the nuclear data library utilized in the calculations, observation of the safety and control of the CANDU reactor operating on the Tandem Cycle, etc.

Given the analyses done, the adoption of the Tandem Cycle-2 was suggested for an occasional implementation of this option of advanced fuel cycle between the reactors of Angra-I and Embalse as a general conclusion of this work.

SUMÁRIO

1) INTRODUÇÃO.....	1
1.1) Objetivos do Trabalho.....	6
1.2) Interesse Brasileiro.....	9
1.3) Interesse Argentino.....	9
1.4) Etapas do Trabalho.....	10
2) CICLO DO COMBUSTÍVEL NUCLEAR.....	12
2.1) Ciclos Avançados do Reator CANDU.....	16
2.2) O Ciclo do Combustível Nuclear no Brasil.....	22
2.2.1) Setor Nuclear Brasileiro.....	24
2.3) O Ciclo do Combustível Nuclear na Argentina.....	26
2.3.1) Setor Nuclear Argentino.....	27
2.4) Acordos Nucleares Brasil/Argentina.....	29

3) O CICLO TANDEM.....	32
3.1) A Concepção do Ciclo Tandem.....	33
3.2) Resultados Canadenses.....	34
3.2.1) A Utilização de Urânio.....	34
3.2.2) Aspectos Econômicos.....	35
3.2.3) Sobre a Física de Reatores.....	35
3.2.4) Sobre o Gerenciamento do Combustível.....	36
3.2.5) A Descontaminação Química.....	36
3.2.6) A Fabricação do Elemento Combustível.....	38
4) ANÁLISE TÉCNICA.....	39
4.1) Metodologia.....	40
4.1.1) O K_{ef} de Trabalho.....	41
4.1.2) Determinação da Queima de Extração.....	42
4.1.3) Definição do Equivalente em Queima e Equivalente em Reatividade.....	44
4.1.4) Cálculo das Diluições e Fluxos de Massa.....	46

4.1.4.1) Ciclo Tandem-1.....	46
4.1.4.2) Ciclo Tandem-2.....	52
4.1.4.3) Ciclo Tandem-3.....	55
4.2) Influência dos Actínideos.....	57
4.2.1) Actínideos Relevantes.....	58
4.2.2) O Peso do Am-241.....	65
4.2.3) Determinação das Expressões de EQ^* e ER^* (com Am-241).....	67
4.3) Sobre a Operação do Reator em Ciclo Tandem.....	73
4.3.1) Sobre a Segurança do Reator.....	73
4.3.2) Sobre o Controle do Reator.....	77
4.4) Sobre o Impacto Ambiental.....	85
4.4.1) A Atividade.....	86
4.4.2) A Toxicidade.....	87
4.5) Conclusões.....	89

5) ANÁLISE ECONÔMICA.....	92
5.1) O Programa P4C.....	92
5.1.1) Fluxos de Massa.....	94
5.1.2) Tempo de Irradiação.....	100
5.1.3) Energia Elétrica Gerada.....	101
5.1.4) Custos Parciais.....	101
5.2) Aplicação do P4C.....	103
5.3) Conclusões.....	109
6) CONCLUSÕES E SUGESTÕES.....	110
6.1) Conclusões.....	111
6.2) Sugestões.....	113
7) APÊNDICES.....	115
7.1) Os Reatores Nucleares de Angra-I e Embalse.....	115
7.1.1) O Reator de Angra-I.....	115
7.1.2) O Reator de Embalse.....	117

7.1.3) Dados Técnicos Comparativos dos Reatores.....	120
7.2) Modelagem Neutrônica do Reator CANDU.....	124
7.3) Sobre a Biblioteca de Dados Nucleares do Programa WIMS-D/4.....	128
7.3.1) Procedimento.....	129
7.3.2) Resultados.....	130
7.3.3) Análise.....	134
7.3.4) Ajuste da Biblioteca.....	135
7.4) A Necessidade de Mesclar EC Novos e Esgotados.....	139
7.5) Manual do Usuário do Programa P4C.....	144
7.5.1) Exemplo de Dados de Entrada.....	152
7.5.2) Exemplo de Saída de Resultados.....	154
8) REFERÊNCIAS.....	157

LISTA DE SIGLAS E/OU ABREVIATURAS

ABACC	- <u>Agência Brasileiro-Argentina Para Contabilidade e Controle de Materiais Nucleares</u> - (http://www.abacc.org.br)
AECL	-“ <u>Atomic Energy of Canada Limited</u> ” - (http://www.aecl.ca)
AGR	-“ <u>Advanced Gas-Cooled Reactor</u> ”
BWR	-“ <u>Boiling Water Reactor</u> ”
CANDU	-“ <u>CANadian Deuterium Uranium</u> ”
CANFLEX	-“ <u>CANDU FLEXible</u> ” (elemento combustível)
CNEA	-“ <u>Comisión Nacional de Energía Atómica</u> ” - (http://www.cnea.edu.ar)
CNEN	- <u>Comissão Nacional de Energia Nuclear</u> - (http://www.cnem.gov.br)
CNPq	- <u>Conselho Nacional de Pesquisa</u> - (http://www.cnpq.br)
CRNL	-“ <u>Chalk River Nuclear Laboratories</u> ” - (http://www.aecl.ca)
CONUAR	-“ <u>COmbustibles NUcleares ARgentinos</u> ”
CAB	-“ <u>Centro Atômico Bariloche</u> ” - (http://www.cab.cnea.edu.ar)
DUPIC	-“ <u>Direct Use of Spent PWR Fuel In CANDU</u> ”
ENACE	-“ <u>Empresa Nuclear Argentina de Centrales Eléctricas</u> ”

ENREN	-“ <u>E</u> nte <u>N</u> acional <u>R</u> egulador <u>N</u> uclear”	- (http://www.enren.gov.ar)
FBR	-“ <u>F</u> ast <u>B</u> reeder <u>R</u> eactor”	
FAE	-“ <u>F</u> ábrica de <u>A</u> leaciones <u>E</u> speciales”	
GCR	-“ <u>G</u> as <u>C</u> ooled <u>R</u> eactor”	
HWR	-“ <u>H</u> eavy <u>W</u> ater <u>R</u> eactor”	
HM	-“ <u>H</u> eavy <u>M</u> etal”	
INB	- <u>I</u> ndústrias <u>N</u> ucleares do <u>B</u> rasil	- (http://www.cnem.gov.br/inb)
IPEN	- <u>I</u> nstituto de <u>P</u> esquisas <u>E</u> nergéticas e <u>N</u> ucleares	- (http://www.ipen.br)
IAEA	-“ <u>I</u> nternational <u>A</u> tomc <u>E</u> nergy <u>A</u> gency”	- (http://www.iaea.or.at)
KAERI	-“ <u>K</u> orea <u>A</u> tomc <u>E</u> nergy <u>R</u> esearch <u>I</u> nstitute”	- (http://www..hpng01.kaeri.re.kr/h)
KFK	-“ <u>K</u> ern <u>F</u> orschungszentrum <u>K</u> arlsruhe”	- (http://www.fzk.de)
KWU	-“ <u>K</u> raft <u>W</u> erk <u>U</u> nion”	- (http://www.siemens.de/kwu)
LWGR	-“ <u>L</u> ight <u>W</u> ater <u>C</u> ooled <u>G</u> raphite <u>M</u> oderated <u>R</u> eactor”	
LWR	-“ <u>L</u> igh <u>W</u> ater <u>R</u> eactor”	
LEU	-“ <u>L</u> ow <u>E</u> nriched <u>U</u> ranium”	
LOF	-“ <u>L</u> ocation <u>O</u> utside <u>F</u> acilities”	

MOX	-“ <u>M</u> ixed <u>O</u> Xide”
MTR	-“ <u>M</u> aterial <u>T</u> est <u>R</u> eactor”
MERCOSUL	- <u>M</u> ERcado <u>C</u> Omum do <u>S</u> UL
NUCLEP	- <u>NU</u> CLEbrás <u>E</u> quipamentos <u>P</u> esados - (http://www.cnen.gov.br/nuclep)
NUCLEI	- <u>NU</u> CLEbrás de <u>E</u> nriquecimento <u>I</u> sotópico - (http://www.cnen.gov.br/inb)
NUCLAM	- <u>NU</u> CLEbrás <u>A</u> uxiliar de <u>M</u> ineração
NUCLEN	- <u>NU</u> CLEbrás <u>E</u> NGenharia
NASA	-“ <u>N</u> ucleoelétrica <u>A</u> rgentina <u>S. A.</u> ”
O&M	- <u>O</u> peração e <u>M</u> anutenção
PUREX	-“ <u>P</u> lутonium and <u>U</u> ranium <u>R</u> ecovery by <u>E</u> Xtration”
PWR	-“ <u>P</u> ressurized <u>W</u> ater <u>R</u> eactor”
PHWR	“ <u>P</u> ressurized <u>H</u> eavy <u>W</u> ater <u>R</u> eactor”
RFFL	-“ <u>R</u> ecycle <u>F</u> uel <u>F</u> abrication <u>L</u> aboratory”
RENAP-MP	- <u>R</u> eator <u>N</u> acional de <u>Á</u> gua <u>P</u> ressurizada de <u>M</u> édia <u>P</u> otência
SW	-“ <u>S</u> eparative <u>W</u> ork”
SAE	- <u>S</u> ecretaria de <u>A</u> ssuntos <u>E</u> stratégicos - (http://www.cepesc.gov.br)
UNPEDE	<u>U</u> Nião <u>I</u> nternacional de <u>P</u> rodutores <u>E</u> <u>D</u> istribuidores de <u>E</u> nergia Elétrica

1) INTRODUÇÃO

A energia nuclear, não obstante todos os problemas de aceitação pública, tem se firmado como uma alternativa segura e viável de geração de eletricidade. Atualmente existem em operação no mundo mais de 400 centrais nucleares com uma capacidade de geração de cerca de 12 000 TWh. A eletricidade advinda de fonte nuclear é hoje responsável por aproximadamente 17% de toda a energia elétrica gerada mundialmente, sendo a terceira fonte de geração. Atualmente encontram-se em construção no mundo cerca de 48 centrais nucleares de vários tipos e tamanhos. A Figura 1.1 abaixo mostra a distribuição percentual entre as principais fontes de geração de energia elétrica no mundo /1/.

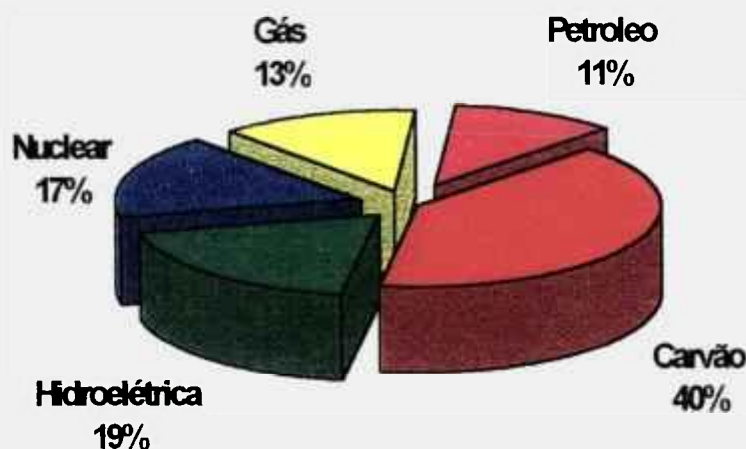


Figura 1.1: Distribuição do Total de Energia Elétrica Gerada Mundialmente /1/.

Na Figura 1.2 são apresentados, percentualmente, os principais tipos de reatores nucleares em operação no mundo em 1994 /1/. Nota-se a predominância dos reatores tipo PWR. No entanto os reatores tipo PHWR vem apresentando uma participação cada vez maior, ao longo do tempo, nesta divisão.

Pode-se afirmar seguramente que o desenvolvimento econômico e a melhoria da qualidade de vida da população de um país estão diretamente relacionados com a eletricidade consumida. Particularmente no Brasil, o crescimento populacional, a urbanização e o desenvolvimento industrial induzem, cada vez mais, ao consumo de energia, principalmente energia elétrica. O gráfico da Figura 1.3 ilustra a relação entre eletricidade consumida "per capita" anualmente, o total de energia consumida anualmente e a população de alguns países.

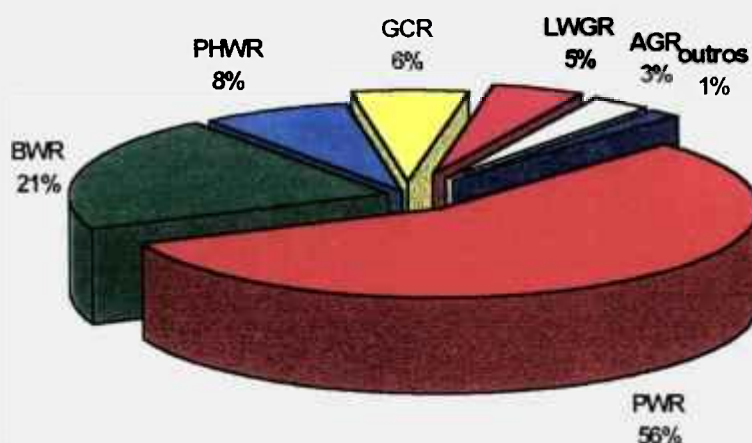


Figura 1.2: Tipos de Usinas Nucleares em Operação no Mundo (1994) /1/.

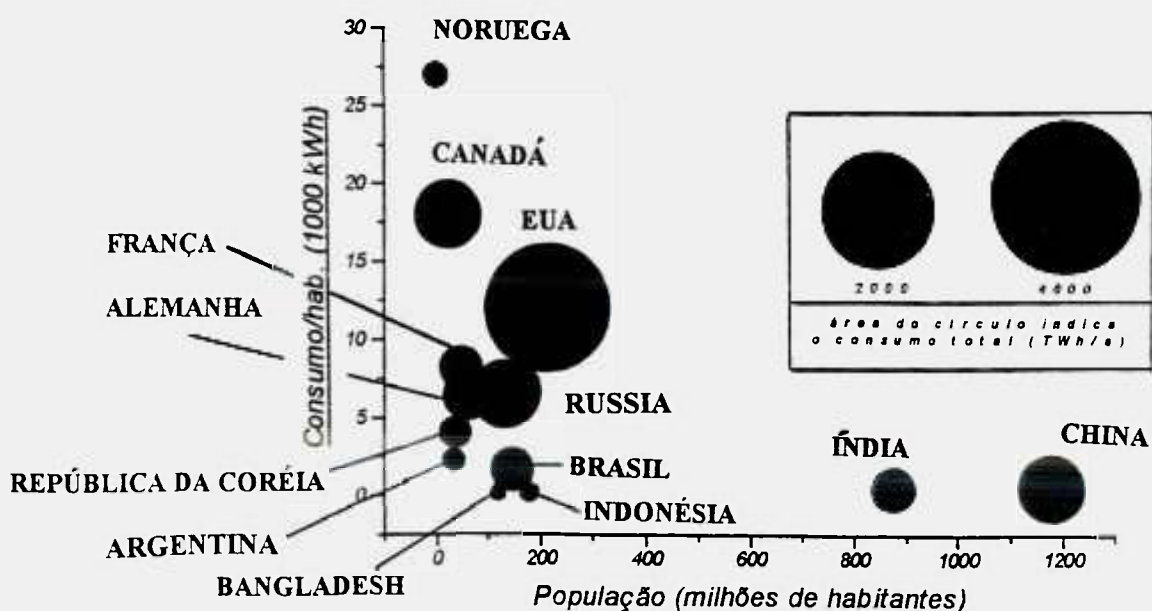


Figura 1.3: Consumo Anual de Eletricidade Versus População Para Alguns Países /2/.

Além de representar parte significativa da produção mundial de eletricidade, a energia elétrica advinda de fonte nuclear está associada a uma emissão muito baixa de CO₂. Este fato demonstra sua vantagem frente às outras formas de geração de energia, quanto à contribuição para o desequilíbrio das condições atmosféricas que governam o chamado *efeito estufa*. O histograma da Figura 1.4 mostra claramente a vantagem da opção nuclear neste aspecto.

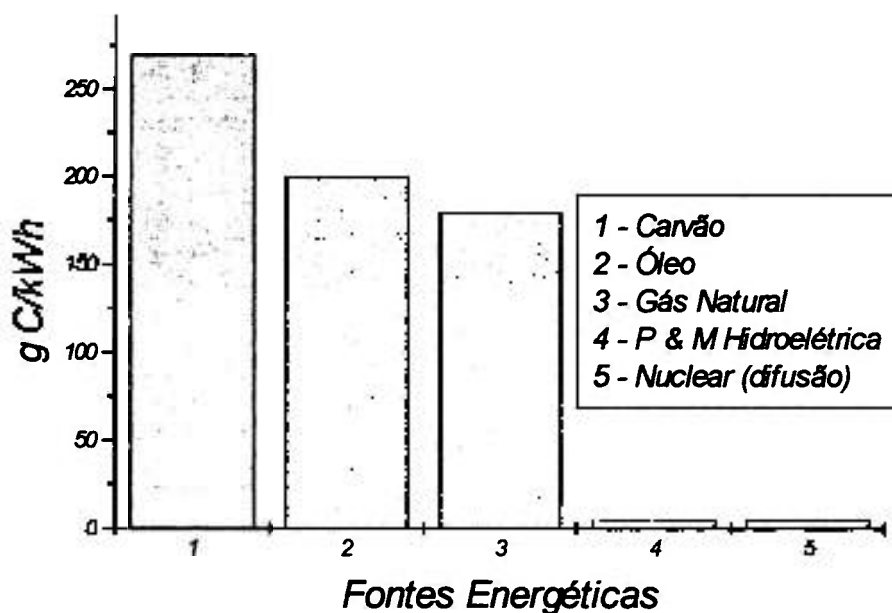


Figura 1.4: Emissão de CO₂ em Toda Cadeia Energética de Diferentes Fontes de Energia /2/.

Em termos econômicos a energia nuclear tem se mostrado também competitiva. Os altos custos de geração de algumas usinas nucleares, como a de Angra-I, são devidos basicamente ao longo tempo de construção e licenciamento. O histograma da Figura 1.5 compara o custo de geração da forma nuclear com queima de carvão e do ciclo combinado de gás em alguns países.

Em uma média global, segundo estudo da UNIPED */1/*, os custos normalizados de geração, divididos entre seus componentes (Capital, O&M e Combustível), são apresentados na Tabela 1.1 a seguir.

Tabela 1.1: Custos Médios Normalizados (Nuclear) de Geração /1/.

Usina	Capital	O&M	Combustível	Total
Nuclear	0,55	0,22	0,23	1,00
Hidroelétrica	0,87	0,11	0	0,98
Carvão	0,36	0,19	0,47	1,02
Gás	0,22	0,01	0,95	1,18

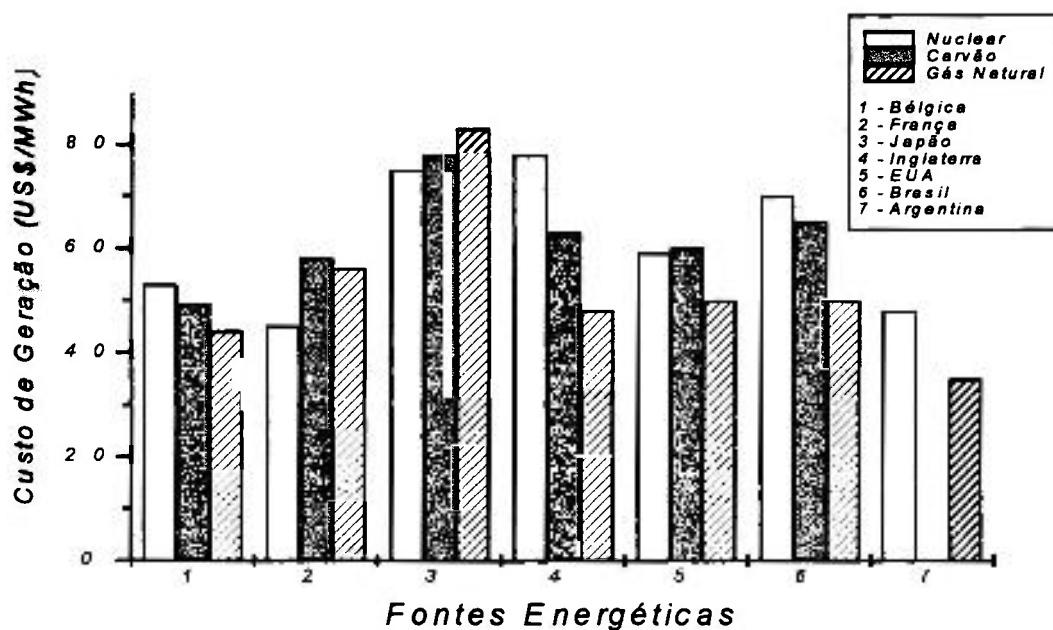


Figura 1.5: Comparação dos Custos de Geração da Forma Nuclear e de Plantas de Potência Convencionais /1/ /2/ /3/ /4/.

A evolução da tecnologia de reatores nucleares se processa, atualmente, seguindo duas vertentes: segurança e economia /5/. Na grande maioria dos projetos atualmente em curso, independentemente da concepção do reator (PWR, PHWR, HTGR, etc.) alguns aspectos sempre estão presentes:

- preocupação com o tempo e o custo da construção,
- utilização de sistemas, conceitos e componentes que já tenham provado sua eficácia em plantas comerciais,
- alto nível de padronização para facilitar a fabricação, com redução de custos e permitir acoplamentos (modularização),
- vários dos projetos visam facilitar a operação, inclusive sob o aspecto de segmento de carga,
- os projetos são bastante conservativos sob o ponto de vista de segurança, com especial atenção a sistemas de segurança passivos (inerentemente seguros) e
- baixa densidade de potência.

A energia elétrica de modo global e a energia elétrica advinda de fonte nuclear de modo particular deve ser pensada, portanto, como um fator de grande importância para o desenvolvimento global do país, mesmo porque as perspectivas de duração dos combustíveis de origem fóssil no mundo, das quais o Brasil é dependente, são limitadas, caras e sujeitas à política internacional.

Atualmente no país a quase totalidade da energia elétrica gerada advém de usinas hidroelétricas (96 %). Essa vocação determinou uma grande experiência na construção e operação deste tipo de usina. Estima-se que a demanda para as próximas décadas possa ser suprida pelo grande potencial hidroelétrico ainda disponível. Porém esses recursos estão localizados, principalmente, na bacia amazônica onde, devido à topografia, haveria um impacto ambiental considerável. Além disso, a distância relativa desses recursos aos grandes centros consumidores do Sudeste e Sul geraria altos custos na transmissão da energia.

A importação de energia, apesar dos entraves técnicos representados pelas diferentes frequências adotadas no Brasil (60 Hz) e nos demais países limítrofes (50 Hz) será, em vistas das tendências atuais de *integração econômica* da região, uma alternativa de suprimento elétrico também importante, cedo ou tarde.

A integração econômica mundial é um processo irreversível. Um exemplo latino-americano dessa manifestação é o MERCOSUL (MERCado COMum do SUL) que recentemente incorporou o Chile e a Bolívia aos seus integrantes iniciais (Brasil, Argentina, Uruguai e Paraguai). O aumento do número de integrantes dos blocos econômicos será, com certeza, a tendência mundial até o limite onde os próprios blocos irão se fundir integrando, finalmente, todos os países do mundo. Neste contexto futuro a *energia*, no seu entendimento mais amplo, será um tópico de extrema importância com toda certeza.

A importância que a energia nuclear certamente terá a médio e longo prazo no Brasil e a tendência de integração econômica, principalmente com o MERCOSUL são, segundo procurou-se mostrar nessa pequena análise, as motivações principais deste trabalho.

1.1) Objetivos do Trabalho

Dentro do contexto colocado acima, o objetivo deste trabalho é demonstrar a *viabilidade técnico-econômica da integração dos ciclos de combustíveis nucleares do reator de Angra-I (Brasil) e Embalse (Argentina) através do ciclo do combustível avançado denominado Ciclo Tandem*. Este tipo de ciclo de combustível trata da reutilização, no reator tipo PHWR (como o da Central Nuclear de Embalse - Argentina), do combustível queimado em reatores tipo PWR (como o da Central Nuclear de Angra-I - Brasil). Detalhes desse e também de outros ciclos avançados, são apresentados nos Capítulos 2 e 3.

A integração dos ciclos de combustíveis desses dois reatores tem, como premissa, a racionalização do uso do combustível nuclear sob três aspectos:

a) ambiental

A preocupação com o meio ambiente é cada vez mais presente atualmente. A maior parte de toda restrição, em termos de opinião pública à energia nuclear, é quanto aos rejeitos radioativos, ou popularmente denominados de "lixo radioativo". A medida em que o ciclo do combustível se tornar mais "limpo", como é o caso do Ciclo Tandem, esse tipo de restrição tende naturalmente a diminuir.

No Ciclo Tandem há um maior aproveitamento energético do combustível nuclear, que leva a um volume final menor de rejeitos. Ainda mais, a "queima" dos elementos actinídeos transurânicos diminuirá também a atividade específica desses rejeitos.

Além de representar menor risco e menor pressão de opinião pública, a diminuição do volume e atividade dos rejeitos radioativos de uma central nuclear, proporcionarão uma maior economia com esta fase do ciclo do combustível.

b) estratégico

Não obstante existir reservas garantidas de urânio para suprir as centrais nucleares em operação e em construção para as próximas décadas (principalmente no caso brasileiro), a preocupação com as reservas deve estar sempre presente. Melhorias de projeto e no gerenciamento do combustível no núcleo do reator podem reduzir as necessidades de modo significativo. O reprocessamento para posterior reutilização do combustível já irradiado se mostrou também interessante como modo de se otimizar a utilização do urânio.

No Ciclo Tandem, a economia de mineral de urânio é cerca de 30 % no sistema integrado PWR/CANDU.

c) econômico

Reduzir custos é regra na atual economia globalizada em curso e, nesse particular, a energia nuclear não é exceção. Melhorias com esse objetivo tem sido feitas em todas as etapas do ciclo do combustível, notadamente no gerenciamento dos elementos combustíveis no núcleo do reator ("in-core"). Países como a França e o Japão tem na energia nuclear uma das fontes de energia mais barata (Figura 1.5). Dentre as outras alternativas de ciclos avançados, o Ciclo Tandem tem se mostrado como um dos mais econômicos.

Além disso, a opção brasileira de tecnologia para usinas nucleares foi, como já mencionado, a de reatores tipo PWR ("Pressurized Water Reactors" - água leve), que hoje representa a grande maioria dos reatores em operação e em construção no mundo (56 % /1/. Por outro lado, a opção argentina baseou-se em reatores tipo PHWR ("Pressurized Heavy Water Reactors"- água pesada) que tem demonstrado um bom desempenho geral (atualmente esse tipo de reator representa cerca de 8 % do total de reatores /1/). A diferença fundamental entre essas duas concepções de reatores diz respeito ao enriquecimento isotópico em urânio 235. Reatores PWR requerem enriquecimento da ordem de 3 % e, por sua vez, os reatores tipo PHWR, a rigor, utilizam urânio natural requerendo, no entanto, água pesada (D₂O) como moderador. Há estudos recentes /6/ /7/ /8/ para utilizar-se em reatores PHWR urânio levemente enriquecido, plutônio, tório e combustível irradiado em reatores PWR. Com relação a esta última opção, a utilização do combustível irradiado pode ser direta, o chamado Ciclo DUPIC ("Direct Use of spent PWR fuel in CANDU") /9/ /10/ ou através de descontaminação química, (extração apenas dos produtos de fissão - Ciclo Tandem) /6/ /7/. Desses estudos o Ciclo Tandem é o que apresenta maior interesse, não só para a Argentina como também para o Brasil, pois trata-se de um "simbiose" dos ciclos do combustível entre os reatores desses dois países que traz vantagens sob inúmeros aspectos, como se procurará demonstrar neste trabalho.

Por não haver separação física do urânio com o plutônio formado durante a irradiação no PWR, o Ciclo Tandem tem a vantagem de ser considerado resistente à chamada *proliferação* e é facilmente submetido às salvaguardas internacionais.

1.2) O Interesse Brasileiro

Para o Brasil o interesse se focaliza em dois pontos:

a- os elementos combustíveis irradiados passam a ter um valor comercial pois, a partir desse ponto, são a matéria prima de novos elementos combustíveis agora a ser utilizados no reator argentino;

b- a destinação final do até então "lixo atômico" passa a estar definida com uma diminuição significativa do seu volume e nível de atividade.

A política de gerenciamento do combustível nuclear irradiado é questionada em todo o mundo. Inúmeros são os exemplos de manifestações públicas, incentivadas por organizações ambientalistas, sobre esta questão. Operando em Ciclo Tandem com a Central de Embalse, o gerenciamento dos rejeitos de Angra-I fica com sua política definida, talvez pela sua melhor forma.

Quanto a Angra-II, estudos semelhantes podem ser efetuados de modo a reutilizar os seus rejeitos em Atucha-I e II, que são reatores que, embora de concepção diferente de Embalse, também operam com combustível de urânio natural e são, portanto, passíveis de utilizarem combustível irradiado dos reatores brasileiros.

1.3) O Interesse Argentino

Para a Argentina a vantagem do Ciclo Tandem está na grande economia nas reservas nacionais de urânio que, sob o ponto de vista estratégico, é de grande interesse.

A demanda atual de urânio natural na Argentina é de cerca de 200 t/ano. Em caso da entrada em operação da Central Nuclear de Atucha-II, que atualmente encontra-se com suas obras paralisadas, o consumo crescerá de aproximadamente 50 % (item 2.3).

Apesar de poder suprir essa demanda com recursos próprios, atualmente a Argentina importa concentrado de urânio, favorecida pelos baixos preços internacionais. A intenção, além de econômica, é obviamente de estratégia, preservando as reservas nacionais.

Da mesma maneira que no Brasil, estudos recentes /11/ /12/ sugerem uma participação futura cada vez maior da nucleoeletricidade na Argentina, o que leva a prever a importância que o combustível nuclear terá.

Com relação aos rejeitos radioativos, demonstra-se que o Ciclo Tandem diminui consideravelmente o volume e a atividade de maneira global (PWR + CANDU), mantendo-se aproximadamente ao mesmo nível quando comparado com o ciclo normal de urânio natural do reator CANDU (Capítulo 4).

Uma grande vantagem comum a Brasil e Argentina da implantação de um Ciclo Tandem entre os reatores de Angra-I e Embalse diz respeito às coincidentes opções tecnológicas dos dois países. Estas opções por si só já representam motivação suficiente para o estudo do Ciclo Tandem. Isso se justifica ainda mais pela proximidade relativa dos dois países e na oportunidade de um relacionamento científico-tecnológico que, mais que interesse econômico, representa um passo em direção à independência dos centros fornecedores de tecnologia. Essa independência é fundamental para firmar suas soberanias.

1.4) Etapas do Trabalho

Neste trabalho são analisados de maneira genérica os vários ciclos avançados do reator CANDU, com particularidades das tecnologias existentes na área tanto no Brasil como na Argentina, além de uma retrospectiva histórica dos dois países nesse campo e os acordos de cooperação conjuntos. É apresentada também uma visão do "estado da arte" do

Ciclo Tandem sob vários aspectos, através dos estudos canadenses (utilização de urânio, aspectos econômicos, de física de reatores, etc). A partir do Capítulo 4 são apresentadas em detalhes a parte técnica da determinação da composição do combustível do Ciclo Tandem, desempenho do reator, fluxos de massa, aspectos ambientais e econômicos para o caso específico de Angra-I/Embalse. Por fim espera-se que, tiradas as conclusões e feitas as sugestões, este trabalho forneça os subsídios técnicos e econômicos necessários para auxiliar uma tomada de decisão política no sentido de aproximar e integrar os programas nucleares do Brasil e da Argentina.

2) O CICLO DO COMBUSTÍVEL NUCLEAR

A geração de energia, por uma fonte qualquer que requer combustível, é uma etapa de um todo mais complexo chamado de *ciclo do combustível*. O estudo detalhado do ciclo do combustível é o que vai determinar a viabilidade, tanto técnica quanto econômica, de um projeto de geração de energia. No caso do ciclo do combustível nuclear as etapas principais são /1/ /13/:

- *obtenção de matéria prima (U_3O_8)*,

A extração do mineral de urânio pode ser feita em minas a céu aberto ou em galerias subterrâneas e são significantes quando o percentual de U_3O_8 está acima de 1 %. As grandes reservas mundiais de mineral de urânio no mundo estão localizadas na Austrália (30%), Níger (19%), África do Sul (12%), Canadá (12%) e Brasil (11%). Com relação ao nosso país, segundo levantamento de 1983, as reservas são cerca de 300.000 t (vide Figura 2.2). O tratamento inicial (trituração e concentração) normalmente é feito, por economia, à boca da mina.

- *sua transformação em UF_6 (conversão)*,

Se, no ciclo considerado, há a necessidade de separação isotópica do núclídeos do urânio, o U_3O_8 é convertido em hexafluoreto de urânio (UF_6). Caso contrário é convertido em UO_2 .

- *enriquecimento isotópico (U-235)*,

A maioria dos reatores requerem um certo grau de enriquecimento no urânio. Naturalmente encontra-se cerca de 1 átomo de U-235 em cada 141 átomos de urânio (0,72%). Para esses reatores o grau de enriquecimento está entre 2 e 3,5 w/o, dependendo do tipo e queima de extração (Q^{ex}).

O principal método de separação isotópica usado atualmente é a chamada *difusão gasosa*. Outros processos foram desenvolvidos como *ultracentrifugação* e *enriquecimento a laser*. A opção brasileira, nesta etapa do ciclo do combustível, foi a ultracentrifugação.

Tanto a técnica de difusão gasosa como a ultracentrifugação se baseiam na diferença de massa entre o U-235 e o U-238. Já a técnica de enriquecimento a laser, se utiliza da extrema precisão do feixe de energia para, seletivamente, excitar e separar os átomos do U-235 do resto do material.

Nesta etapa é definida uma figura de mérito, denominada *trabalho separativo* (SW), que é a relação entre o trabalho fornecido na separação isotópica e a massa e o grau de enriquecimento dos produtos (urânio enriquecido e a sobra, conhecido como “tail”, que é o urânio “empobrecido”). O trabalho separativo tem unidade de massa. No Capítulo 5, Tabela 5.2, são apresentados alguns valores de SW com seus correspondentes enriquecimentos .

- *reconversão a UO₂*,

Para os ciclos que passaram pelo processo de enriquecimento, há a necessidade agora da reconversão do UF₆ enriquecido, para a forma de UO₂.

- *fabricação de pastilhas*,

O pó de UO₂ é prensado e sinterizado, em forma cilíndrica, em fornos e, em alguns casos, são desbastados em formato especial.

- *fabricação do elementos combustíveis*,

As pastilhas de UO₂ são acondicionadas em tubos metálicos (varetas combustíveis) que são posteriormente selados. Em muitos casos, nesta operação, é feita uma pressurização com gás hélio para melhorar a condutibilidade térmica da

vareta combustível e diminuir a pressão de tensão nas paredes do tubo, ao longo da operação do reator.

As varetas combustíveis são, então, arranjadas numa estrutura rígida (esqueleto) para manter a disposição relativa durante a operação do reator. A Figura 7.1.2, do Apêndice 1, mostra um elemento combustível de um reator tipo PWR e a Figura 7.1.6 um elemento combustível de um reator tipo PHWR (CANDU).

- *irradiação no reator (geração de energia),*

Os elementos combustíveis são então arranjados no núcleo do reator para gerar calor. Esse arranjo é cuidadosamente determinado de modo a obter-se o melhor desempenho tanto neutrônico como termoidrúlico.

- *“resfriamento” ou estocagem “quente”,*

Nesta etapa os elementos combustíveis são estocados, segundo normas pré-estabelecidas, tomando-se o cuidado de: evitar a criticalidade, remover o calor de decaimento e manter a blindagem da radiação.

Uma Figura esquemática do ciclo do combustível nuclear é apresentada na Figura a seguir.

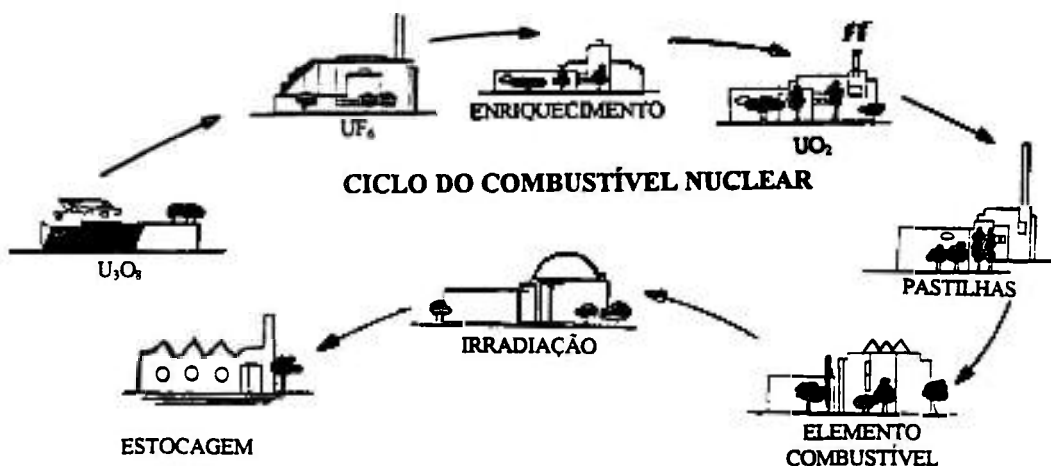


Figura 2.1: Ciclo de Combustível Nuclear (aberto).

A maioria das centrais PWRs (como Angra-I) segue o ciclo do combustível esquematizado na Figura 2.1. No entanto, não havendo a etapa de enriquecimento isotópico, para as centrais PHWRs (como Embalse), o ciclo do combustível, neste caso, é simplificado, como mostra a Figura 2.2.

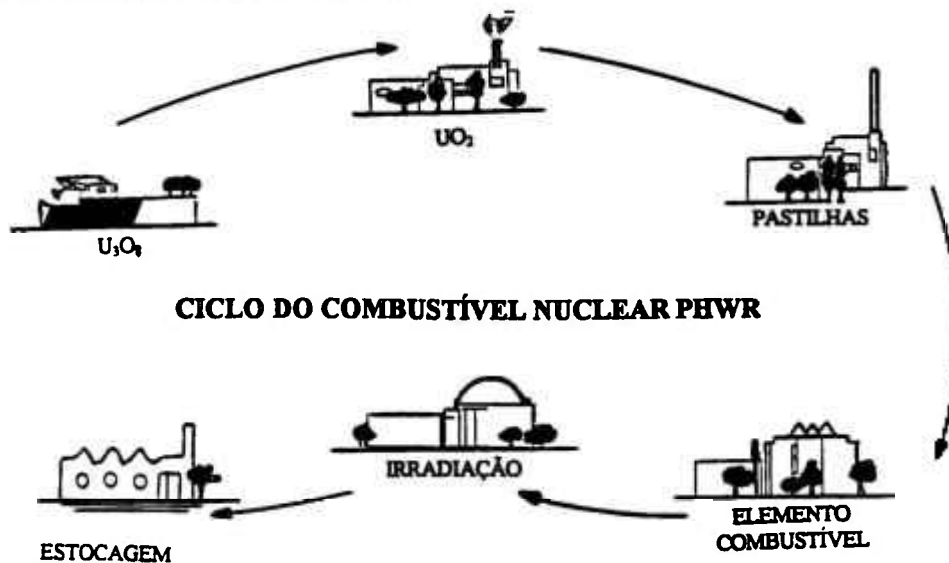


Figura 2.2: Ciclo do Combustível Nuclear (PHWR).

Os chamados *ciclos avançados*, citados anteriormente, possuem normalmente mais etapas que os ciclos convencionais e são, portanto, mais complexos. Em reatores tipo PWR ("Pressurized Water Reactor") são utilizados em ciclos avançados combustível de óxido misto de urânio e plutônio, conhecidos como combustível MOX ("Mixed OXide"). França e Japão já possuem reatores PWRs operando com esse tipo de combustível. Atualmente uma considerável quantidade de plutônio é gerada nos reatores tipo LWR (~210 kg/GW_e a.). Em vistas disso, os franceses começaram a investigar a utilização do plutônio reciclado a partir de 1985. A utilização de tório, para transmutação em nuclídeo fissil de urânio (U-233), é uma realidade hoje na Índia. Há a possibilidade, também, do uso de "tail" (sub-produto do processo de enriquecimento) como material de controle do reator que produzirá Pu-239 para posterior irradiação. Para os reatores tipo HWR (água pesada), particularmente o reator tipo CANDU, as opções de ciclos avançados são maiores e envolvem além dos ciclos avançados análogos ao dos PWR, ciclos com urânio levemente enriquecido e ciclos que envolvem combustíveis exauridos de reatores LWR (com descontaminação química - Ciclo Tandem, ou não - Ciclo DUPIC).

A razão de se estudar ciclos avançados é basicamente de ordem estratégica, pois é uma forma de se otimizar a utilização das reservas de mineral de urânio e também por razões de ordem econômica.

Reatores rápidos regeneradores (FBR - "Fast Breeder Reactors") são estudados com o mesmo objetivo, porém as perspectivas de início de operação estão além dos próximos 30 anos nos países com tecnologia nuclear avançada (Reator Superphenix francês) e são uma opção puramente especulativa tanto para o Brasil como para a Argentina.

As razões estratégicas e econômicas não são as únicas para se pesquisar ciclos avançados. No Brasil por exemplo, a variável recurso natural disponível também deve ser considerada. É o caso do mineral de tório em que o país é o segundo, junto com o Canadá, em volume de reservas, só perdendo para a Índia. Na década de 80, estudos neste âmbito (óxido misto de U e Th) foram levados a cabo no Brasil conjuntamente com pesquisadores alemães /15/. Ainda sob este ponto de vista, a opção do Ciclo Tandem entre as usinas de Angra-I e Embalse é, como já afirmado anteriormente, a mais conveniente sob vários aspectos para os dois países. A seguir são apresentadas as alternativas de ciclos avançados para o reator CANDU.

2.1) Ciclos Avançados do Reator CANDU /7/

Reatores tipo CANDU, como o da Central Nuclear de Embalse na Argentina, normalmente utilizam, como combustível, óxido de urânio natural (UO_2). No entanto os canadenses, como fabricantes deste tipo de reator, vêm estudando há mais de 15 anos, ciclos alternativos visando tornar seus reatores mais competitivos internacionalmente em vistas da supremacia numérica dos reatores PWR (atualmente existem no mundo 26 reatores CANDU em operação e 8 em construção). Essas alternativas têm como pré-suposto a não alteração do projeto básico do reator, a fim de que os reatores já em operação possam, facilmente, ser adaptados a um determinado ciclo alternativo.

São considerados três categorias de ciclos avançados:

1- Ciclos diretos (“once-through”) sem recuperação de material fissil (combustível de baixo enriquecimento, Ciclo Tandem e Ciclo DUPIC),

2- Ciclos que dependem da recuperação de material fissil (Pu/Unat, Pu/U depletado e Pu/Th), e

3- Ciclos que dependem primariamente da produção de material fissil através de material fértil em cobertores (“blankets”) sob intensa fonte de nêutrons de aceleradores (ciclos com tório).

- Ciclo de Combustível Com Baixo Enriquecimento (LEU)

Neste tipo de ciclo alternativo a etapa de enriquecimento isotópico será necessária. Esta é a única diferença com relação ao ciclo normal. Para um enriquecimento de ~1,2%, segundo cálculos canadenses, a queima de extração do combustível (“burnup”) é de 20.000 MWd/t. (no ciclo normal de urânio natural, a queima é de ~ 7.500 MWd/t). Este é o enriquecimento que otimiza as necessidades de urânio, cuja economia com relação ao ciclo normal é de 30%. A Figura abaixo ilustra este ciclo.

Estudos argentinos recentes /14/ indicam também uma significativa redução do custo do ciclo (US\$/MWh) comparativamente ao ciclo de urânio natural.

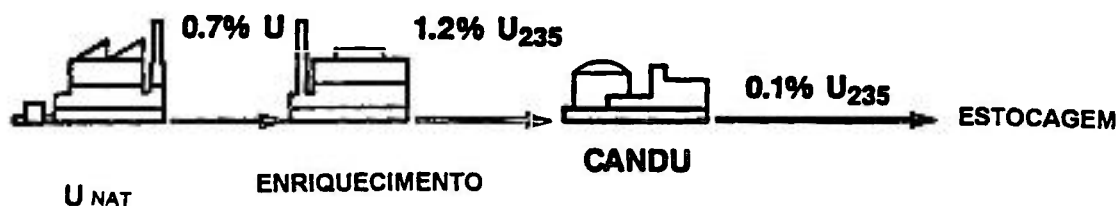


Figura 2.3: Esquematização do Ciclo LEU.

- *Ciclo Tandem*

Muito embora o Ciclo Tandem dependa da recuperação e reciclo de materiais pesados do ciclo de PWR, este ciclo não reprocessa o combustível irradiado no CANDU. Por esta razão é considerado aqui como Ciclo Direto. Neste trabalho, no entanto, analisar-se-á uma variação de Ciclo Tandem com reutilização do combustível de urânio natural irradiado no próprio reator CANDU da Central Nuclear de Embalse (item 4.1.4.3).

O combustível irradiado em PWR contém ~1,5% de material fissil (urânio-plutônio) que é estocado e posteriormente reprocessado onde só os produtos de fissão são eliminados, mantendo a mistura de urânio e plutônio. Este tipo de processo é denominado de “descontaminação química” para diferenciá-la do reprocessamento convencional onde o intuito é isolar os nuclídeos de plutônio. Essa mistura, quando diluída em urânio natural na proporção de 66% de combustível descontaminado para 34% de urânio natural, produz o combustível MOX utilizado neste ciclo. Este combustível tem, segundo estudos canadenses, um potencial de queima de 22.000 MWd/t. HM (“heavy metal”).

Num sistema em equilíbrio PWR-CANDU de mesma capacidade, a proporção de alimentação do PWR para o CANDU será de 1,1:1,0. A economia de urânio natural, neste ciclo, em comparação com o ciclo normal é de 32%. A esquematização deste ciclo é apresentada no próximo Capítulo.

- *Ciclo DUPIC 19/110/*

O combustível irradiado do reator LWR é utilizado diretamente na fabricação do elemento combustível do reator CANDU, sem prévia descontaminação dos produtos de fissão. Em termos neutrônicos o desempenho deste combustível é similar ao Ciclo Tandem com uma queima (“burnup”) menor (17.000 MWd/t). Na fase de fabricação do elemento combustível são necessários muito mais cuidados que no Ciclo Tandem, pois o processo se

dá por via seca através de células quentes. Os riscos de liberação de gases de fissão e de particulados finos são altos.

A vantagem principal deste ciclo, além da redução das necessidades de urânio natural em cerca de 30 % comparativamente ao ciclo de urânio natural, é a redução significativa do volume e atividade dos rejeitos radioativos finais. Neste particular o Ciclo DUPIC é mais interessante que o Ciclo Tandem pois, além de “queimar” elementos da família dos actinídeos de alta atividade e meia-vida, o Ciclo DUPIC “queima” também alguns produtos de fissão, tais como Tc-99 e I-129, que também possuem aquelas características. Abaixo apresenta-se um esquema do Ciclo DUPIC.

Este tipo de ciclo avançado está sendo implementado atualmente na Coréia do Sul, único país do mundo a possuir os dois tipos de reatores (PWR e CANDU). Este projeto está sendo executado conjuntamente com o Canadá (fabricante do CANDU) e os Estados Unidos, interessados também nos problemas de salvaguardas.

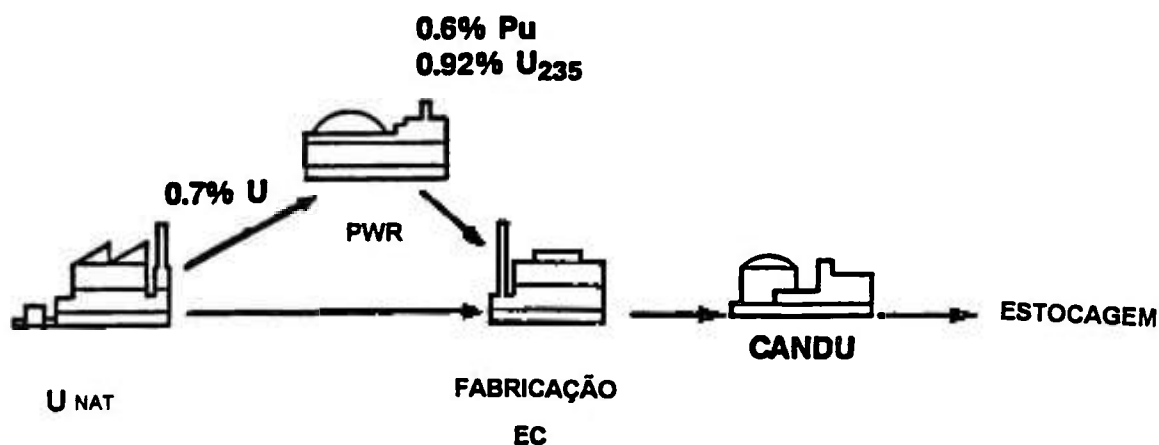


Figura 2.4: Esquematização do Ciclo DUPIC.

- Ciclos de Pu/Unat, Pu/U depletado e Pu/Th

Estes ciclos tratam da combinação de plutônio extraído de combustível irradiado de urânio natural irradiado com urânio natural, urânio depletado (“tail”) e também tório. A fonte de urânio depletado pode ser de uma planta de enriquecimento isotópico. A queima,

no ciclo Pu/U_{nat}, onde o suprimento de plutônio permanece em equilíbrio, é de 17.000 MWd/t. HM. Acima ou abaixo desta queima o sistema é consumidor ou produtor de plutônio respectivamente. O ciclo Pu/U depletado é sempre produtor de plutônio.

Estes ciclos resultam numa economia de urânio natural da ordem de 47 a 55% dependendo da queima e do ciclo. Apresenta-se, a seguir, uma esquematização desses ciclos com plutônio.

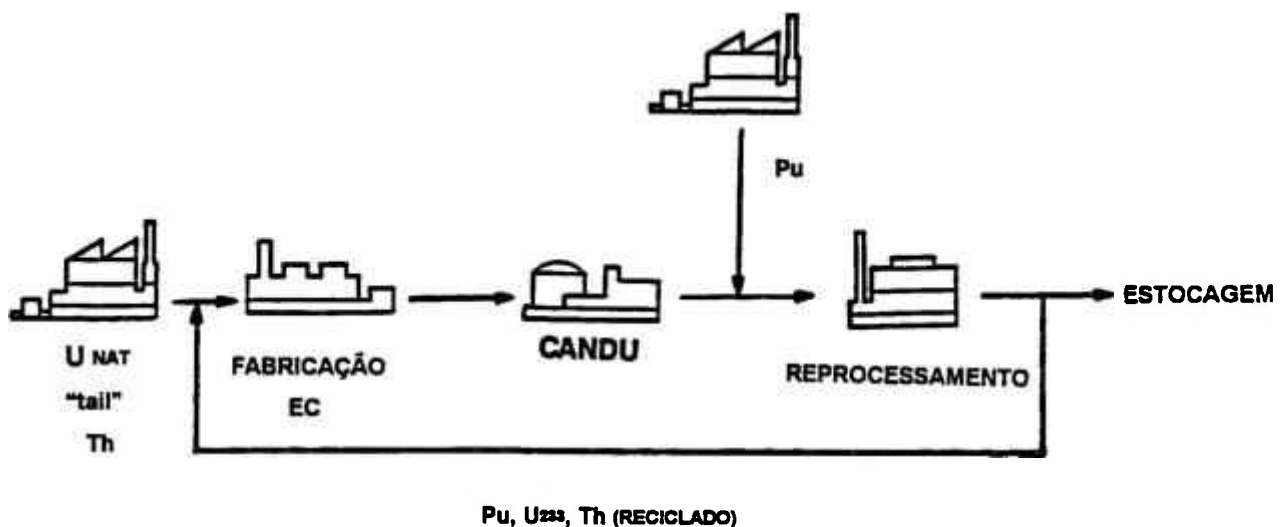


Figura 2.5: Esquematização dos Ciclos Com Plutônio.

- Ciclos dependentes de fontes de nêutrons externa (aceleradores)

O isótopo 232 do tório forma isótopo fissil (U-233) via captura neutrônica. O U-233 possui um valor de η (número de nêutrons emitidos na fissão por nêutron absorvido) maior que o U-235 e o Pu-239, o que confere ao Th-232 uma vantagem com relação ao U-238 como material fértil. O Tório, bem como o U-233 podem ser reciclados, resultando numa drástica redução do uso de mineral de tório.

Ciclos de tório com reciclagem podem, dependendo da queima e da quantidade de material fissil no ciclo inicial, reduzir, em 30 anos de operação da usina, de 50 a 60% as necessidades de mineral de urânio requerido, com relação ao ciclo de urânio natural. Um esquema desta alternativa de ciclo avançado é apresentada a seguir.

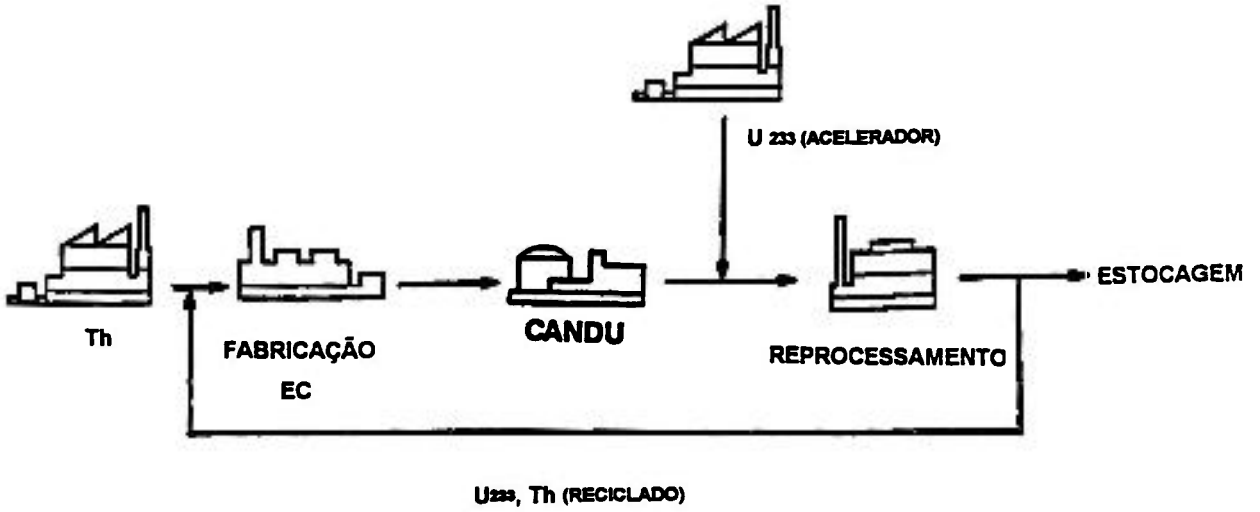


Figura 2.6: Esquematização do Ciclo Com Th.

A Figura a seguir mostra uma comparação entre os vários ciclos avançados, sob o ponto de vista de seu custo (em US\$/MWh) para cenários de preço de urânio natural de 50 US\$/kgU e de 100 US\$/kgU /7/. Nota-se claramente que com um aumento do preço do urânio, o Ciclo Tandem torna-se mais vantajoso do que qualquer outra das alternativas.

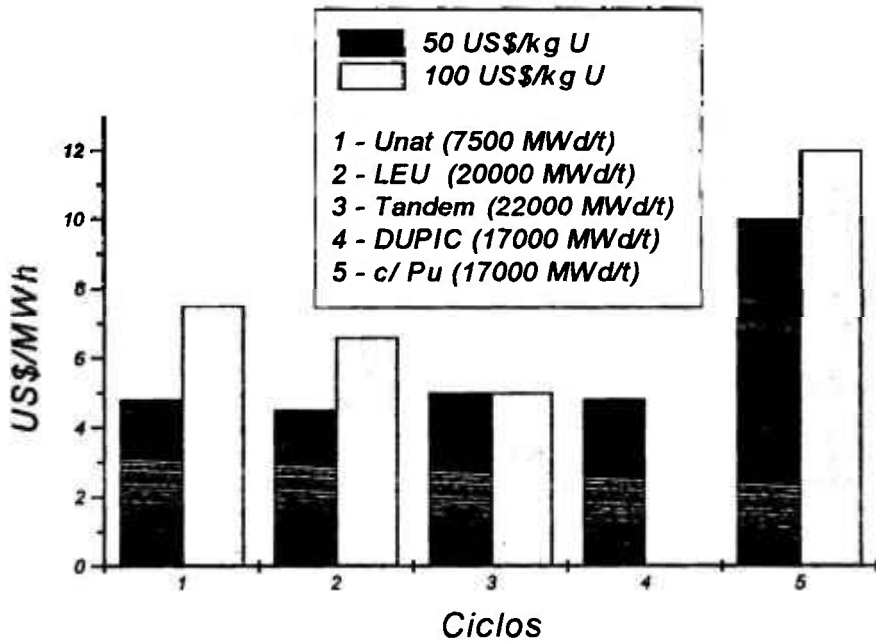


Figura 2.7: Custo das Várias Opções de Ciclo do Combustível Para o reator CANDU Para Preço de Unat de 50 US\$/kgU e 100 US\$/kgU /7/.

A Figura 2.8 compara a utilização de urânio natural dos vários ciclos avançados do CANDU, para um cenário de 30 anos de operação.

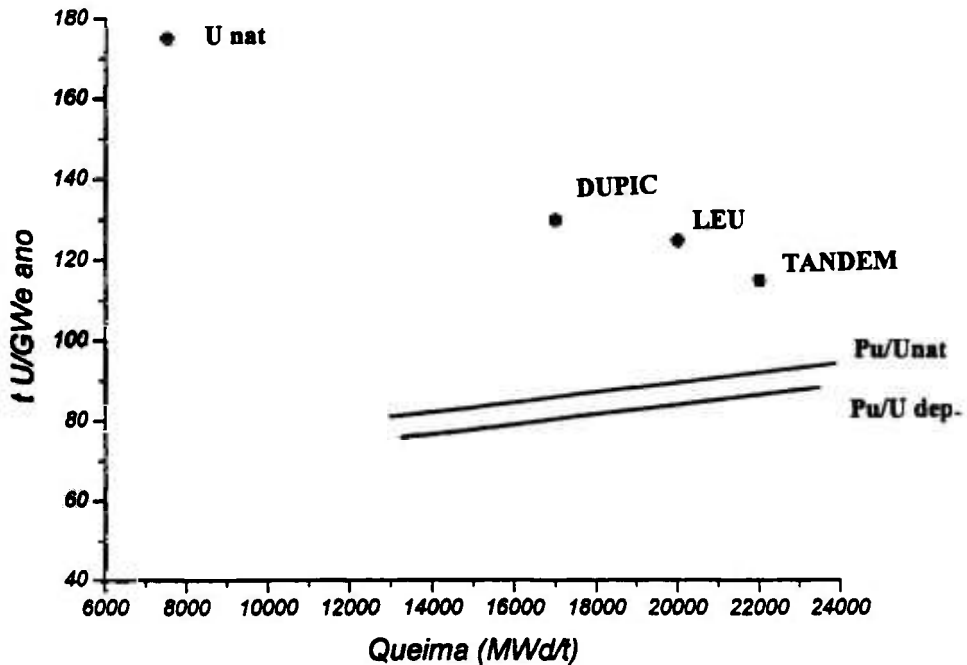


Figura 2.8: Utilização de Urânio Natural Em 30 Anos de Operação /7/.

2.2) O Ciclo do Combustível Nuclear no Brasil /15/

Sendo um país com grandes bacias hidrográficas, a energia nuclear, até agora, teve um papel meramente político-estratégico dentro da planificação energética nacional. Sua capacidade instalada de geração elétrica é hoje de 626 MWe oriunda da central nuclear de Angra-I. Essa potência corresponde a cerca de 1 % do total de geração nacional. As centrais de Angra-II e Angra-III, ambas de 1245 MWe, estão em construção, sendo que as obras civis de Angra-II já estão concluídas, assim como a montagem de muitos equipamentos eletro-mecânicos. Prevê-se o término de Angra-II até o final da década. Quanto a Angra-III está apenas no início de construção. Num cenário hipotético em que todas as outras formas de geração permaneçam inalteradas, as 3 centrais nucleares operando conjuntamente representariam, mesmo assim, menos de 6 % do total de geração que está, hoje, em cerca de 60 GW.

Entre 1975 e 1983 foram promovidos grandes esforços na prospecção de mineral de urânio dentro do acordo de colaboração entre Brasil e Alemanha, do qual grandes ocorrências do mineral foram descobertas. As reservas brasileiras são estimadas hoje em mais de 300.000 toneladas de U_3O_8 (medidas + inferidas). A Figura 2.9 mostra a evolução das reservas brasileiras de urânio durante este período. Esses valores referem-se apenas a uma parte do território nacional, podendo aumentar significativamente quando de uma retomada futura das prospecções.

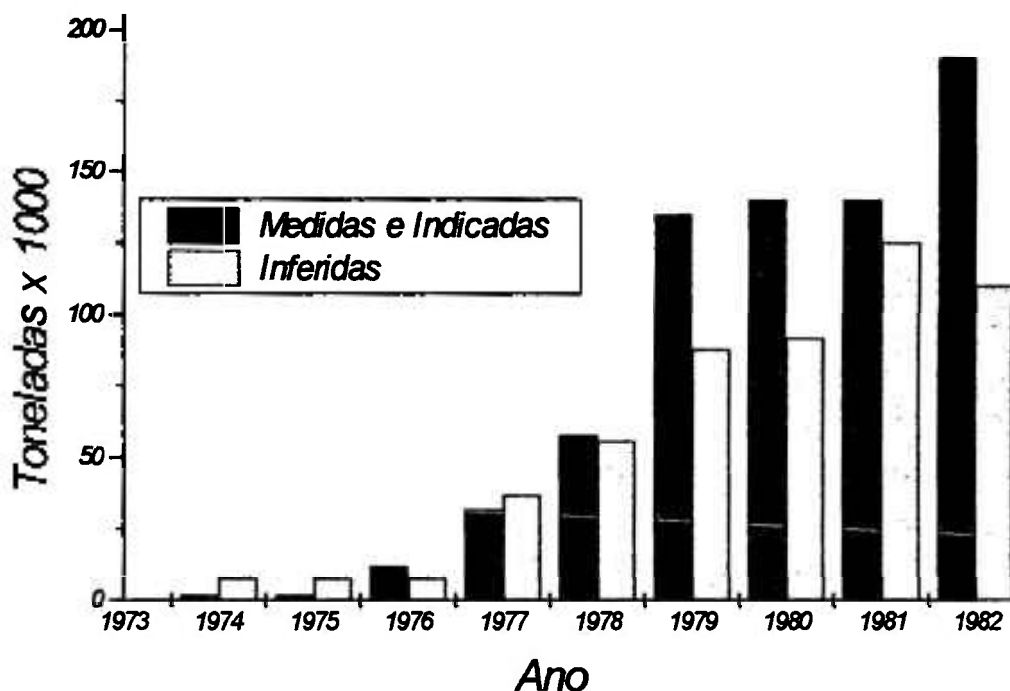


Figura 2.9: Evolução das Reservas Brasileiras de Urânio
(t. métricas de U_3O_8 - 1974/82) /16/.

As tecnologias de purificação, conversão e reconversão a UO_2 sinterizável foram desenvolvidas no país na década de 70, com produção piloto a partir de 1980. Quanto ao processamento de combustíveis irradiados iniciou-se na década de 70 a nível de laboratório para trabalhos de pesquisa e desenvolvimento e concluiu-se também na década de 80.

Um amplo programa de cooperação foi desenvolvido conjuntamente com a Alemanha (1979-1988), envolvendo fabricação, irradiação, avaliação pós-irradiação e reprocessamento de combustíveis avançados, com vistas à utilização de tório em reatores PWR.

Na parte do enriquecimento isotópico, grandes esforços foram despendidos durante a década de 80, pela Marinha do Brasil conjuntamente com o IPEN/CNEN-SP, o que culminou com o domínio da técnica de Ultracentrifugação.

A nível de política nacional na área nuclear, muito se fez e desfez, sendo o acordo nuclear com a Alemanha o que gerou maiores controvérsias (item a seguir).

2.2.1) Setor Nuclear Brasileiro /15/

As primeiras iniciativas na área nuclear no Brasil datam, antes mesmo, das explosões atômicas no Japão, através das exportações para os Estados Unidos, de areia monazítica do litoral norte fluminense. Só na década de 50, com a criação do Conselho Nacional de Pesquisas (CNPq), sob o comando do Almirante Álvaro Alberto, e da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) é que são definidas as políticas nacionais para o setor. Em meados dessa década, há uma reaproximação com os Estados Unidos, através do programa “Átomos Para a Paz” , que torna possível a instalação do primeiro reator nuclear de pesquisas do hemisfério Sul (reator IEA-R1) no então Instituto de Energia Atômica (IEA), hoje IPEN.

Alguns projetos foram criados no final da década de 50, durante o governo Kubitschek, via CNEN, como o Projeto Mambucaba, a cabo do Grupo de Trabalho do Reator de Potência, com o intuito de construção de uma usina nuclear na região Centro-Sul. Também, a nível de pesquisa na década de 60, foi criado o chamado “Grupo do Tório” com o objetivo de estudar um reator de tório e água pesada. Porém, já no regime militar, prevaleceu a idéia de comprar uma usina nuclear pronta (Angra-I) da empresa norte-americana Westinghouse, que teve sua primeira criticalidade em 1982 com vários problemas de projeto que impediram o reator de operar a plena potência por muito tempo.

Em meados da década de 70 foi então firmado o mais amplo acordo nuclear já estabelecido entre uma nação do primeiro mundo e outra em vias de desenvolvimento - o acordo Alemanha/Brasil, que tinha como característica principal a transferência de tecnologia. Este acordo abrangia praticamente todas as etapas do ciclo de combustível, inclusive o reprocessamento do combustível irradiado. Nesta mesma época é constituída a Nuclebrás.

Um ano depois da assinatura do acordo, foi contratada a construção e o financiamento das usinas de Angra-II e III da empresa alemã KWU. Dentro do planejamento governamental para o setor, são criadas então muitas empresas de economia mista, tais como NUCLEP (equipamentos pesados), NUCLEI (enriquecimento), NUCLAM (prospecção de minério), etc.

Durante a década de 80 este audacioso programa deixou de ser prioridade, enquanto se intensificam as pesquisas paralelas do chamado *programa autônomo* que, com grande alocação de recursos financeiros e humanos remanescentes do acordo com a Alemanha, logrou notável desenvolvimento em todas as etapas do ciclo do combustível.

Com a Constituição de 88, se vinculam as atividades nucleares ao Congresso Nacional - a Nuclebrás é extinta, tornando-se público os projetos nucleares militares e é criada a Indústrias Nucleares do Brasil (INB), empresa de economia mista com controle acionário da CNEN que, por sua vez, está subordinada à Secretaria de Assuntos Estratégicos (SAE) da Presidência da República. Compete à INB o domínio e a exploração comercial das atividades do ciclo do combustível.

A parte referente à geração núcleo-elétrica (Angra-I e futuramente Angra-II e III) está ligada à empresa Furnas - Centrais Elétricas, da região Sudeste do país, que tem como principal acionista a Eletrobrás. Esta controla também a Nuclebrás Engenharia S.A. (NUCLEN) que é responsável pelos projetos de engenharia e construção de centrais nucleares.

A organização do setor nuclear brasileiro atual está esquematizada na Figura 2.10.

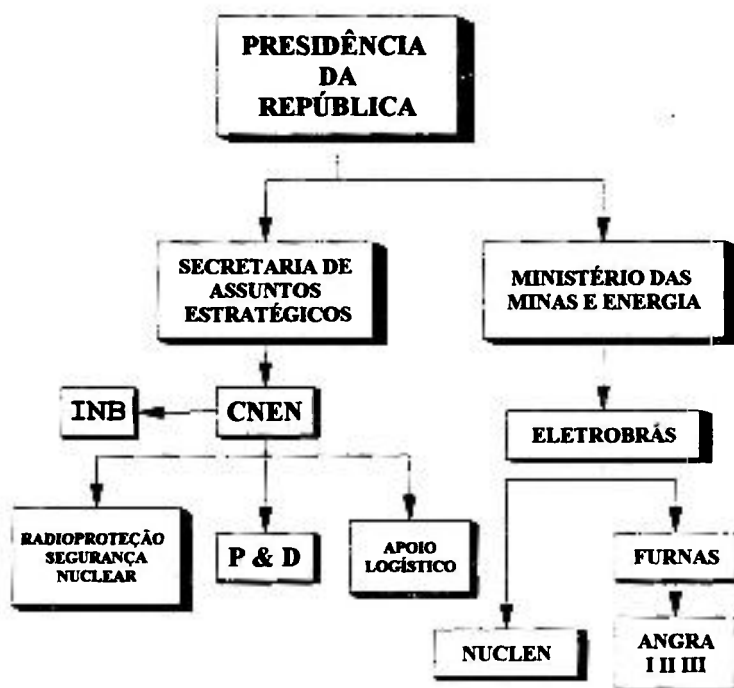


Figura 2.10: Esquematização do Setor Nuclear Brasileiro /17/.

2.3) O Ciclo do Combustível Nuclear na Argentina /18/ /19/ /20/

Cerca de 15% da potência instalada na Argentina atualmente (cerca de 1 GWe), advém de fonte nuclear (Centrais de Embalse e Atucha-I). Estima-se que essa proporção cresça para 26% com a introdução da Central Nuclear de Atucha-II no sistema (porém atualmente as obras encontram-se paralisadas). A perspectiva de alguns anos atrás era de que, para o ano 2030, seriam instalados mais 5 GWe nucleares, o que elevaria as necessidades de urânio dos atuais 200 t/ano para 1000 t/ano.

Na Argentina foram descobertas 16.000 t de U_3O_8 , das quais somente 5.000 t foram beneficiadas. Sua produção anual é de 200 t, suficiente para cobrir a demanda das centrais de Atucha-I e Embalse operando normalmente. Com a entrada de Atucha-II haverá um aumento anual de 100 t.

Da mineração até a produção dos elementos combustíveis para as duas centrais em operação, há um excedente da capacidade instalada de produção de combustível que poderá ser ampliada para suprir, além de Atucha-II, quando esta entrar em operação, até outras futuras centrais /21/.

A Planta de Água Pesada tem capacidade de produção de 250 toneladas/ano, suficiente para assegurar a reposição das perdas das atuais centrais (incluindo futuramente Atucha-II) e também o abastecimento das cargas iniciais de outra futuras centrais.

Quanto da experiência argentina em reprocessamento, entre 1967 e 1970 foram reprocessados naquele país combustíveis MTR (Material Test Reactor) oriundos do reator RA1. O conhecimento adquirido no empreendimento foi utilizado para o reprocessamento de elementos combustíveis MTR do reator RA3, cujo enriquecimento é de 90 w/o em U-235. Em 1977 foi concluído o projeto e iniciada a construção e montagem de uma planta experimental (LPR) com vistas ao reprocessamento do combustível de Atucha-I.

Dentro dos projetos de melhoria do desempenho das centrais argentinas, uma importante conquista foi o enriquecimento isotópico de urânio levado a cabo em Pilcaniyeu, sul do país. Este projeto permitirá utilizar urânio levemente enriquecido de acordo com o Ciclo LEU descrito no item 2.1.

A Argentina tem investido no desenvolvimento da tecnologia de combustíveis MOX desde 1975. Foram investigadas várias etapas do processo que culminou em 1988 com a fabricação de uma vareta contendo pastilhas MOX que foi irradiada no reator PETEN (Holanda) e a avaliação pós-irradiação conduzida no KFK (Alemanha), com resultados animadores.

2.3.1) Setor Nuclear Argentino /18/ /19/

As primeiras manifestações de atividades nucleares na Argentina datam de 1945, através da prospecção de mineral de urânio levados a cabo pela “Dirección General de Fabricaciones Militares” e posteriormente pela Universidade de Cuyo. A exploração do mineral começa em 1950. Neste mesmo ano é criada a “Comisión Nacional de Energia Atômica” (CNEA), responsável por todas as atividades relacionadas com a área.

O programa de centrais nucleares iniciou-se em meados da década de 60 com a opção pela linha de reatores de urânio natural e água pesada. A Central Nuclear de Atucha-I (CNA-I), com tecnologia alemã da empresa Siemens A.G., foi construída em 1968 com 340 MWe de potência que passou a 370 MWe em 1977. Esta foi a primeira central nuclear da América Latina. A Central Nuclear de Embalse (CNE), com tecnologia da empresa AECL canadense e potência de 648 MWe, iniciou sua operação em 1983.

Desde há 20 anos atrás foram criadas várias empresas associadas à CNEA, sob as mais variadas formas jurídicas, para atuar nas diversas fases do ciclo do combustível, como por exemplo a ENACE (área de engenharia e projetos), a CONUAR (fabricação de elementos combustíveis), a FAE (elementos de zircaloy), etc. Porém, a partir de fins de 1993 é anunciado um programa de desestatização do setor, gerando um sentimento de indefinição quanto ao futuro dessas empresas. Dentro desse processo, a CNEA é subdividida em mais dois organismos:

- Nucleoeléctrica Argentina S.A. (NASA) para administrar as centrais em operação e finalizar Atucha-II, englobando também as atividades da Empresa Nuclear Argentina de Centrais Eléctricas S.A..
- Ente Nacional Regulador Nuclear (ENREN) para fiscalização e normalização das atividades do setor.

Este processo de privatização está atualmente em curso e está gerando inúmeras críticas de toda a sociedade argentina. Acredita-se que irão decorrer alguns anos para a melhor definição do setor naquele país.

No entanto o desenvolvimento do setor nuclear argentino foi bem consistente, comparativamente a outros países do chamado terceiro mundo. O progresso das pesquisas básicas, pesquisas aplicadas, formação de recursos humanos e o desenvolvimento tecnológico geral do setor, capacitou a Argentina a manter relações comerciais com países como Alemanha, Egito, Peru, Argélia e Cuba.

A Figura 2.11 apresenta, de forma esquematizada, a situação do setor nuclear argentino atual.

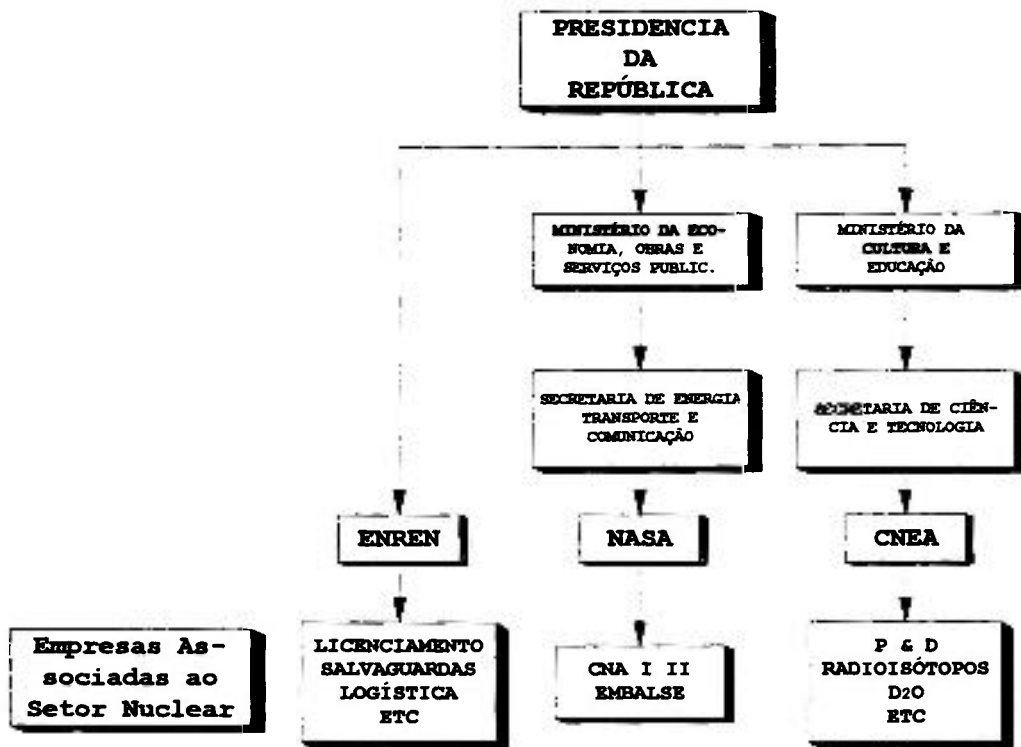


Figura 2.11: Esquematização do Setor Nuclear Argentino /19/ /20/.

Com um histórico diferente e com as opções tecnológicas adotadas para seus programas de centrais nucleares de potência também diferentes, pode-se afirmar, no entanto, que tanto Brasil como Argentina encontram-se em estágios semelhantes de desenvolvimento do Ciclo do Combustível Nuclear.

2.4) Acordos Nucleares Brasil/Argentina /21/

Desde 1980 Brasil e Argentina vêm firmando, a nível governamental, atos destinados ao estabelecimento de uma cooperação científico-tecnológica na área nuclear. Na Tabela 2.1, a seguir, é apresentado um resumo desses atos até a presente data.

Mais especificamente na área de reciclagem de combustível, foi realizado em junho de 1991 um “workshop”, com especialistas dos dois países, no Centro Atômico de Bariloche (Argentina). O tema deste encontro era a viabilização de um programa de

cooperação entre Brasil e Argentina nas áreas de reciclagem de combustível e também da integração dos ciclos do combustível entre os reatores dos dois países. Neste encontro originou-se a proposta da qual este trabalho faz parte.

Em julho de 1991 foi assinado um protocolo para a criação da Agência Brasileiro-Argentina Para Contabilidade e Controle de Materiais Nucleares (ABACC), estabelecendo uma associação tri-partite para controle mútuo das atividades nucleares de ambos os países.

Tabela 2.1: Atos Oficiais Destinados à Cooperação Entre Brasil e Argentina no Setor Nuclear.

ANO	ATOS CELEBRADOS ENTRE BRASIL E ARGENTINA NO SETOR NUCLEAR
80	Convênio de Cooperação Para o Desenvolvimento e a Aplicação do Uso Pacífico de Energia Nuclear (Nuclebrás-CNEA)
80	Protocolo de Execução nº 1 Para Cooperação no Campo da Formação de Recursos Humanos no Setor Nuclear
80	Protocolo de Execução nº 2 Sobre Informação Técnica
80	Acordo Brasil/Argentina Para o Desenvolvimento e a Aplicação do Uso Pacífico da Energia Nuclear
82	Ajuste Complementar ao Acordo de Cooperação Científico-Tecnológico de 17/05/80
85	Declaração de Iguazu Sobre Política Nuclear
86	Ata Para a Integração Brasileiro/Argentina e os Protocolos de 1 a 12 (dentre vários aspectos inclusive da área nuclear)
86	Protocolo Número 17 de Cooperação Nuclear
86	Declaração Conjunta Sobre Política Nuclear
87	Declaração Conjunta Sobre política Nuclear
88	Acordo Tri-partite nº 1 Entre Brasil/Argentina/Uruguai, Sobre Transporte Terrestre (incluindo material nuclear)
90	Declaração Conjunta Sobre Política Nuclear
91	Assinatura do Acordo Bi-lateral
91	Entrada em vigor do Acordo Bi-lateral e Assinatura do Acordo Quadripartite
94	Adesão da Argentina e do Brasil ao Tratado de Tlatelolco
94	Entrada em vigor do Acordo Quatripartite
96	Convênio de Colaboração Científica e Industrial na Área de Radioisótopos e Tratamento de Resíduos das Usinas Nucleares

Na Tabela 2.2 apresenta-se as áreas de salvaguardas da ABACC.

Tabela 2.2: Áreas de Balanço de Material Salvaguardadas Pela ABACC.

Tipo	Argentina	Brasil	Total
Plantas de conversão	5	1	6
Plantas de Enriquecimento	1	3	4
Fábricas de Elementos Combustíveis	4	1	5
Reatores de Potência	2	1	3
Reatores de Pesquisa	6	3	9
Instalações de P&D	2	3	5
Unidades Críticas e Sub-críticas	-	3	3
Depósitos	3	2	5
LOFs* fabricação de combustível	4	5	9
LOFs* pesquisa e reprocessamento	-	1	1
LOFs* laboratórios analíticos	3	2	5
Outros LOFs*	7	6	13
Total	37	31	68

(* Location Outside Facilities - qualquer lugar onde se usa ou armazena material nuclear em quantidades iguais ou inferiores a 1kg efetivo)

3) O CICLO TANDEM

A palavra "Tandem" tem como significado "um atrás do outro" /23/, assim como, por exemplo, uma bicicleta de dois assentos (bicicleta tipo Tandem) ou, no campo da eletricidade, para designar uma ligação em série.

O Ciclo Tandem como apresentado no Capítulo 2, se refere a dois reatores nucleares (PWR e CANDU), cujo combustível segue de um para o outro. A Figura 3.1 a seguir mostra esquematicamente o Ciclo Tandem como vem sendo estudado atualmente, ou seja, o combustível irradiado e descontaminado dos produtos de fissão, de reatores PWR, é diluído com urânio natural para formar o combustível a ser usado em reatores CANDU.

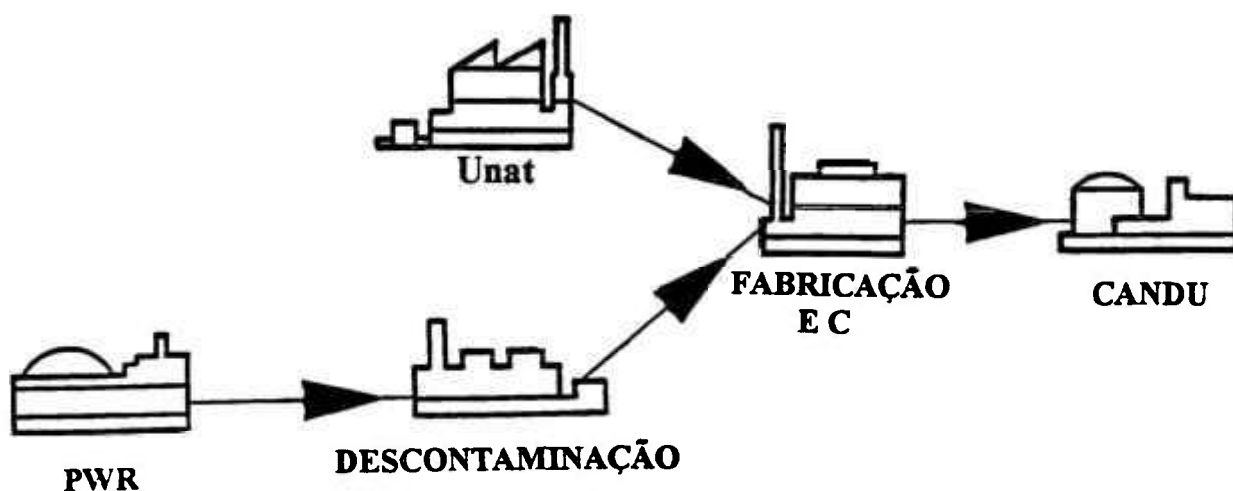


Figura 3.1: O Ciclo Tandem.

O objetivo deste Capítulo é apresentar o estágio atual e os principais resultados dos estudos realizados sobre o Ciclo Tandem. A descrição sucinta e as características dos reatores envolvidos no caso específico deste trabalho (Angra-I e Embalse) podem ser encontradas no Apêndice 7.1.

3.1) A Concepção do Ciclo Tandem

Com a primeira crise do petróleo no início da década de 70, muitos países incrementaram as pesquisas sobre as mais variadas fontes de energia. Por outro lado a opção nuclear não se apresentava como uma solução que gerasse conforto suficiente, visto que as reservas de urânio não cresciam conforme às projeções de necessidades futuras. Neste ambiente começaram a surgir com mais força pesquisas, demonstrações de programas de reciclo de combustível irradiado e, também, estudos sobre reatores rápidos regeneradores (FBR), para assegurar o futuro desta fonte de energia.

No Canadá, a energia nuclear é baseada nos reatores de urânio natural e água pesada, cuja utilização de urânio é cerca de 30% menor que nos reatores de água leve tipo PWR operando nas mesmas condições. Começaram, então, estudos visando melhorar ainda mais a utilização de urânio através dos vários ciclos avançados citados no Capítulo 2. O Ciclo Tandem aparece naqueles estudos como uma das mais promissoras alternativas.

Além do Canadá, a Coreia do Sul, país que possui os dois tipos de reatores (PWR e CANDU), vem pesquisando o Ciclo Tandem há alguns anos. Porém, a partir de um acordo firmado com os Estados Unidos e Canadá, no sentido de trabalharem conjuntamente, os coreanos tem dedicado maior esforço atualmente ao ciclo DUPIC. Essa cooperação conjunta advém do fato de que, no Ciclo Tandem, existe a fase de descontaminação química do combustível irradiado que, mesmo sem haver o isolamento dos núclídeos do plutônio, no entendimento norte-americano, representa uma ameaça para sua política de não-proliferação de armas nucleares. Pressões nesse sentido se fizeram sentir também no projeto conjunto Brasil-Argentina.

A parceria Brasil-Argentina para a integração dos ciclos de combustível entre Angra-I e Embalse teve início em 1992, porém na área nuclear os dois países mantêm intercâmbio formal desde o início da década de 80, como foi visto no Capítulo anterior.

3.2) Resultados Canadenses

A proporção de diluição determinada pelos canadenses para o Ciclo Tandem foi de 66 % em peso de combustível descontaminado (MOX) para 34% de urânio natural. Essa mistura tem um potencial de queima de aproximadamente 22.000 MWd/t, com uma economia de 32% na utilização de urânio natural /7/.

A diluição ideal proposta produz um combustível cujo fator de multiplicação efetivo inicial é ($K_{ef}(0)$) 1,3276, ou seja, muito acima daquele do ciclo de urânio natural ($K_{ef}(0) = 1,0833$). O controle desta reatividade é feito basicamente através do gerenciamento do combustível.

3.2.1) A Utilização de Urânio

A medida da eficiência do uso do combustível é a *Utilização do Urânio*, ou seja a quantidade de urânio natural consumida para a produção de uma unidade de energia. Para o Ciclo Tandem há uma diminuição na utilização de urânio de cerca de 41% com relação ao ciclo do PWR e 18% com relação ao CANDU em ciclo de urânio natural /7/. A Figura 3.2 faz uma comparação desta variável com os ciclos normais dos dois reatores.

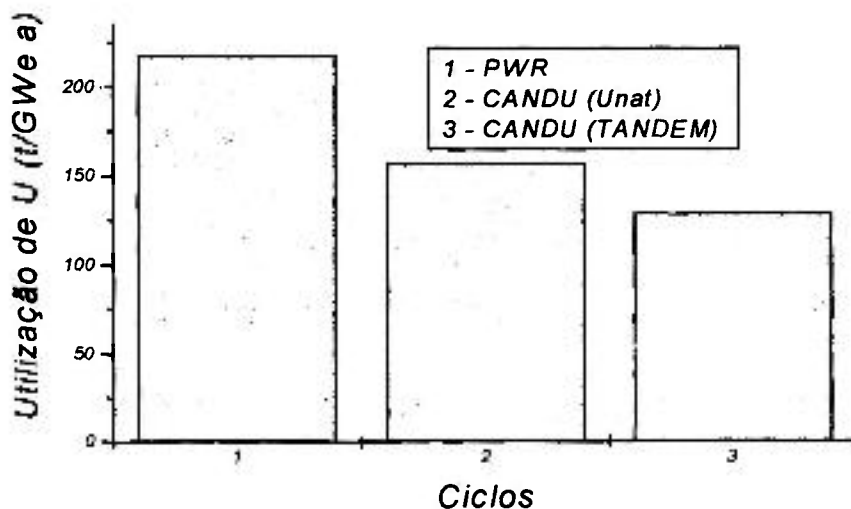


Figura 3.2: Utilização de Urânio Para o PWR, CANDU e Ciclo Tandem Tradicional /7/.

Dos ciclos avançados citados no Capítulo 2, o Ciclo Tandem é o que apresenta maiores vantagens neste aspecto.

3.2.2) Aspectos Econômicos

As considerações econômicas sobre o Ciclo Tandem estão permeadas de incertezas. Nas publicações canadenses sobre o Ciclo Tandem este aspecto é sempre frisado, pois os processos de descontaminação química do combustível irradiado, assim como a fabricação dos elementos combustíveis estão ainda em desenvolvimento. Os custos atribuídos, principalmente para a fase de descontaminação, são baseados na experiência de autores especializados .

Segundo cálculos canadenses, o custo do urânio natural influi bastante na viabilidade econômica do Ciclo Tandem. Quanto mais caro for o preço do urânio natural, mais competitiva fica a opção do Ciclo Tandem, quando comparada ao ciclo de urânio natural /7/ (Figura 2.7).

3.2.3) Sobre a Física de Reatores

Dos vários ciclos avançados para o reator CANDU estudados pelos canadenses /7/, o ciclo LEU é o mais conhecido, inclusive em termos da Física de Reatores. De uma maneira geral suas conclusões podem ser extrapoladas para o Ciclo Tandem. No entanto com a presença dos isótopos do plutônio presentes no combustível, foi verificado que o fluxo e o gradiente de potência através do elemento combustível são mais acentuados no Ciclo Tandem que no Ciclo normal de Unat. e no Ciclo LEU /6/. Como resultado, os fatores de pico presentes são maiores e, com a extensão da queima nos ciclos com plutônio (Tandem inclusive), aumenta também a liberação de gases de fissão.

Atualmente é estudado um novo elemento combustível para o reator CANDU com 43 varetas (o elemento normal tem 37 varetas - item 7.1.2), denominado CANFLEX /6/

/10/ (CANDU FLEXIBLE), que vem apresentando melhores resultados em ciclos com plutônio, reduzindo o fator de pico em 20 % segundo cálculos canadenses.

Uma observação importante quanto ao desempenho do combustível do ciclo Tandem, é quanto à *taxa de conversão*. É sabido que no reator CANDU, em seu ciclo normal, a taxa de conversão é cerca de 50 % maior que em um PWR padrão (0,78 contra 0,50). Para um reator CANDU operando em ciclo Tandem (0,34 Unat. + 0,66 MOX_{PWR}), a taxa de conversão é de 0,71, permitindo, segundo previsões canadenses, até 10 reciclos do combustível /6/.

3.2.4) Sobre o Gerenciamento do Combustível

O problema do gerenciamento do combustível CANDU com MOX é mais delicado que no ciclo normal. Isso é devido basicamente ao grande aumento da reatividade inicial e; como observado no item anterior, ao maior fator de pico local .

No Capítulo 4, que trata da análise técnica do ciclo Tandem entre os reatores de Angra-I e Embalse, são descritos com mais detalhes os procedimentos necessários para o gerenciamento adequado do combustível CANDU operando em ciclo Tandem.

3.2.5) A Descontaminação Química

Nos últimos anos notáveis avanços foram alcançados no sentido da simplificação do processo PUREX empregado no reprocessamento de combustíveis irradiados /24/. O processo de ciclo único é hoje uma realidade demonstrada em experimentos de escala laboratorial.

Para o Ciclo Tandem, um processo PUREX de ciclo único simplificado pode ser adotado pois /6/:

- o Ciclo Tandem não requer a separação U/Pu, permitindo suprimir os extratores necessários para o processo de partição. Essa é uma característica importante, que torna este ciclo classificado como não proliferante.

-a fabricação do MOX requer fatores de descontaminação menores que aqueles necessários para a alimentação de U de uma planta de enriquecimento ou para a manipulação de Pu puro em Caixa de Luvas.

Essas simplificações implicarão em redução significativa dos custos do processo. A Figura 3.3, a seguir, ilustra o esquema básico do processo de descontaminação química.

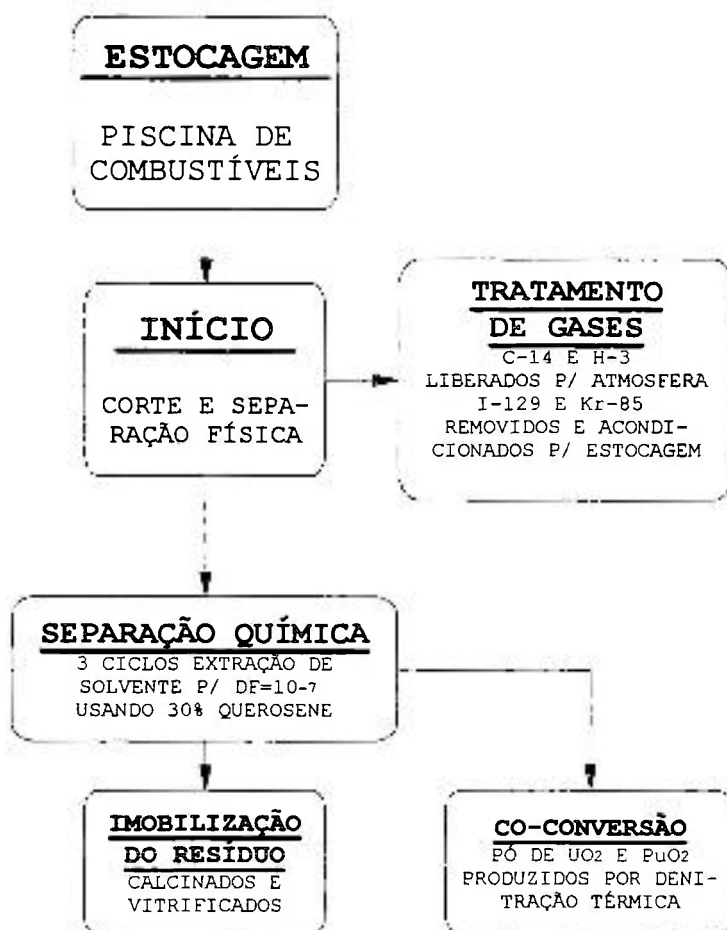


Figura 3.3: Esquema da Planta de Descontaminação Química /6/.

3.2.6) A Fabricação do Elemento Combustível

Desde o fim da década de 70 e começo da década de 80 o “Recycle Fuel Fabrication Laboratory” (RFFL) pertencente ao “Chalk River Nuclear Laboratories” (CRNL) do Canadá vem se capacitando para fabricar elementos combustíveis, a partir de materiais irradiados e processados, para os ciclos avançados do reator CANDU /6/.

A planta experimental consiste de três caixas de luvas, conectadas entre si por esteiras apropriadas para o transporte do produto que inclui também uma caixa para exames de metalografia e ceramografia. As pastilhas são produzidas através de métodos convencionais de pressão a frio e sinterização. Estas são então carregadas convenientemente nos tubos de zircaloy comercial e seladas com “plugs” soldados de modo especial. O elemento combustível é, então, montado nas grades espaçadoras de zircaloy.

A qualidade do produto final é assegurada através de um rigoroso controle desde a mistura dos pós, a análise micro-estrutural da pastilha, até as soldas que são todas radiografadas. A esquematização do processo de fabricação é apresentada na Figura 3.4.

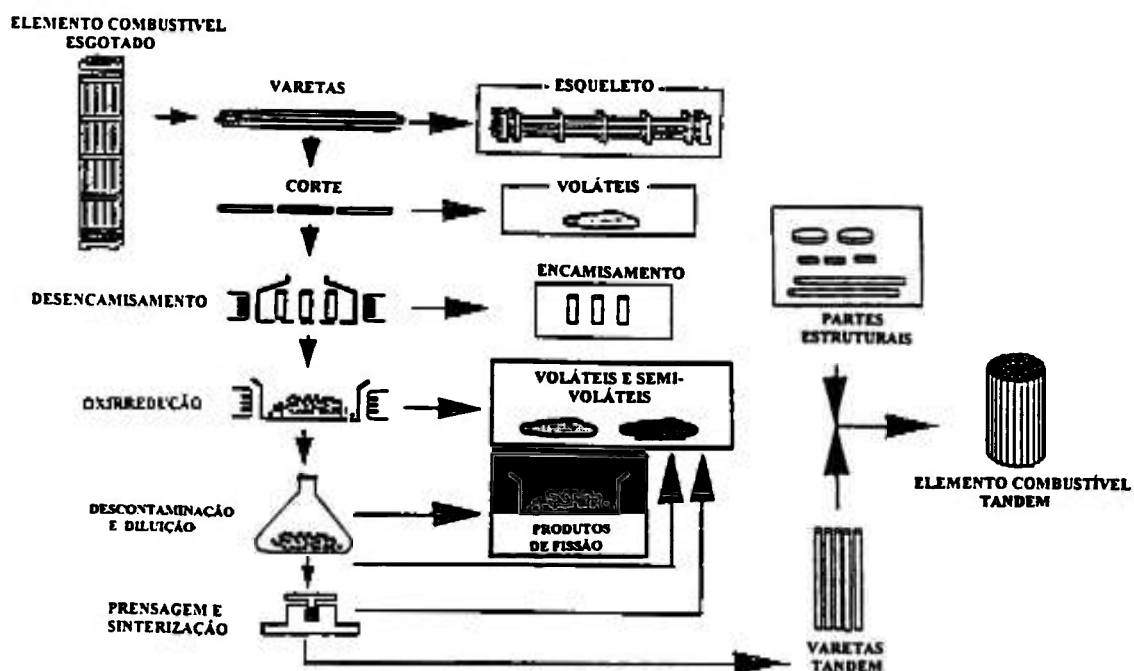


Figura 3.4: Fases do Processo de Fabricação do Elemento Combustível MOX /6/.

4) ANÁLISE TÉCNICA

Nos estudos técnicos realizados até agora com o Ciclo Tandem /6/ /7/ /10/, considerou-se a reutilização do combustível, irradiado e descontaminado dos produtos de fissão, de um reator genérico, padrão PWR, em um reator tipo CANDU também genérico. Neste Capítulo e no seguinte, é reestudado o Ciclo Tandem tendo como ponto de aplicação especificamente os reatores de Angra-I (PWR) e de Embalse (CANDU). Além disso, duas novas opções do Ciclo Tandem são analisadas, além daquela descrita no Capítulo anterior. Assim, as variações de Ciclos Tandem considerados, a partir deste Capítulo, para os reatores de Angra-I e Embalse são:

- a- Ciclo Tandem-1: é o Ciclo Tandem como visto no Capítulo anterior. O Combustível irradiado e descontaminado de Angra-I (MOX_{PWR}) é diluído em óxido de urânio natural e reutilizado no reator de Embalse.
- b- Ciclo Tandem-2: neste caso, o combustível MOX_{PWR} de Angra-I é diluído em urânio “depletado” do processo de enriquecimento isotópico. Esse material da diluição é conhecido como “tail”.
- c- Ciclo Tandem-3: aqui o material que dilui o MOX_{PWR} é o combustível de urânio natural irradiado e descontaminado do próprio reator CANDU (MOX_{CANDU}).

Este Capítulo trata, basicamente, de resolver um problema típico de otimização, isto é, a proporção ideal dos componentes das misturas em cada tipo de Ciclo Tandem considerado. Além disso serão abordadas a influência de elementos actinídeos presentes no combustível, aspectos do controle do reator CANDU operando em Ciclo Tandem e também sobre o impacto ambiental desta opção de ciclo de combustível, em comparação ao ciclo normal de urânio natural.

As funções objetivas, a serem otimizadas, são:

- *utilização do urânio natural*: para o ciclo Tandem-1 e

- *utilização do combustível MOX_{PWR}* : para os ciclos Tandem-2 e 3.

Nestes cálculos será utilizado o programa ORIGEN2.1 /28/, para determinação da composição isotópica do combustível queimado tanto de Angra-I como de Embalse, além da *atividade e toxicidade* final do combustível Tandem queimado. Outro programa a ser utilizado será o WIMS-D/4 /29/, para os cálculos da multicélula do reator de Embalse.

O combustível irradiado de Angra-I, considerado aqui, é o padrão do seu ciclo de equilíbrio, ou seja, com enriquecimento de 3,4 % em U-235 e com queima de 33.000 MWd/t. Os tempos considerados de “resfriamento” do combustível irradiado foram de 1, 3 e 5 anos.

4.1) Metodologia

Para se analisar as várias possibilidades de diluição, dos diferentes tipos de combustíveis, nas 3 alternativas de Ciclos Tandem a serem considerados, inúmeros cálculos em computador seriam necessários, para determinar o estado do reator. Os parâmetros que, neste caso, definem um estado, além da composição do combustível, são: Fator de Multiplicação Efetivo Inicial ($K_{ef}(0)$) e Queima de Extração (Q^{ex}). Esta última entendida como a queima limite, a partir da qual o elemento combustível deve deixar o núcleo do reator. Os cálculos em computador teriam que ser executados com queima, o que despenderia muito tempo e trabalho. Além disso, a determinação da Queima de Extração exigiria, para cada estado do reator analisado, um gráfico da curva de queima (K_{ef} versus queima), como será mostrado no item 4.1.2.

Uma maneira prática de estimar o estado do reator, sem um cálculo explícito em computador e sem levantar gráficos, é dispor de expressões ajustadas tal que, dada a composição inicial do combustível, fica imediatamente determinado o $K_{ef}(0)$ e Q^{ex} . Para obter essas expressões, antes é necessário:

a- definir o *Fator de Multiplicação Efetivo de Trabalho* (K_t),

b- estabelecer o método de determinação da *Queima de Extração* (Q^{ex}) e

c- definir os conceitos de *Equivalente em Queima* (EQ) e *Equivalente em Reatividade* (ER).

4.1.1) O K_{ef} de Trabalho

K_{ef} de trabalho (K_t) é o fator de multiplicação efetivo do reator CANDU que se define com base nas suas condições de operacionalidade, principalmente transientes de xenônio, que surgem quando das variações de potência do reator. É através de K_t que se estabelece o método de determinação da Queima de Extração (Q^{ex}) do combustível.

O valor de K_t está vinculado ao próprio reator e não ao perfil de queima do combustível considerado. Isso significa que este valor será constante para toda composição considerada do combustível. Para exemplificar sua definição, considera-se a curva de queima do reator CANDU de Embalse em seu ciclo de urânio natural, como mostra a Figura 4.1 abaixo.

O valor de K_t , para o reator de Embalse, é 1,0203, e foi fornecido pela própria Central. K_t pode ser interpretado como o valor médio da curva de queima.

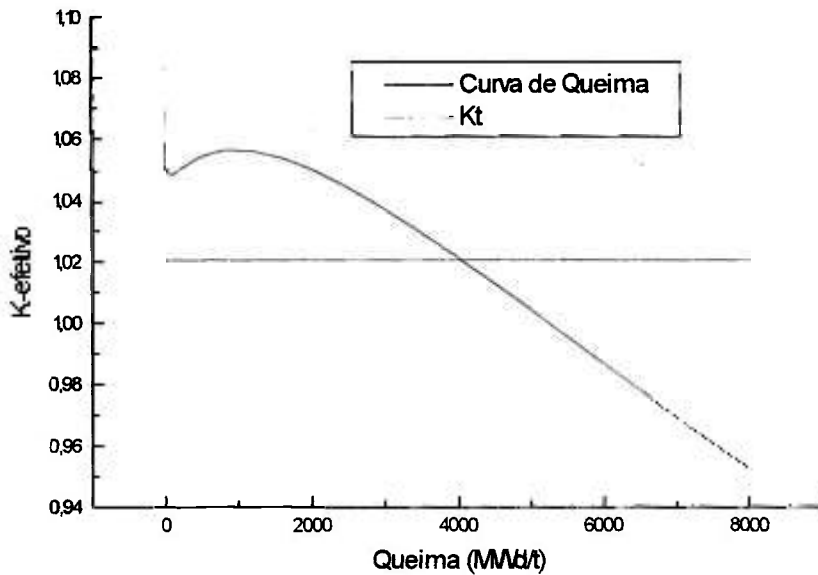


Figura 4.1: Curva de Queima do Reator CANDU de Embalse em Ciclo de Urânio Natural e o K_{ef} de Trabalho (K_t).

4.1.2) Determinação da Queima de Extração

Como mencionado no item anterior, o fator de multiplicação efetivo de trabalho (K_t) permite a determinação da Queima de Extração (Q^{ex}). Considerando-se a reta $K_{ef} = K_t$ como a média da curva de queima, pode-se escrever /25/:

$$\int_0^{Q^{ex}} K_{ef}(Q) dQ = K_t Q^{ex},$$

sendo \bar{Q} a queima correspondente ao ponto de encontro das curvas, vem:

$$\int_0^{\bar{Q}} K_{ef}(Q) dQ + \int_{\bar{Q}}^{Q^{ex}} K_{ef}(Q) dQ = K_t \bar{Q} + K_t (Q^{ex} - \bar{Q}),$$

ou

$$\int_0^{\bar{Q}} K_{ef}(Q)dQ - K_t \bar{Q} = K_t (Q^{ex} - \bar{Q}) - \int_{\bar{Q}}^{Q^{ex}} K_{ef}(Q)dQ.$$

A equação acima equivale a dizer que as áreas compreendidas entre a curva de queima e a reta $K_{ef} = K_t$ são iguais nos dois lados do ponto \bar{Q} . Isto mostra uma das vantagens do sistema de recarga contínua, como é o caso do reator CANDU. A reatividade excedente de um elemento combustível novo é compensada por um elemento com reatividade abaixo da média de operação, aumentando a efetividade deste último. Este problema será melhor abordado no item 4.3.2 quando for discutida a questão do controle do reator CANDU operando em Ciclo Tandem. A Figura 4.2 traduz graficamente a equação acima.

Esta será a definição utilizada neste trabalho para a determinação da Queima de Extração, e será denominada de *Critério das Áreas*, como na referência 25.

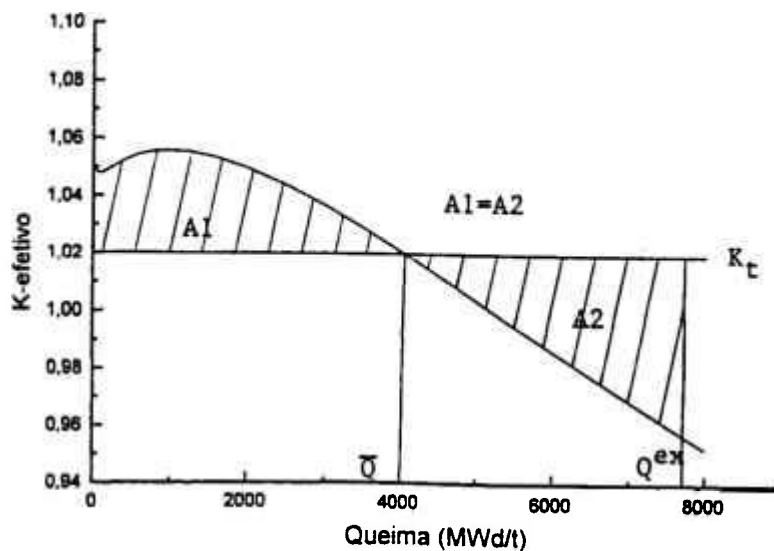


Figura 4.2: Determinação Gráfica da Queima de Extração (Q^{ex}).

4.1.3) Definição do Equivalente em Queima e do Equivalente em Reatividade

Equivalente Em Queima (EQ) e *Equivalente Em Reatividade (ER)* são duas figuras de mérito que, na referência 25, são denominadas "Plutônio Equivalente" e "Fator de Pico Equivalente", respectivamente. Como dito anteriormente, são conceitos que permitem, dado um reator e sua composição isotópica inicial, obter curvas que permitem prever a Queima de Extração do combustível (Q^{ex}) e o Fator de Multiplicação Efetivo Inicial ($K_{ef}(0)$). Isso é possível sem a necessidade de um cálculo multicelular explícito.

Para chegar a esses dois parâmetros, consideram-se os pesos relativos dos principais núclídeos com relação ao isótopo 235 do urânio. Esses núclídeos são os isótopos do plutônio. Os pesos relativos dos isótopos do plutônio, citados na referência 25, constam na Tabela 4.1 abaixo. Observa-se que esses valores estão normalizados para o isótopo 239 do plutônio.

Tabela 4.1: Pesos Relativos dos Principais Núclídeos Normalizados Para o Pu-239 /25/.

isótopo	peso (EQ)	peso (ER)
U-235	0,9	0,5
Pu-239	1,0	1,0
Pu-240	-0,3	-0,75
Pu-241	1,3	1,47
Pu-242	-0,2	-0,07

Esses valores foram obtidos mantendo-se as características do ciclo de urânio natural e introduzindo uma porcentagem do isótopo considerado. Modificou-se, então, a concentração do U-235 de modo a obter a mesma queima anterior, no caso de EQ, e o mesmo fator de multiplicação efetivo inicial, no caso de ER. Define-se, então, EQ e ER como /25/:

$$EQ = 0,9U^5 + Pu^9 - 0,3Pu^0 + 1,3Pu^1 - 0,2Pu^2, \quad (4.1)$$

e

$$ER = 0,5U^5 + Pu^9 - 0,75Pu^0 + 1,47Pu^1 - 0,07Pu^2. \quad (4.2)$$

onde U^5 , Pu^9 , Pu^0 , Pu^1 e Pu^2 são as porcentagens em peso dos núclídeos correspondentes.

Do modo como foram definidos EQ e ER (relação linear entre os pesos e as porcentagens do núclídeos no combustível), essas duas figuras de mérito guardam uma informação relativa à Queima de Extração e ao Fator de Multiplicação Efetivo Inicial constantes para o reator CANDU de Embalse. Resta agora traduzir essa informação no valor real de interesse.

A partir de cálculos explícitos em computador, para várias composições de combustível, e também usando dados de literatura, foram obtidos, na referência 25, vários pares do tipo (EQ, Q^{ex}) e (ER, $K_{ef}(0)$). Em seguida, levantaram-se as respectivas curvas ajustadas, cujas expressões são reproduzidas abaixo.

$$Q^{ex} = \frac{\ln(EQ / 0,49)}{3,69 \times 10^{-5}} \quad (4.3)$$

$$K_{ef}(0) = \frac{\ln(ER / 1,29 \times 10^{-2})}{3,06} \quad (4.4)$$

Essas serão as expressões básicas utilizadas no item seguinte para a determinação das diluições ideais em cada tipo de ciclo Tandem estudado.

Na referência 25, é observado o fato que essas expressões são válidas dentro da faixa onde o combustível foi perturbado. Comparações com cálculos explícitos e com a bibliografia, confirmaram a validade dessas expressões também para os casos estudados neste trabalho.

4.1.4) Cálculo das Diluições e Fluxos de Massa

Os tempos de “resfriamento” do combustível irradiado em Angra-I considerados foram de 1, 3 e 5 anos. Calculadas pelo programa ORIGEN2.1, as concentrações dos nuclídeos relevantes, na descarga de Angra-I, constam da Tabela 4.2 a seguir.

Tabela 4.2: Concentrações dos Principais Nuclídeos na Descarga do Reator de Angra-I Para 1, 3 e 5 Anos de “Resfriamento” (g/EC).

anos	U-235	U-236	U-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242
1	$3,463 \cdot 10^3$	$1,631 \cdot 10^3$	$3,711 \cdot 10^5$	$1,974 \cdot 10^3$	$8,930 \cdot 10^2$	$4,438 \cdot 10^2$	$1,652 \cdot 10^2$
3	$3,463 \cdot 10^3$	$1,631 \cdot 10^3$	$3,711 \cdot 10^5$	$1,974 \cdot 10^3$	$8,934 \cdot 10^2$	$4,028 \cdot 10^2$	$1,652 \cdot 10^2$
5	$3,463 \cdot 10^3$	$1,631 \cdot 10^3$	$3,711 \cdot 10^5$	$1,974 \cdot 10^3$	$8,937 \cdot 10^2$	$3,659 \cdot 10^2$	$1,652 \cdot 10^2$

4.1.4.1) Ciclo Tandem-1

Para o Ciclo Tandem-1 ($\text{MOX}_{\text{PWR}} + \text{U-nat.}$) determinam-se as porcentagens em peso dos nuclídeos na diluição correspondente, para os 3 tempos de “resfriamento”, calculando-se, em seguida, EQ e ER. Então, utilizando-se das expressões (4.3) e (4.4), obtém-se a Queima de Extração e o Fator de Multiplicação Efetivo Inicial para todos os casos. Esses valores constam na Tabela 4.3.

Tabela 4.3: Valores de Q^{ex} e $K_{ef}(0)$ Para a Parametrização na Diluição Com U-nat. e no Tempo de “Resfriamento”.

dil. %	Q^{ex} (MWd/t)			$K_{ef}(0)$		
	1 ano	3 anos	5 anos	1 ano	3 anos	5 anos
0	28.784	28.495	28.243	1,41283	1,40739	1,40220
10	27.268	27.004	26.757	1,39157	1,38612	1,38133
20	25.706	25.447	25.208	1,36921	1,36416	1,35943
30	23.979	23.749	23.517	1,34480	1,33977	1,33510
40	22.158	21.962	21.764	1,31796	1,31388	1,30974
50	20.207	20.049	19.863	1,28922	1,28575	1,28175
60	18.160	17.961	17.818	1,25825	1,25389	1,25113
70	15.885	15.761	15.637	1,22343	1,22101	1,21796
80	13.400	13.299	13.197	1,18378	1,18173	1,17967
90	10.702	10.664	10.589	1,14098	1,13943	1,13865
100	7.662	7.662	7.662	1,08902	1,08902	1,08903

Observando a Tabela acima, nota-se que, com o tempo de decaimento do combustível irradiado de Angra-I, os valores de Q^{ex} e $K_{ef}(0)$, para cada diluição, não são muito diferentes entre si. Isso é mais evidente com relação à queima de extração. Tomou-se então, como base, para a determinação da diluição ideal, o tempo de 1 ano de “resfriamento”. O procedimento que se segue pode ser repetido, obviamente, para qualquer tempo de “resfriamento”.

O valor de $K_{ef}(0)$, para o reator CANDU, é um parâmetro integral que está intimamente relacionado com uma série de outros parâmetros de interesse como: utilização das reservas de urânio, custo do kWh gerado, minimização dos rejeitos radioativos, etc. Para o ciclo Tandem-1, como já mencionado, optou-se pela otimização da utilização das reservas de urânio.

Tomaram-se vários valores de $K_{ef}(0)$ com sua correspondente diluição, calculando-se, em seguida, o consumo de urânio. Esses valores foram normalizados para 1 GW_e ano (sistema Angra-I/Embalse), assumindo que ambos os reatores tenham o mesmo fator de capacidade. O comportamento da utilização de urânio (binacional) versus $K_{ef}(0)$ está mostrado na Figura 4.3.

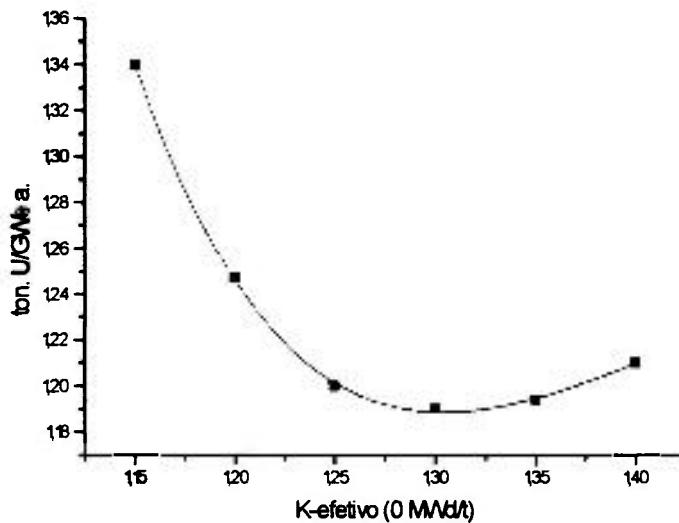


Figura 4.3: Utilização de Urânio Binacional em Função do Fator de Multiplicação Efetivo Inicial do Reator CANDU.

Observa-se, na Figura, um ponto de mínimo correspondente a um $K_{ef}(0)$ entre 1,30 e 1,34. Na referência 7, para o ciclo Tandem sugerido pelos canadenses, a diluição em urânio natural é de 34 % e o fator de multiplicação efetivo inicial correspondente é de 1,3276. Este valor de $K_{ef}(0)$ está compreendido dentro da faixa acima. Este fato sugere que a função objetiva otimizada pelos canadenses foi, também, a utilização do urânio. Isso era esperado pelos motivos que os levaram a estudar o Ciclo Tandem (item 3.1).

Para se determinar as porcentagens ideais de diluição em urânio natural nos 3 tempos de decaimento estudados, são levantadas 3 curvas de $K_{ef}(0)$ versus diluição, para cada tempo de decaimento considerado (Figura 4.4).

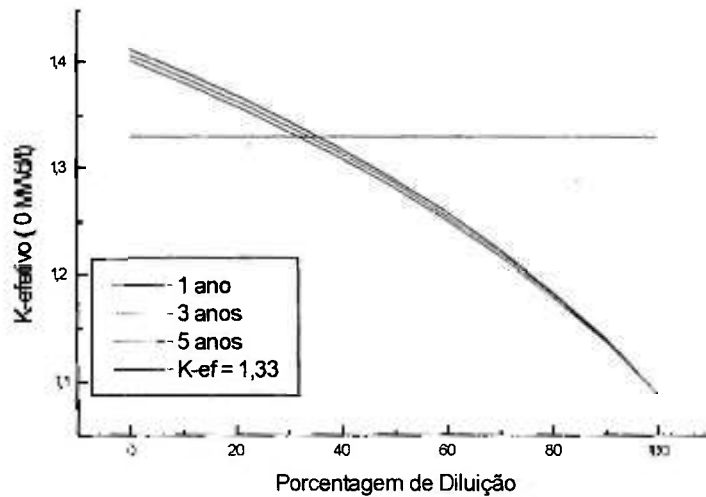


Figura 4.4: Variação de $K_{ef}(0)$ Para 3 Tempos de Decaimento em Função da Diluição.

Para o $K_{ef}(0)$ correspondente ao ponto de mínimo da Figura 4.3 ($\sim 1,33$) obtêm-se as diluições ótimas que minimizam a utilização de urânio nos 3 tempos de decaimento considerados (Tabela 4.4). Nota-se que o valor 1,33 foi obtido para o tempo de resfriamento de 1 ano, porém esse valor se mantém para os demais tempos.

Tabela 4.4: Diluição Ótima Para 3 Tempos de Decaimento.

anos	diluição (%)
1	38
3	36
5	34

Para o tempo de decaimento de 5 anos, a diluição ideal encontrada é exatamente igual à referência canadense [7].

Com essas porcentagens de diluição, determinam-se agora as Queimas de Extração e os Fatores de Multiplicação Efetivos, através das expressões encontradas no item anterior, para os 3 casos. Esses valores constam na Tabela 4.5, juntamente com o ganho em queima relativo ao ciclo de urânio natural.

Tabela 4.5: Q^{ex} e $K_{ef}(0)$ Correspondente à Diluição Ótima.

ano	Q^{ex} (MWd/t)	$K_{ef}(0)$	ganho
1	22.525	1,30926	3,00
3	22.686	1,30998	3,02
5	22.835	1,30927	3,04

Esses valores são confirmados com boa precisão, quando calculados pelo programa WIMS-D/4 e com o Critério das Áreas.

Os excessos de reatividade iniciais são muito altos em qualquer tempo de resfriamento. Isso indica que algumas modificações importantes terão que ser tomadas no que se refere ao gerenciamento do combustível e o controle do reator. O item 4.3 trata especificamente deste assunto.

A variação do K_{ef} com a queima, calculada pelo programa WIMS-D/4 /29/ com combustível MOX de 1 ano de resfriamento e diluição de 38 % em urânio natural é apresentada na Figura 4.5.

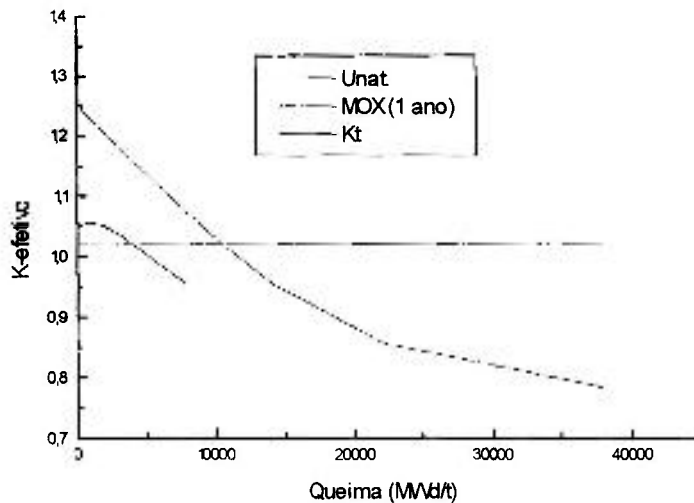


Figura 4.5: Curva de Queima Para MOX e U-nat. a 38 %.

Na mesma Figura é apresentada também a curva de queima do CANDU de Embalse operando em seu ciclo normal de urânio natural e também a reta correspondente ao K_{ef} de trabalho ($K_t = 1,0203$).

Os fluxos de massa para os 3 tempos de decaimento estudados, considerando-se o ganho relativo em queima da Tabela 4.5 e a diluição ideal da Tabela 4.4 são, portanto, aqueles mostrados na Tabela 4.6.

Tabela 4.6: Fluxo de Massa do Ciclo Tandem-1 Entre Angra-I e Embalse.

ano	diluição (%)	U-nat. (t/a)	MOX (t/a)	aliment. (t/a)
1	38	12,16	19,84	32,00
3	36	11,45	20,35	31,80
5	34	10,74	20,84	31,58

Numa visualização melhor, pode-se esquematizar o fluxo de massa como na Figura 4.6, tomando-se por base 1 ano de decaimento.

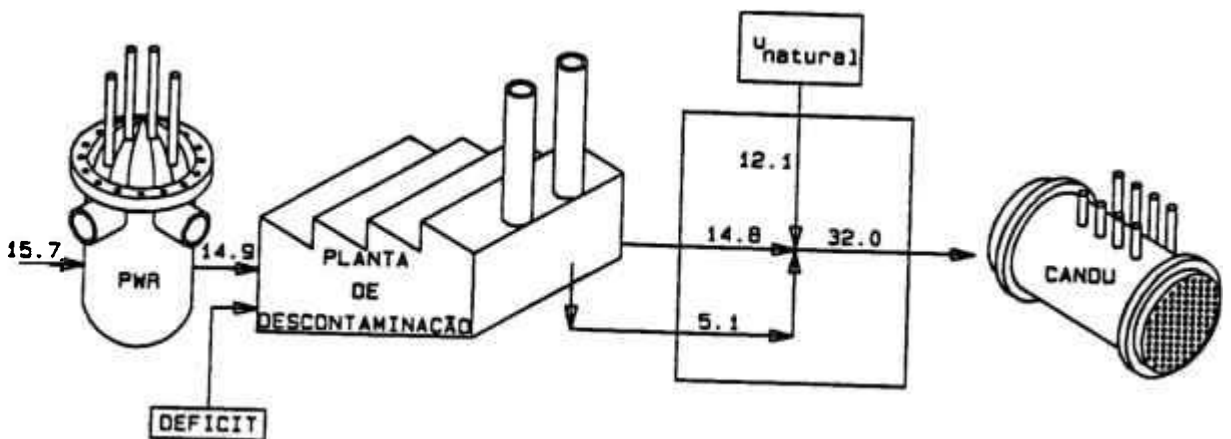


Figura 4.6: Fluxo de Massa (t/a) - Ciclo Tandem-1 (1 ano de decaimento).

4.1.4.2) Ciclo Tandem-2

No processo de enriquecimento isotópico do combustível das usinas nucleares, o urânio "empobrecido", denominado na literatura de "uranium tail" ou simplesmente "tail", é constituído de 0,2 a 0,3 % de U-235 e 99,8 a 99,7 % em U-238. Esta faixa de variação é a considerada ótima no balanço custo-benefício do processo de enriquecimento /30/.

O "tail" possui, por si só, valor comercial principalmente pelo fato de poder ser utilizado em reatores tipo "breeder" (regeneradores) como "blanket" (cobertor), com a finalidade de produção de Pu-239.

Neste item é analisado o "tail" do processo de enriquecimento de combustível nuclear (Angra-I por exemplo), como fator de diluição do combustível irradiado e descontaminado de Angra-I (MOX_{PWR}). Diferentemente do item anterior, a função objetiva a ser otimizada agora será a utilização do MOX_{PWR}.

São analisadas composições para diluições com "tail" parametrizado dentro da faixa ótima (0,20 até 0,30 % de enriquecimento). Utilizando-se das relações de (4.1), (4.2), (4.3) e (4.4) definidas anteriormente, obtêm-se os valores constantes da Tabela 4.7 a seguir.

Tabela 4.7: Q^{ex} e $K_{ef}(0)$ Para Várias Diluições e Vários Enriquecimentos do "Tail".

"tail"	0,20 %		0,22 %		0,24 %		0,26 %		0,28 %		0,30 %	
	Q^{ex} MWd/t	$K_{ef}(0)$	Q^{ex} MWd/t	$K_{ef}(0)$	Q^{ex} MWd/t	$K_{ef}(0)$	Q^{ex} MWd/t	$K_{ef}(0)$	Q^{ex} MWd/t	$K_{ef}(0)$	Q^{ex} MWd/t	$K_{ef}(0)$
0	28.784	1,4128	28.784	1,4128	28.784	1,4128	28.784	1,4128	28.784	1,4128	28.784	1,4128
10	26.306	1,3821	26.342	1,3824	26.383	1,3828	26.425	1,3832	26.446	1,3835	26.488	1,3839
20	23.610	1,3485	23.703	1,3493	23.772	1,3502	23.864	1,3510	23.933	1,3518	24.024	1,3526
30	20.562	1,3102	20.702	1,3116	20.830	1,3130	20.984	1,3148	21.111	1,3157	21.263	1,3171
40	17.144	1,2668	17.355	1,2694	17.558	1,2715	17.789	1,2736	17.990	1,2751	18.189	1,2772
50	13.248	1,2180	13.535	1,2210	13.869	1,2240	14.134	1,2270	14.428	1,2300	14.719	1,2329
60	8.727	1,1605	9.165	1,1649	9.597	1,1692	9.983	1,1734	10.401	1,1776	10.814	1,1817
70	3.248	1,0899	3.856	1,0962	4.474	1,1024	5.032	1,1076	5.624	1,1143	6.159	1,1202
80	-	0,9985	-	1,0080	-	1,0172	-	1,0261	-	1,0348	5.354	1,0433
90	-	0,8765	-	0,8918	-	0,9065	-	0,9204	-	0,9338	-	0,9467
100	-	0,6701	-	0,7013	-	0,7297	-	0,7560	-	0,7801	-	0,8027

A partir de uma determinada diluição observa-se, na Tabela 4.7, que não consta o valor calculado de Q^{ex} . Isso quer dizer que este é negativo, indicando que o sistema é subcrítico.

De posse de Q^{ex} , determina-se imediatamente o ganho relativo de cada caso, frente ao ciclo normal do CANDU de urânio natural e, por consequência, a alimentação total do reator.

Graficando-se a utilização de MOX_{PWR} em cada caso em função de $K_{ef}(0)$, verifica-se que sempre existe um ponto de mínimo (como no item anterior quando da utilização de urânio natural). Esses pontos de mínimo constam na Tabela 4.8.

Tabela 4.8: $K_{ef}(0)$ Ótimo Para os Vários "Tails" Estudados.

"tail" %	$K_{ef}(0)$ ótimo
0,20	1,34
0,22	1,33
0,24	1,33
0,26	1,33
0,28	1,32
0,30	1,32

A média dos valores de $K_{ef}(0)$ ótimo, para as diluições estudadas, é $\sim 1,33$ e graficando-se $K_{ef}(0)$ versus porcentagem de diluição (Tabela 4.7), traça-se em seguida a reta $K_{ef}(0) = 1,33$, obtendo-se a diluição ótima que é praticamente independente do enriquecimento do "tail", pois em torno deste $K_{ef}(0)$ não existe uma clara definição entre as 6 curvas (a diferença entre os dois extremos é de $\sim 2\%$).

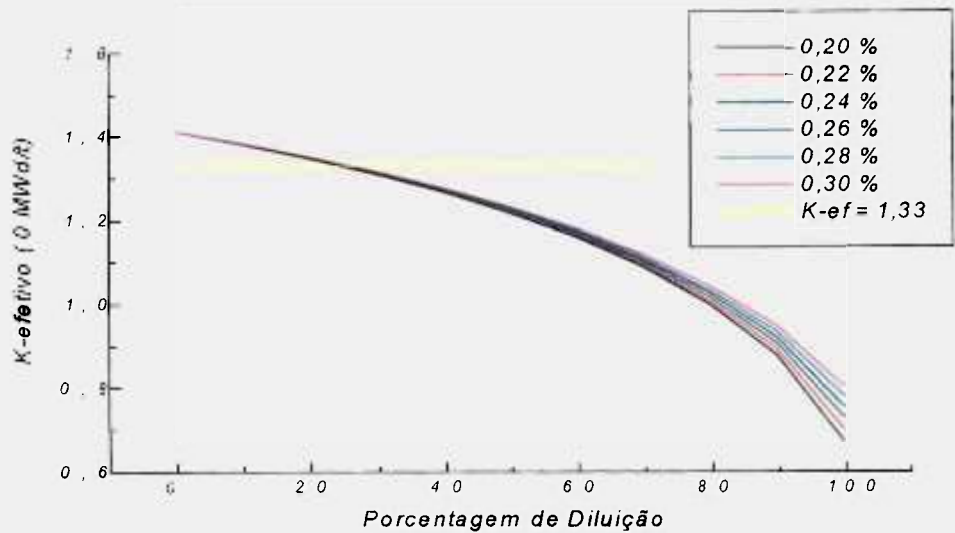


Figura 4.7: $K_{ef}(0)$ Versus % de Diluição Para os 6 "Tails" Estudados.

A diluição ótima para o ciclo Tandem-2 é, portanto, 26 % em "tail" e corresponde a uma queima de extração de 22.400 MWd/t, aproximadamente igual ao ciclo Tandem-1. O ganho em queima, como no caso anterior, também é de 3 vezes, relativo ao ciclo normal de urânio natural, dando uma alimentação total também igual (32,0 t/a). O fluxo de massa fica, portanto, como mostrado na Figura 4.8.

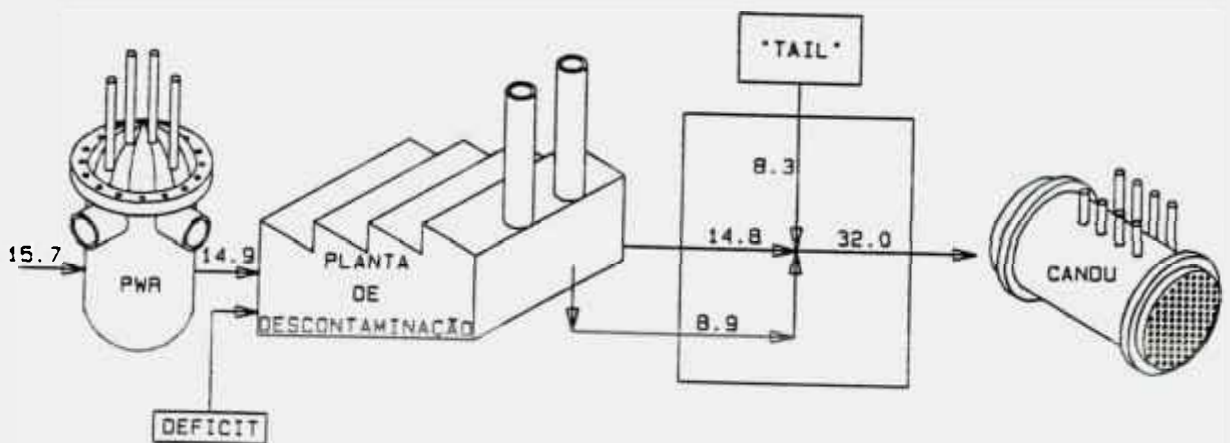


Figura 4.8: Fluxo de Massa (t/a) - Ciclo Tandem-2.

4.1.4.3) Ciclo Tandem-3

Neste item é estudada a utilização do combustível irradiado e descontaminado do próprio reator CANDU da Central Nuclear de Embalse (MOX_{CANDU}), como diluidor do combustível irradiado e descontaminado do reator de Angra-I. Da mesma forma que no item anterior, a função objetiva a ser otimizada será a utilização do MOX_{PWR} .

A determinação da composição do combustível irradiado de Embalse foi feita, à semelhança com o caso de Angra-I, com o programa ORIGEN2.1, com tempo de decaimento de 1 ano. A Tabela 4.9 apresenta as concentrações dos isótopos mais importantes.

Tabela 4.9: Concentrações, em g/EC, dos Principais Nuclídeos do Combustível Irradiado de Embalse (1 ano de resfriamento).

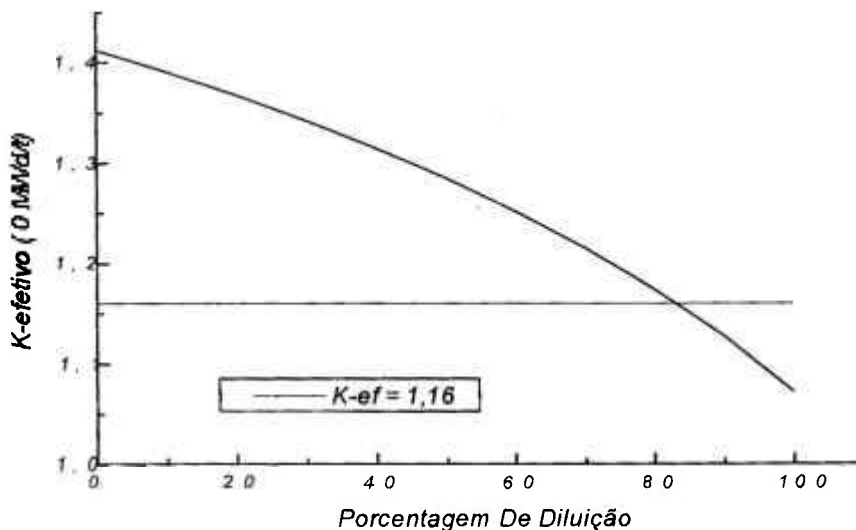
nuclídeo	U-235	U-236	U-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242
g/EC	$4,063 \cdot 10^1$	$1,375 \cdot 10^1$	$1,833 \cdot 10^4$	$5,199 \cdot 10^1$	$1,947 \cdot 10^1$	$3,754 \cdot 10^0$	$9,840 \cdot 10^{-1}$

De modo similar aos itens anteriores, obtêm-se os valores de Q^{ex} e $K_{ef}(0)$ que constam na Tabela abaixo.

Repetindo mais uma vez o procedimento, como nos caso dos ciclos Tandem-1 e 2, de posse de Q^{ex} , determina-se o ganho relativo ao ciclo com urânio natural e, por consequência, a alimentação total do CANDU em cada diluição. Graficando-se a utilização do MOX_{PWR} de Angra-I em função do $K_{ef}(0)$ observa-se, como nos casos anteriores, um ponto de mínimo em $K_{ef}(0) = 1,16$ aproximadamente. Agora, graficando-se $K_{ef}(0)$ versus porcentagem de diluição e traçando-se a reta $K_{ef}(0) = 1,16$, obtém-se a diluição ótima em MOX_{CANDU} de Embalse (Figura 4.9).

Tabela 4.10: Q^{ex} e $K_{ef}(0)$ Para Várias Diluições [$MOX_{PWR} + MOX_{CANDU}$].

dil. %	Q^{ex} (MWD/t)	$K_{ef}(0)$
0	28.780	1,4127
10	26.910	1,3907
20	24.929	1,3676
30	22.758	1,3423
40	20.400	1,3148
50	17.818	1,2846
60	15.004	1,2523
70	11.817	1,2154
80	8.200	1,1742
90	4.090	1,1279
100	-	1,0725

Figura 4.9: $K_{ef}(0)$ Versus % de Diluição em MOX de Embalse.

Pelo gráfico acima estima-se a diluição ótima, para o ciclo Tandem-3, em 83 % em MOX_{CANDU} de Embalse. Isso corresponde a uma queima de extração de aproximadamente 7.500 MWd/t, que é exatamente a queima de extração do combustível atual de urânio natural. Assim não existe ganho relativo e o fluxo de massa fica como o mostrado na Figura 4.10 abaixo. A alimentação total fica em 96,0 t/a.

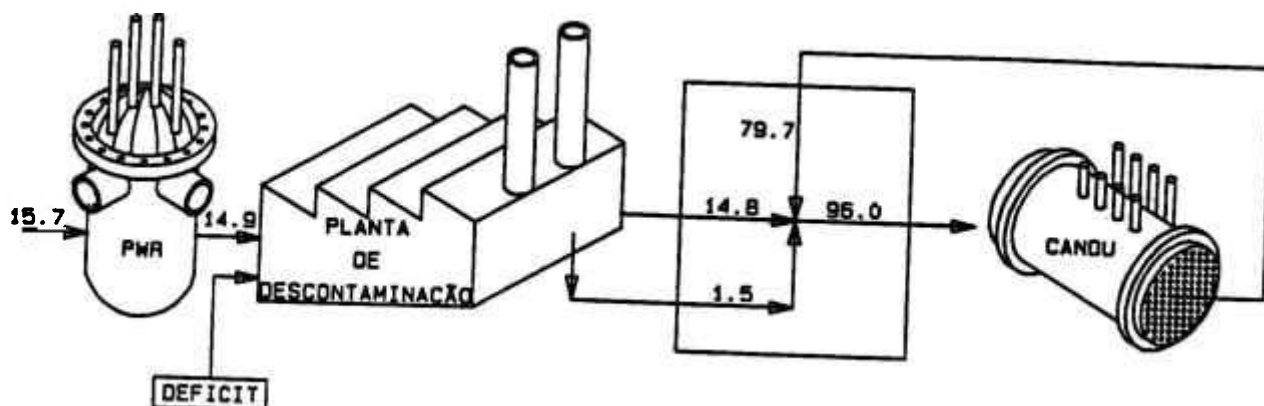


Figura 4.10: Fluxo de Massa (t/a) - Ciclo Tandem-3.

4.2) Influência dos Actinídeos

Até recentemente, a maior parte dos estudos do Ciclo Tandem /7/ /25/ /26/ não levaram em consideração os elementos da família dos actinídeos, que são importantes principalmente no que diz respeito à sua atividade e longa meia-vida, no final do ciclo. Isso se deu, na maioria das vezes, pela deficiência das bibliotecas de dados nucleares utilizadas nos cálculos. Por outro lado, no processo de descontaminação química, descrito no Capítulo 3, muitos dos actinídeos podem ser, em boa parte, removidos conjuntamente com os produtos de fissão. No entanto é de interesse mantê-los no combustível, até por adição proposital, a fim de que possam ser “queimados” diminuindo, assim, o inventário global de elementos de alta atividade e meia-vida, no Ciclo Tandem.

Neste item pretende-se estudar a influência destes elementos no Ciclo Tandem, apenas sob o ponto de vista neutrônico, pois a atividade dos rejeitos (item 4.4) será estimada, utilizando-se do programa ORIGEN2.1, onde se considera a totalidade dos núclídeos.

Os objetivos são:

- 1- selecionar os elementos actínideos mais importantes quanto à sua meia-vida, seção de choque, concentração e atividade no combustível queimado de Angra-I e
- 2- estudá-los sob o ponto de vista neutrônico em um Ciclo Tandem de Unat., assim como foi feito no item 4.1.4.1.

4.2.1) Actínideos Relevantes

A fim de determinar quais os actínideos que eventualmente serão importantes para a queima no reator CANDU, procedeu-se uma seleção quanto à sua meia-vida, seção de choque total, concentração e atividade presente no combustível queimado de Angra-I. O gráfico a seguir mostra o decréscimo da atividade devido à totalidade dos actínideos em função do tempo (6 meses após irradiação) para um PWR tipo Angra-I com 3 % de enriquecimento e queima de 30.000 MWd/t /31/. Nota-se que, de uma maneira global, a atividade cai constantemente.

Considerados os parâmetros de seleção acima citados, os actínideos mais importantes são: Am-241, Am-242 (g e m), Am-243 e Cm-244.

Após 100 anos da irradiação, esses nuclídeos, mais os nuclídeos do U e Pu, são responsáveis por 90 % do total da atividade presente no combustível irradiado /31/.

Determina-se agora, particularmente para o reator de Angra-I, através do código ORIGEN2, as concentrações desses nuclídeos expressas em g/E.C.. A Tabela 4.11 apresenta esses resultados.

No programa WIMS-D/4, qualquer concentração abaixo de 10^{-10} at/b cm ($b = \text{barn} = 10^{-24} \text{ cm}^2$) é, na prática, encarada como nula. O Am-242_g tem meia-vida de 16,0 horas; assim, para tempos de estocagem da ordem de meses, como no caso, sua presença no

combustível pode ser ignorada. Transformando as concentrações da Tabela 4.11 em at./b cm, apenas o Am-241, Am-242_m, Am-243 e o Cm-244 possuem concentrações maiores que 10^{-10} at./b cm.

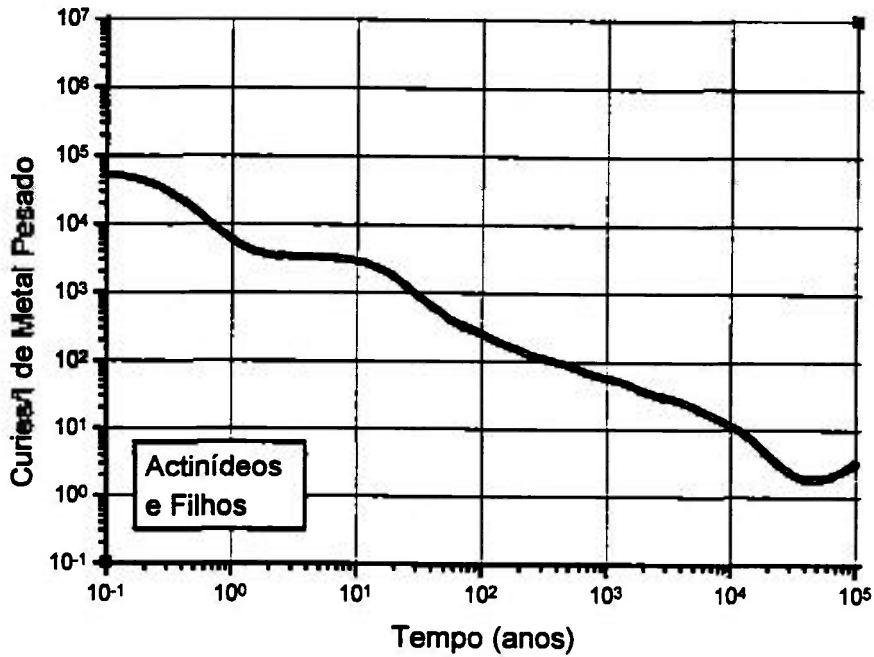


Figura 4.11: Atividade dos Actinídeos Após 6 Meses da Irradiação (PWR com Queima de 30.000 MWd/t, 3 % de Enriquecimento) /31/.

Tabela 4.11: Concentração em g/E.C. dos Actinídeos Relevantes (Após 1 Ano de Estocagem - Angra-I).

Am-241	Am-242 m	Am-242g	Am-243	Cm-244
$3,201 \cdot 10^1$	$3,596 \cdot 10^{-1}$	$4,300 \cdot 10^{-6}$	$9,750 \cdot 10^1$	$4,218 \cdot 10^1$

Tabela 4.12: Concentração em at./b cm de Actinídeos Relevantes (Após 1 Ano de Estocagem - Angra-I).

Am-241	Am-242 m	Am-243	Cm-244
$2,499 \cdot 10^{-6}$	$2,807 \cdot 10^{-8}$	$7,602 \cdot 10^{-6}$	$3,183 \cdot 10^{-6}$

Desses actinídeos, apenas o Am-241 tem sua concentração aumentada com o tempo após a irradiação e, portanto, sua atividade também aumenta (o aumento da concentração do Pu-240 é desprezível). O gráfico abaixo quantifica esta informação através de sua atividade.

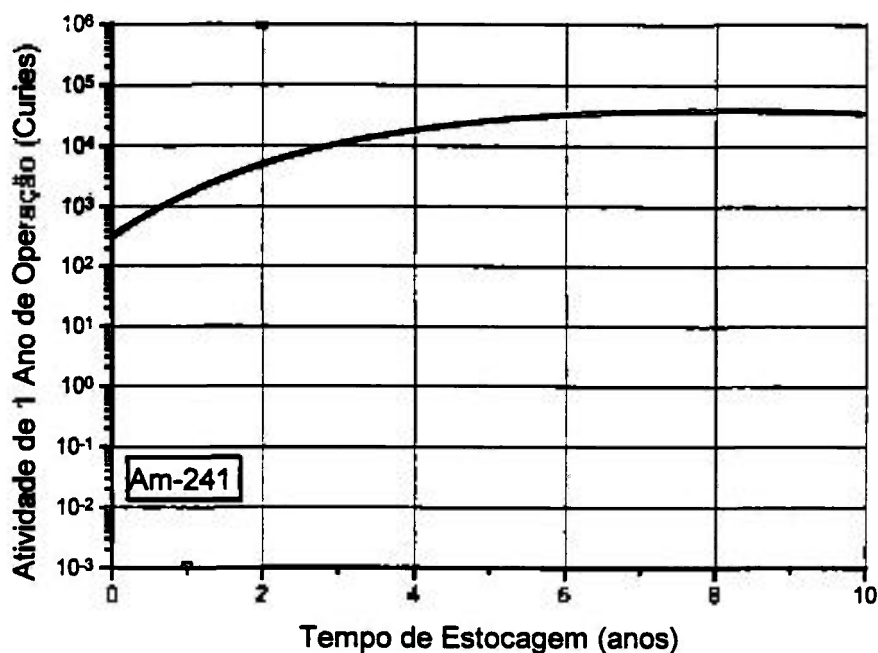


Figura 4.12: Atividade do Am-241 Como Função do Tempo de Estocagem (PWR Com 30.000 MWd/t de Queima e 3 % de Enriquecimento) /31/.

Além disso, o Am-241 tem uma grande seção de choque de captura na região térmica que é aproximadamente igual à do boro natural /32/ /33/. Assim, parâmetros do reator, especialmente o "burn-up" poderão ser influenciados pela presença do Am-241. Cálculos executados com o programa WIMS-D/4 para o reator de água pesada japonês ATR (Heavy-Water-Moderated-Boiling-Light-Water-Cooled Type) mostram a influência sobre o "burn-up" da acumulação de Am-241. O gráfico a seguir mostra esse efeito.

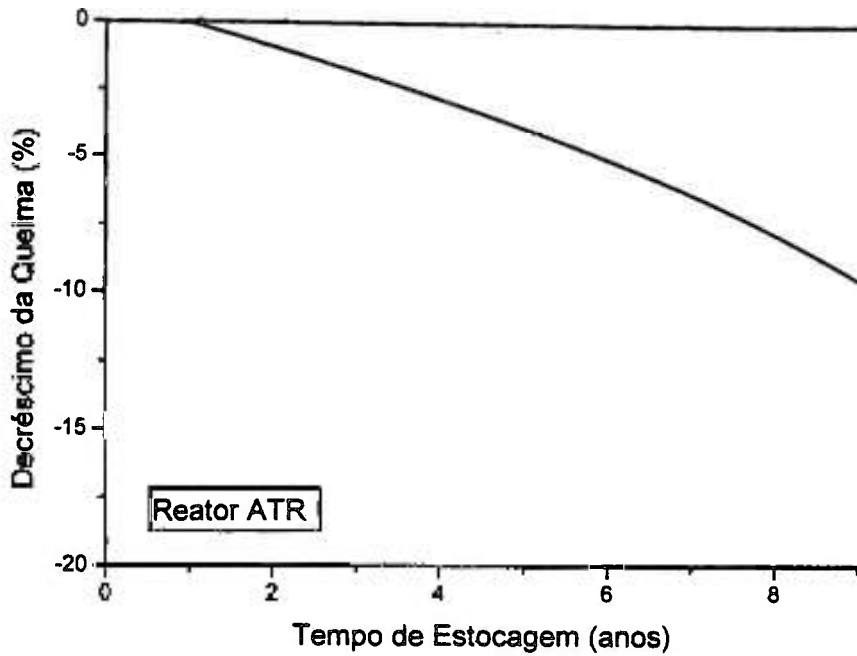


Figura 4.13. Efeito do Am-241 na Queima do Reator ATR /32/.

Assim, o Am-241, à medida que o tempo de estocagem aumenta, torna-se mais importante, ao contrário dos outros nuclídeos selecionados.

Para se avaliar o efeito individual de cada um dos nuclídeos, processou-se o código WIMS-D/4 parametrizando as concentrações em termos dos valores constantes na Tabela 4.12. Assim as variações ficam como na Tabela 4.13.

Tabela 4.13: Faixa de Variação das Concentrações, em at./b cm, dos Actínídeos Relevantes.

Am-241	10^{-3} a 10^{-7}
Am-242 _m	10^{-6} a 10^{-10}
Am-243	10^{-3} a 10^{-7}
Cm-244	10^{-3} a 10^{-7}

Analisou-se também o caso em que não existe nenhum desses núclídeos para efeito de comparação. Vale lembrar que, em todos os casos, o combustível utilizado no CANDU de Embalse advém diretamente de Angra-I. Colocado assim, diretamente, os efeitos dos elementos actinídeos são mais evidentes. Quando da diluição com urânio natural, "tail" ou MOX_{CANDU} , a concentração desses elementos diminuirá, diminuindo obviamente seus efeitos. Os perfis de queima de cada caso e mais o caso em que esses elementos não estão presentes, são mostrados nos gráficos da Figura 4.14 a seguir.

Analisando-se os gráficos da Figura 4.14, de imediato nota-se que o Am-242_m e o Cm-244 pouca influência têm nos valores de K-efetivo ao longo da queima. Com relação ao Am-243 sua influência é sentida apenas em concentrações mais altas. No entanto, para concentrações menores, sua influência cai exponencialmente, como mostra a Figura 4.15 a seguir.

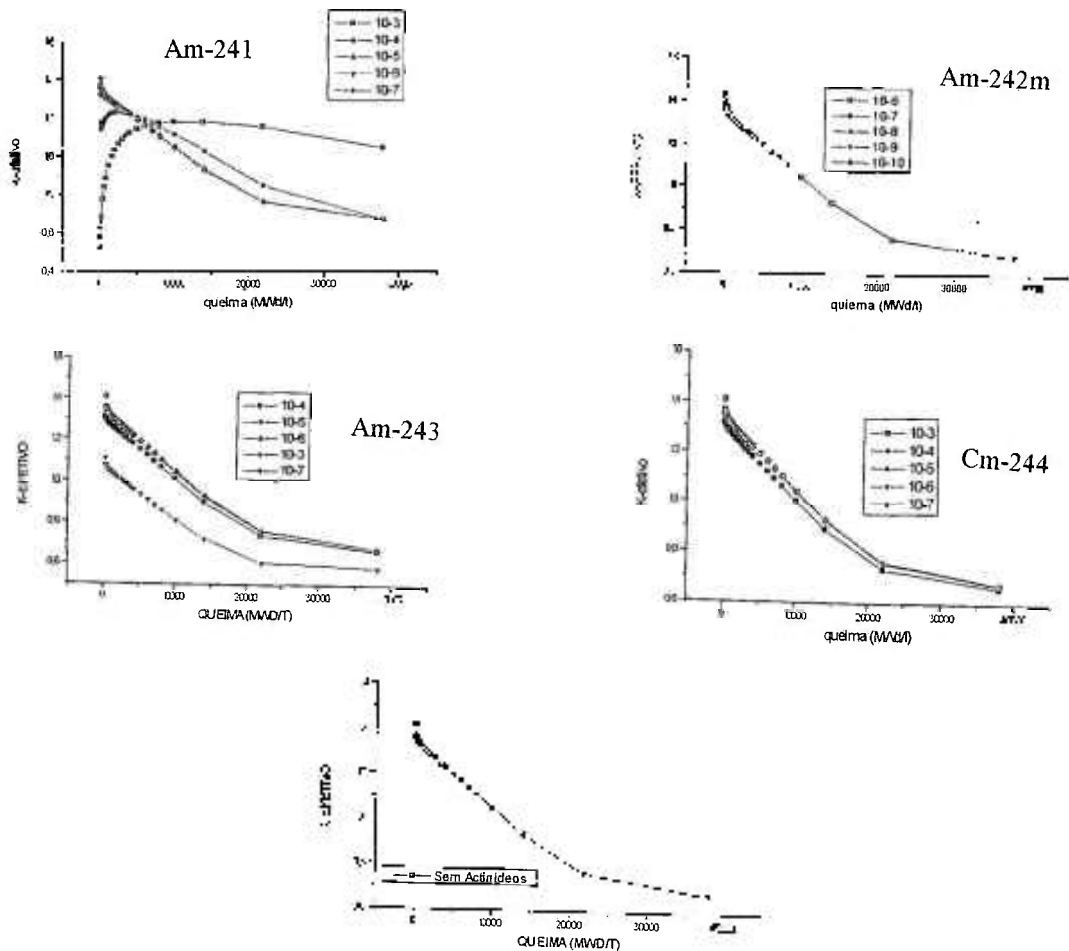


Figura 4.14: Perfis de Queima Para Várias Concentrações dos Actinídeos Relevantes (Programa WIMS-D/4).

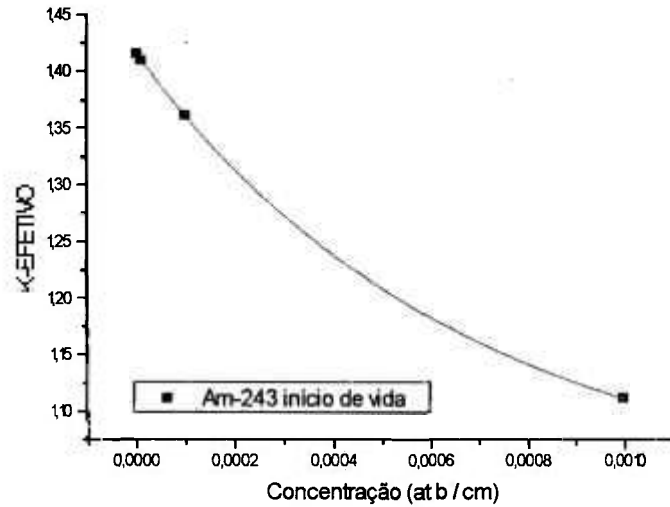


Figura 4.15: K-efetivo Inicial em Função da Concentração do Am-243.

Nesta Figura, à medida que diminui a concentração do Am-243, o valor de K-efetivo aproxima-se exponencialmente do valor sem actínídeos. A expressão ajustada desta Figura é:

$$K_{ef} = 1,028 + 0,388 e^{-\frac{u}{0,00065}}$$

Para a concentração real na saída de Angra-I, ou seja $7,602 \cdot 10^{-6}$ at./b cm, (Tabela 4.12), o valor de K_{ef} é 1.4113. Este valor é cerca de 200 pcm menor que o valor de K_{ef} sem actínídeos. Considerando-se que o combustível é diluído, a influência do Am-243 será praticamente desprezível.

Para o Am-241 o comportamento do K_{ef} inicial é semelhante ao Am-243 como mostrado na Figura 4.16.

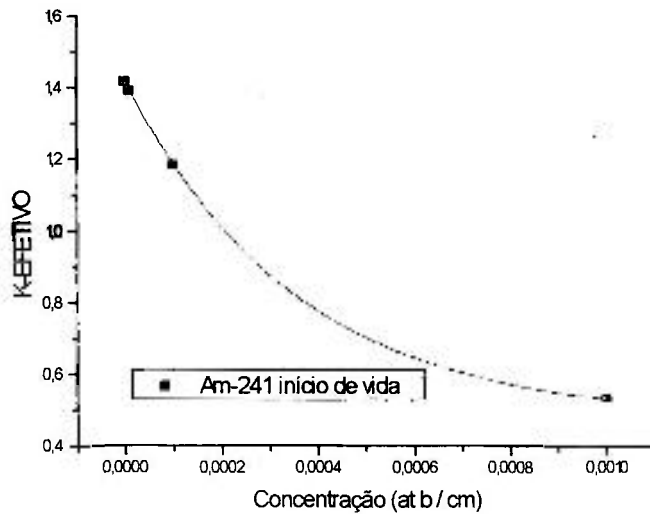


Figura 4.16: K-efetivo Inicial em Função da Concentração do Am-241.

A expressão ajustada desta Figura acima é:

$$K_{ef} = 0,48 + 0,94 e^{-\frac{c}{0,00035}}$$

Para a concentração real na saída de Angra-I ($2,499 \cdot 10^{-6}$ at./b cm) da Tabela 4.12, o valor de K_{ef} é aproximadamente 400 pcm menor que o valor de K_{ef} sem actínídeos. No entanto, como já visto anteriormente, com o tempo de estocagem, a concentração de Am-241 aumenta, podendo influenciar a queima de descarga como mostra a Figura 4.13. Em outras palavras, a diferença de 400 pcm calculada tende a aumentar. Assim, para efeito de definição de novo EQ^* , (Equivalente em Queima) e novo ER^* (Equivalente em Reatividade), além dos nuclídeos do plutônio, considerados anteriormente, será incorporado agora também o Am-241.

4.2.2) O Peso do Am-241

Na determinação do peso relativo do Am-241 relativamente ao U-235, procedeu-se de maneira um pouco diferente daquela descrita na referência 25. Para este nuclide, retiraram-se do combustível 10, 25, 50, 75 e 90 por cento em átomos de U-235 e acrescentaram-se quantidades entre 50 e 150 por cento em átomos de Am-241. A partir das curvas correspondentes à concentração de Am-241 versus Q^{ex} e $K_{ef}(0)$, para todos os casos, foram obtidos os respectivos valores de Q^{ex} e $K_{ef}(0)$, para a concentração de Am-241 nula, via extrapolação. A Tabela 4.14 mostra as concentrações de Am-241 correspondente à variação da concentração do U-235.

Tabela 4.14: Concentração de Am-241 (at/b cm) Correspondente à Variação de U-235.

$\Delta \%$	Am-241 (Q^{ex})	Am-241($K_{ef}(0)$)
- 10	$0,03 \cdot 10^{-4}$	$0,73 \cdot 10^{-4}$
- 25	$0,22 \cdot 10^{-4}$	$0,83 \cdot 10^{-4}$
- 50	$0,19 \cdot 10^{-4}$	$1,00 \cdot 10^{-4}$
- 75	$0,13 \cdot 10^{-4}$	$1,26 \cdot 10^{-4}$
- 90	$0,24 \cdot 10^{-4}$	$1,45 \cdot 10^{-4}$

Ajustando-se duas curvas nos pontos da Tabela acima, obtêm-se os comportamentos da concentração do Am-241 que correspondem às variações da concentração do U-235 no combustível analisado. Essas curvas são mostradas na Figura 4.17 a seguir.

Extrapolando-se as curvas para 100 % no eixo das abcissas, tem-se:

$$\text{-para } Q^{ex} \quad : [\text{Am-241}]^{Q^{ex}} = 0,23 \cdot 10^{-4} \text{ at/b cm}$$

$$\text{-para } K_{ef}(0) \quad : [\text{Am-241}]^0 = 1,57 \cdot 10^{-4} \text{ at/b cm}$$

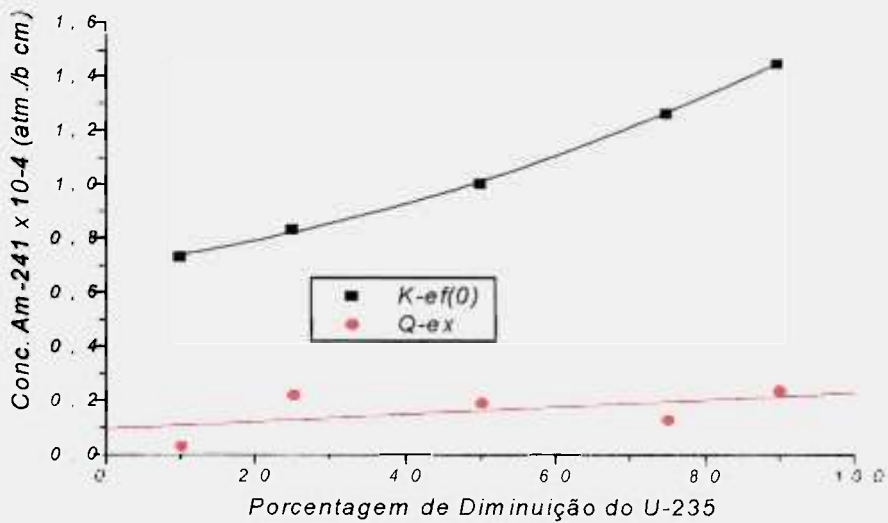


Figura 4.17: Concentração de Am-241 Que Compensa U-235 Para Q^{ex} e $K_{ef}(0)$.

Relacionando com a concentração do U-235, e como a introdução de Am-241 diminui a reatividade, vem:

$$\text{-para } Q^{ex} \quad : [U-235]^{Q^{ex}} = - 0,11 [Am-241]$$

$$\text{-para } K_{ef}(0) \quad : [U-235]^0 = - 0,77 [Am-241]$$

Como já mencionado anteriormente, os pesos relativos dos núclídeos principais da Tabela 4.1 estão normalizados em função do Pu-239. Mantendo-se essa convenção, pode-se escrever:

$$\text{-para } Q^{ex} \quad : [Pu-239]^{Q^{ex}} = - 0,12 [Am-241]$$

$$\text{-para } K_{ef}(0) \quad : [Pu-239]^0 = - 1,54 [Am-241]$$

Como já mencionado, o comportamento do Am-241 no combustível é semelhante ao boro natural /32/ /33/. Isso quer dizer que sua presença é muito mais importante no início de um ciclo do que no fim. Dada uma certa concentração inicial, o Am-241 é consumido em um ritmo maior que a sua formação. Assim o equivalente em U-235 para a queima de extração (Q^{ex}) é bem menor, em termos absolutos, que o equivalente em U-235 para o Fator de Multiplicação Efetivo Inicial ($K_{ef}(0)$).

Uma vez de posse dos pesos relativos de cada nuclídeo de interesse, com relação ao U-235, define-se, como anteriormente:

$$EQ^* = 0,9U^5 + Pu^9 - 0,3Pu^0 + 1,3Pu^1 - 0,2Pu^2 - 0,12Am^1$$

e

$$ER^* = 0,5U^5 + Pu^9 - 0,75Pu^0 + 1,47Pu^1 - 0,07Pu^2 - 1,54Am^1,$$

onde EQ^* é o Equivalente em Queima, agora com Am-241 e ER^* é o Equivalente em Reatividade, agora com Am-241. U^5 , Pu^9 , Pu^0 , Pu^1 , Pu^2 e Am^1 são as porcentagens em peso dos nuclídeos correspondentes.

4.2.3) Determinação das Expressões de EQ^* e ER^* (com Am-241)

É necessário, agora, determinarem-se as expressões ajustadas que relacionam EQ^* com Q^{ex} e ER^* com $K_{ef}(0)$. Para isso, utilizar-se-á, neste caso, as concentrações do combustível irradiado de Angra-I, calculado pelo programa ORIGEN2.1. As concentrações, em g/EC, dos nuclídeos considerados, para 12 meses de “refriamento”, são apresentadas na Tabela 4.15.

Tabela 4.15: Concentração em g/EC dos Nuclídeos Relevantes Após 12 Meses de “Resfriamento” do Reator de Angra-I.

nuclídeo	U-235	U-236	U-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Am-241
g/EC	$3,463 \cdot 10^{+3}$	$1,631 \cdot 10^{+3}$	$3,711 \cdot 10^{+3}$	$1,974 \cdot 10^{+3}$	$8,930 \cdot 10^{+2}$	$4,438 \cdot 10^{+2}$	$1,652 \cdot 10^{+2}$	$3,201 \cdot 10^{+1}$

Transformando os números acima em porcentagem em peso, vem:

Tabela 4.16: Porcentagem em Peso dos Nuclídeos Relevantes Após 12 Meses de “Resfriamento” do Reator de Angra-I.

nuclídeo	U-235	U-236	U-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Am-241
g/EC	0,912	0,429	97,73	0,520	0,235	0,117	0,043	0,008

Nota-se que, neste combustível, a porcentagem correspondente ao Am-241 é muito pequena. Assim sua influência no combustível será muito modesta. Diluindo-se agora esse combustível em urânio natural em várias porcentagens, obtém-se a Tabela 4.17 a seguir.

Tabela 4.17: Porcentagem em Peso dos Nuclídeos Para Várias Diluições em Unat..

dil. %	U-235	U-236	U-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Am-241
0	0,912	0,429	97,730	0,520	0,235	0,117	0,043	0,008
10	0,893	0,386	97,885	0,468	0,211	0,105	0,039	0,007
20	0,874	0,342	98,040	0,416	0,188	0,094	0,034	0,006
30	0,854	0,300	98,195	0,364	0,164	0,082	0,030	0,006
40	0,835	0,257	98,350	0,312	0,141	0,070	0,026	0,005
50	0,816	0,214	98,505	0,260	0,117	0,058	0,021	0,004
60	0,797	0,172	98,660	0,208	0,094	0,047	0,017	0,003
70	0,778	0,129	98,815	0,156	0,070	0,035	0,013	0,002
80	0,758	0,086	98,970	0,104	0,047	0,023	0,009	0,002
90	0,739	0,043	99,125	0,052	0,023	0,012	0,004	0,001
100	0,720	0	99,28	0	0	0	0	0

Considerando-se que a variação da densidade do combustível é irrelevante quando das diluições, ou seja, mantém-se em $8,9 \text{ g/cm}^3$ em qualquer caso, determinam-se, a partir da Tabela 4.17, as massas relativas de cada nuclídeo, preparando, em seguida, as concentrações para serem utilizadas no programa WIMS-D/4.

Através do cálculo da queima desses vários casos, são obtidos os valores de Q^{ex} , utilizando-se do Critério das áreas, e $K_{ef}(0)$. Esses resultados, juntamente com os valores de EQ^* e ER^* , são mostrados na Tabela 4.18.

Tabela 4.18: Valores de Q^{ex} , $K_{ef}(0)$, EQ^* e ER^* Para as Diluições Estudadas.

dil. %	Q^{ex} (MWd/t)	$K_{ef}(0)$	EQ^*	ER^*
0	28.768	1,411247	1,42	1,01
10	27.008	1,396333	1,34	0,94
20	25.896	1,378851	1,27	0,88
30	24.932	1,356189	1,19	0,82
40	22.216	1,335419	1,11	0,75
50	20.649	1,309299	1,03	0,68
60	18.529	1,277211	0,96	0,62
70	14.757	1,245975	0,88	0,55
80	13.333	1,201111	0,80	0,49
90	10.357	1,162672	0,72	0,43
100	7.730	1,100183	0,65	0,36

Os valores correspondentes à Q^{ex} foram corrigidos, pois a biblioteca de dados nucleares utilizada no programa WIMS-D/4, que contém o Am-241 /34/, fornece um fator de multiplicação efetivo que subestima o cálculo feito com a biblioteca padrão, que não contém o Am-241, mas fornece melhores resultados. A correção não foi necessária para a determinação de $K_{ef}(0)$. Maiores detalhes são descritos no Apêndice 7.3.

Ajustando-se um polinômio de segundo grau nos gráficos de $Q^{ex} \times EQ^*$ e $K_{ef}(0) \times ER^*$, obtém-se as curvas das Figuras 4.18 e 4.19.

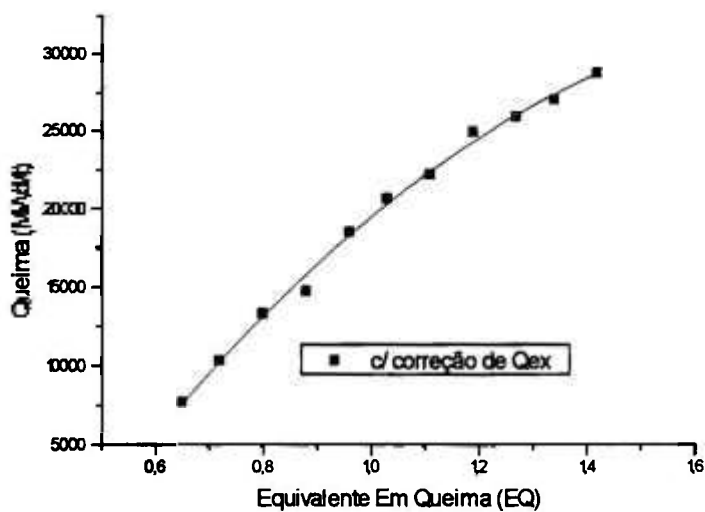


Figura 4.18: Queima de Extração Versus EQ*.

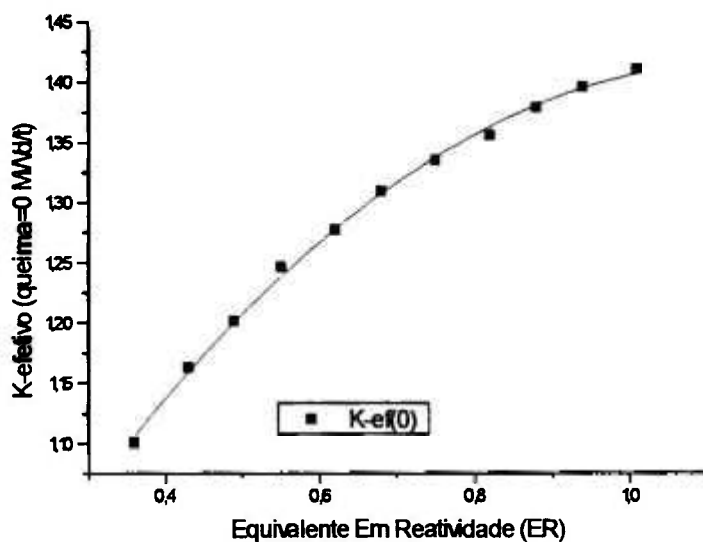


Figura 4.19: Fator de Multiplicação Efetivo Inicial Versus ER*.

As expressões ajustadas são as seguintes:

$$Q^{ex} = -2,44 \cdot 10^4 + 5,92 \cdot 10^4 (EQ^*) - 1,54 \cdot 10^4 (EQ^*)^2 \quad (4.5)$$

$R = 0,99713$ (coeficiente de correlação)

$$K_{ef}(0) = 0,757 + 1,152 (ER^*) - 0,503 (ER^*)^2 \quad (4.6)$$

$$R = 0,99907$$

Comparando, graficamente, os comportamentos da Q^{ex} e $K_{ef}(0)$ em função da diluição em urânio natural, com e sem a presença do Am-241, obtém-se as curvas das Figuras 4.20 e 4.21 respectivamente (vide também Figura 4.4).

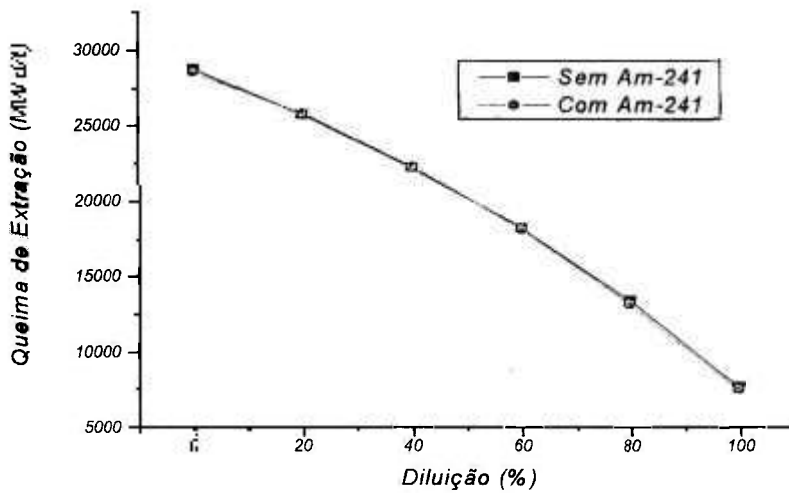


Figura 4.20: Comportamento da Q^{ex} Com a Diluição em Unat. Com e Sem Am-241.

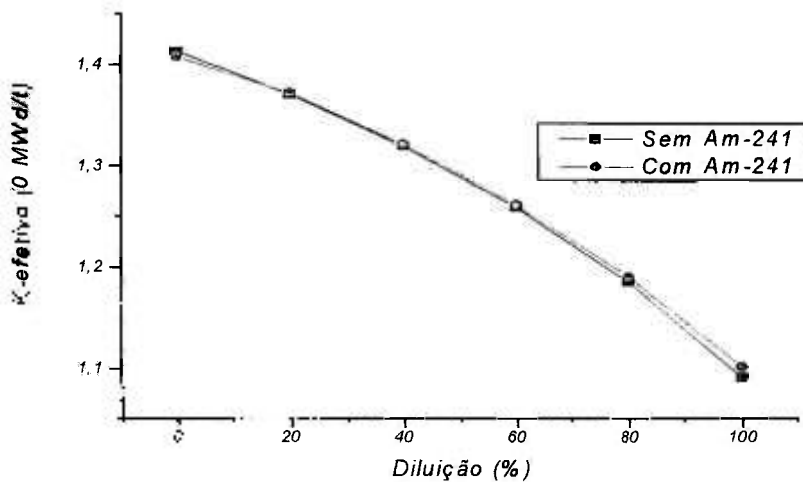


Figura 4.21: Comportamento de $K_{ef}(0)$ Com a Diluição em Unat. Com e Sem Am-241.

Observa-se que a presença do Am-241, para um tempo de “resfriamento” do combustível de 12 meses, não altera significativamente os comportamentos de Q^{ex} e $K_{ef}(0)$ frente a diluição com urânio natural. A maior diferença observada, no entanto, foi relativa ao ponto de diluição 100 % na curva de $K_{ef}(0)$. Essa diferença deve-se somente às expressões utilizadas para o cálculo, pois neste ponto só existe urânio natural no combustível. Com relação às diluições ótimas encontradas no item 4.1.4.1 (38, 36 e 34 %), em vista das Figuras acima, obviamente não serão alteradas.

Estima-se então, agora, a influência do Am-241 para 15 anos de “resfriamento” do combustível irradiado de Angra-I. Neste tempo, a concentração do Am-241 presente no combustível, já estará praticamente estabilizada (vide Figura 4.12). A Tabela 4.19 apresenta as porcentagens em peso dos nuclídeos relevantes, do combustível irradiado de Angra-I, para 15 anos de “resfriamento”.

Tabela 4.19: Descarga do Reator de Angra-I, em Porcentagem em Peso, Para 15 Anos de “Resfriamento”.

anos	U-235	U-236	U-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Am-241
15	0,912	0,429	97,73	0,520	0,235	0,085	0,045	0,040

Comparando a Tabela acima com a Tabela 4.16, nota-se que apenas o Am-241 e o Pu-241 variaram, de modo perceptível, suas presenças no combustível. Porém, o peso relativo do Pu-241 é bem maior que o peso relativo do Am-241 (vide Tabela 4.1 e expressões de EQ^* e ER^*), além do fato de terem sinais opostos. Assim, as possíveis alterações na curvas de Q^{ex} versus diluição e $K_{ef}(0)$ versus diluição, para 15 anos de “resfriamento” do combustível de Angra-I, serão devidos, em grande parte, ao Pu-241, além do fato da influência de um nuclídeo ser oposta a influência do outro.

Como conclusão deste estudo, pode-se afirmar que a inclusão de elementos actinídeos no combustível do Ciclo Tandem (Angra-I/Embalse), não altera os resultados obtidos para o Ciclo Tandem-1 (item 4.1.4.1). Para o Ciclo Tandem-2, pode-se concluir de

maneira análoga, pois o combustível MOX_{PWR} é o mesmo nos Ciclos Tandem-1 e 2. Já com relação ao Ciclo Tandem-3, o combustível de diluição (MOX_{CANDU}) também contém Am-241, porém sua porcentagem em peso é menor que 0,001 %, em 12 meses de “resfriamento”, chegando a 0,003 % em 15 anos. Esses valores não alteram, mais uma vez, as conclusões anteriores.

Considerando-se que, no processo de descontaminação química do combustível irradiado, boa parte dos elementos actínicos podem também ser eliminados conjuntamente com os produtos de fissão /6/, e em vista dos resultados acima, sugere-se incluir, quando for o caso, artificialmente esses nuclídeos no combustível Tandem para que possam ser “queimados” no reator CANDU. Esse procedimento diminuirá a atividade global dos rejeitos finais, sem que ocorra perda em termos de desempenho do reator.

4.3) Sobre a Operação do Reator em Ciclo Tandem

Reatores moderados por água pesada, como o reator CANDU da Central Nuclear de Embalse, operam normalmente com um pequeno excesso de reatividade. Como visto anteriormente, o fator de multiplicação efetivo de trabalho (K_e) do reator de Embalse é, em ciclo normal de urânio natural, de 1,0203. Assim todo o sistema de controle do reator foi projetado para esse pequeno nível de reatividade que, no máximo, para início de vida e com todos os elementos combustíveis novos, chega a pouco mais de 8.000 pcm.

Em ciclo Tandem o reator CANDU apresenta, como foi visto, um grande excesso de reatividade e, além disso, variações da composição isotópica no combustível podem alterar as características de segurança do reator, como são os casos vistos neste trabalho. Assim é necessário: 1) algumas observações quanto à segurança da operação e 2) uma análise mais detalhada quanto ao seu controle.

4.3.1) Sobre a Segurança do Reator /25/ /35/

De maneira geral, verifica-se que as características neutrônicas de núcleos de reatores nucleares que contém combustíveis tipo MOX, são consideravelmente

influenciadas pelas propriedades nucleares dos isótopos do plutônio /32/. As seções de choque desses isótopos são maiores que as do urânio e, por outro lado, a densidade de material fissil do combustível MOX é semelhante ao de UO₂. Essa característica provoca um aumento da absorção térmica de nêutrons, ocasionando um deslocamento do espectro neutrônico no sentido de energias mais altas. Além disso, verificou-se que a reatividade inicial do reator CANDU utilizando combustível MOX, aumenta de maneira significativa.

Em consideração à essas alterações do núcleo do reator CANDU, operando com combustível tipo MOX, faz-se necessário verificar com atenção a *estabilidade* do reator quanto a variações de potência. Uma medida importante que traduz essa estabilidade é o chamado *Coefficiente de Temperatura* (α_T) definido como a variação da reatividade com a temperatura de um componente específico como o combustível, refrigerante, etc. Em termos matemáticos pode-se escrever:

$$\alpha_T = \frac{d\rho}{dT} \quad , \quad (4.7)$$

onde ρ é a reatividade do reator dada por $(K_{ef} - 1)/K_{ef}$ e T é a temperatura do componente considerado. Substituindo a expressão da reatividade na equação 4.7, tem-se:

$$\alpha_T = \frac{1}{K_{ef}^2} \frac{dK_{ef}}{dT} \quad (4.8)$$

Considerando-se que K_{ef} , na maioria das vezes, está próximo da unidade, pode-se reescrever a equação 4.8 como:

$$\alpha_T \approx \frac{1}{K_{ef}} \frac{dK_{ef}}{dT} \quad (4.9)$$

A expressão 4.9 pode ser tomada como a definição de α_T . Observa-se que α_T tem o mesmo sinal algébrico de dK_{ef}/dT , uma vez que K_{ef} é sempre positivo. Assim, se α_T é positivo, K_{ef} é uma função crescente com a temperatura e, de modo inverso, se α_T é negativo, K_{ef} é uma função decrescente com a temperatura. No primeiro caso ($\alpha_T > 0$) diz-se que o reator é *inerentemente instável*, e no segundo caso ($\alpha_T < 0$) diz-se que o reator é *inerentemente estável* à variações de temperatura.

Exemplificando, considera-se um reator crítico genérico no qual há uma inserção súbita de reatividade positiva, ocasionando um aumento de potência e temperatura. São, então, observadas três situações, como ilustra a Figura 4.22.

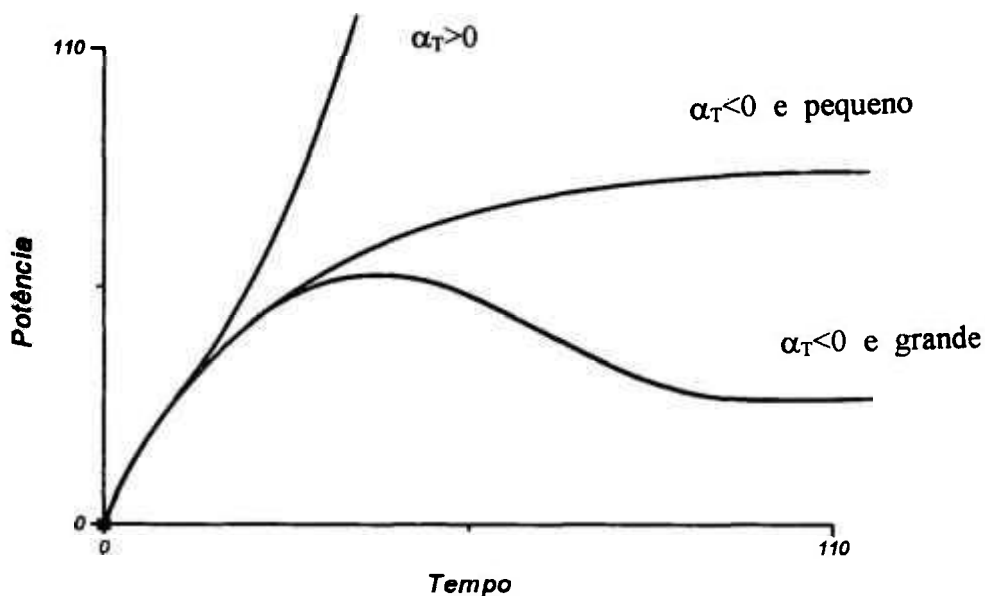


Figura 4.22: Potência do Reator Como Função do Tempo Após Inserção de Reatividade Para Três Coeficientes de Temperatura (α_T) /35/.

Se α_T for positivo, a potência diverge. Se α_T for negativo e pequeno e/ou o sistema de refrigeração é suficientemente rápido, a potência eleva-se lentamente ao nível indicado na Figura ficando, o reator, crítico neste novo patamar. Finalmente, sendo α_T negativo e grande e/ou a refrigeração é lenta, o aumento de temperatura é acompanhado de um

aumento inicial da potência, que pode levar o reator a ficar subcrítico antes que o calor gerado do sistema seja removido. O reator, neste caso, volta a ser crítico em um nível mais baixo, onde a temperatura e a potência fiquem em estado estacionário.

É possível, em princípio, prever grandes aumentos de potência em reatores com coeficientes de temperatura positivos, com o uso de um sistema de refrigeração rápido. No caso do reator CANDU operando em Ciclo Tandem, dois coeficientes de temperatura são considerados: α_T do combustível ($\alpha_{T(\text{comb.})}$) que quantifica, em termos de variação da reatividade, o chamado *Efeito Doppler* (alargamento das ressonâncias do espectro neutrônico, que implica em aumento das absorções provocando uma diminuição de potência) e α_T do refrigerante, comumente analisado em termos da sua densidade (δ) que, neste caso, é dito *coeficiente de vazio*. No reator CANDU é este último o coeficiente mais relevante, uma vez que é positivo. Porém, em casos de aumento súbito da potência do reator, a primeira reação é do Efeito Doppler, seguida da rápida resposta do sistema de refrigeração que, juntos, fazem o sistema retornar à estabilidade. Na Tabela 4.20 são mostrados os valores de $\alpha_{\delta(\text{refrig.})}$ e $\alpha_{T(\text{comb.})}$, calculados através do programa WIMS-D/4, para os Ciclos Tandem estudados e mais o caso do ciclo normal de urânio natural do reator CANDU de Embalse.

Tabela 4.20: α_{δ} e α_T (Refrigerante e do Combustível) Para os Ciclos Tandem-1,2 e 3 e o Ciclo de Unat..

Ciclo	$\alpha_{\delta(\text{refrig.})}$	$\alpha_{T(\text{comb.})}$
Tandem-1	14,5 pcm/%vazio	-1,0 pcm/ $^{\circ}$ C
Tandem-2	14,7 pcm/%vazio	-1,2 pcm/ $^{\circ}$ C
Tandem-3	13,1 pcm/%vazio	-0,8 pcm/ $^{\circ}$ C
Unat	16,6 pcm/%vazio	-1,3 pcm/ $^{\circ}$ C

O maior valor de $\alpha_{\delta(\text{refrig.})}$ corresponde ao ciclo normal de urânio natural e está de acordo com a referência 25.

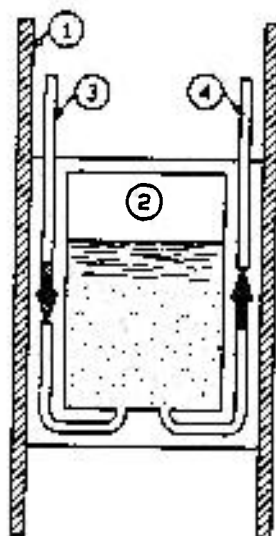
4.3.2) Sobre o Controle do Reator /36/

Como em todo CANDU-600, são ao todo 6 sistemas de controle de reatividade: 4 de ajuste e parada controlada e 2 especiais usados para parada instantânea em caso de acidente.

a) Sistema de Ajuste e Parada Controlada

a.1- Unidades Líquidas de Controle Zonal

São formados por 6 tubos verticais localizados em posições pré-determinadas do reator e que atravessam toda a zona de tubos de pressão da calandria (ver também a Figura 4.26). São construídas de liga de baixa absorção neutrônica que contém em seu interior 14 compartimentos para água leve. A Figura abaixo esquematiza este sistema.



- 1-tubo vertical
- 2-compartimento
- 3-entrada de H₂O
- 4-saída de H₂O

Figura 4.23: Unidade Líquida de Controle Zonal /36/.

Água leve presente no núcleo do reator CANDU tem a função de absorvedor de nêutrons, assim, variando-se o nível de água dos compartimentos, mantém-se uma determinada potência de operação.

a.2- Barras Ajustadoras Mecânicas

São 4 barras de cádmio em tubos-guia especiais introduzidos verticalmente na calandria, dispostos em pontos estratégicos do núcleo do reator (ver também Figura 4.26).

Em operação normal, estas barras estão fora do núcleo e só são introduzidas, total ou parcialmente, quando as Unidades Líquidas de Controle estão cheias de água e não conseguem mais baixar a reatividade. A Figura 4.24 apresenta um esquema deste mecanismo.

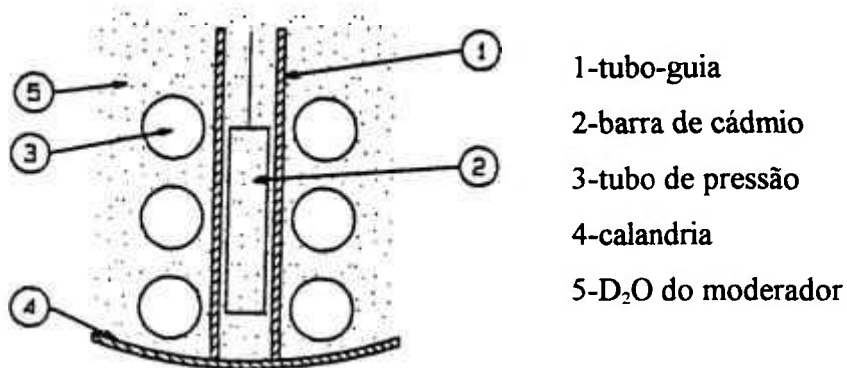


Figura 4.24: Barra Absorvedora Mecânica /36/.

a.3- Barras Ajustadoras de Cobalto

São 21 barras formadas de pequenos cilindros de cobalto, construídas de forma semelhante às Barras Ajustadoras Mecânicas. Mas, ao contrário daquelas, em operação normal as barras de cobalto se encontram inseridas no núcleo e se retira, parcial ou totalmente, quando as Unidades de Controle Zonal estão praticamente vazias e não

conseguem aumentar a reatividade do reator (ver também Figura 4.26). A Figura 4.25 esquematiza este sistema.

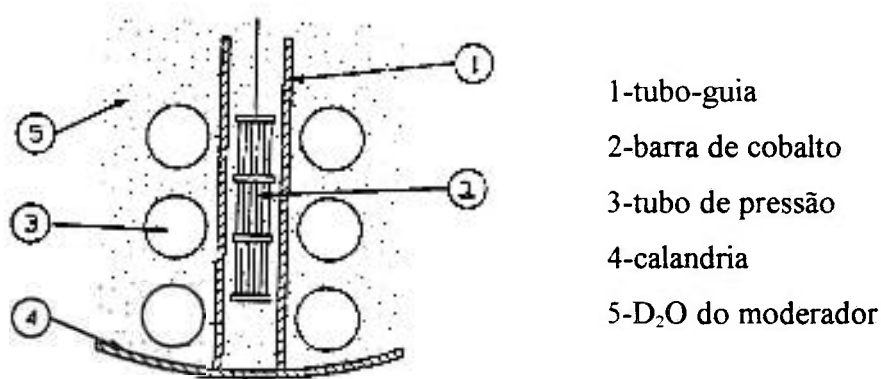


Figura 4.25: Barra Ajustadora de Cobalto /36/.

Existem duas situações especiais onde as barras ajustadoras também são retiradas parcial ou totalmente do núcleo do reator. O primeiro caso é quando, por algum motivo, não há possibilidade de troca de combustível por um período de tempo maior que uma semana. O reator CANDU tem uma autonomia de operação sem troca de combustível de aproximadamente 1 mês. O outro caso onde as barras ajustadoras são retiradas é quando se reduz a potência do reator. Isso promove um aumento da concentração de Xe-135. Este sistema foi projetado para compensar a reatividade negativa introduzida pelo Xe-135 correspondente aos 30 minutos seguidos à parada total do reator. Este é o tempo mínimo em que é possível ainda religar o reator. Acima deste tempo será necessário esperar cerca de 36 horas para o Xe-135 decair.

a.4- Venenos Líquidos

Além desses sistemas de controle de reatividade, existem os venenos do moderador que são utilizados, por exemplo, no início de um ciclo com combustíveis novos ou quando os níveis de xenônio estão mais baixos que nas condições normais de operação. No primeiro caso, utiliza-se boro solúvel e no segundo caso gadolínio. Esses venenos são introduzidos no moderador tanto manual como automaticamente, e constituem sistemas diferentes e independentes da injeção rápida de veneno utilizada para parada emergencial do reator.

b) Sistema de Parada Emergencial

No caso da necessidade de parada emergencial do reator, existem dois sistemas independentes.

b.1- Sistema de Injeção Rápida de Veneno e

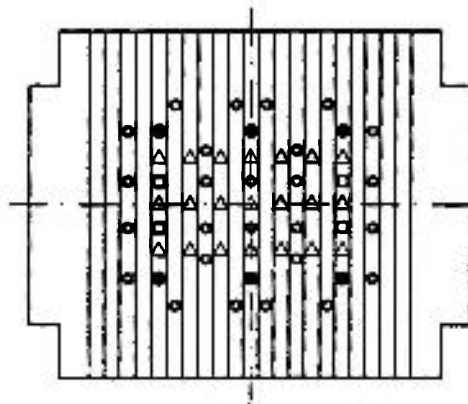
b.2- Barras Absorvedoras Mecânicas (28 barras de Cd).

Esses sistemas são de concepções diferentes e independentes dos similares de ajuste e parada controlada. Na Figura 4.26 são mostradas as posições dessas barras absorvedoras.

No caso do reator CANDU da Central Nuclear de Embalse, operando em ciclo Tandem com o reator PWR de Angra-I, a reatividade, como foi visto, aumenta muito. Para os tipos de ciclos Tandem estudados, os K-efetivos no início da vida são mostrados na Tabela 4.21 a seguir, juntamente com o K-efetivo inicial do ciclo normal de urânio natural.

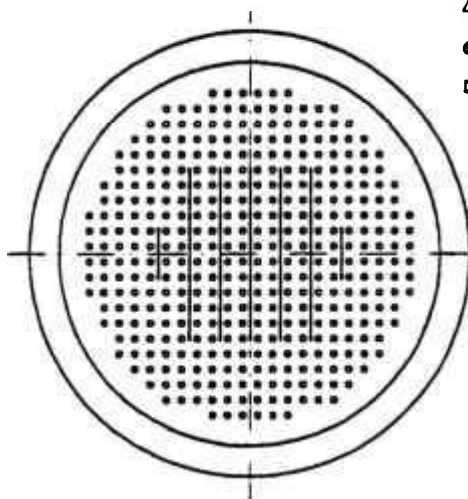
Tabela 4.21: K-efetivos Iniciais (CANDU).

Ciclo	K-ef (inicial)
U-nat.	1,08327
Tandem-1	1,30926
Tandem-2	1,31118
Tandem-3	1,16240



VISTA DE TOPO DO NÚCLEO

- ◐ Barras absorvedoras mecânicas
- △ Barras ajustadoras de cobalto
- Unidades líquidas de controle
- ◻ Barras ajustadoras mecânicas



VISTA DE LADO DO NÚCLEO

Figura 4.26: Posições dos Vários Sistemas de Controle do Reator CANDU /6/.

Uma premissa importante da implementação de um Ciclo Tandem é o fato de não se alterar o projeto original do reator CANDU. Assim, o que fazer para baixar a reatividade do reator em Ciclo Tandem a níveis operacionais seguros?

As opções que se apresentam são:

1- substituição das barras de cobalto por barras de B_4C ou Gd_2O_3 .

Dos sistemas existentes, o de Ajuste e Parada Controlada pode ser modificado apenas no que diz respeito às barras de cobalto. Como essas barras permanecem dentro do núcleo e são retiradas apenas quando a reatividade está baixa, introduzindo B_4C ou Gd_2O_3 nessas posições, a reatividade do núcleo poderá baixar razoavelmente. Para estimar este valor será necessário um cálculo tridimensional desse núcleo.

2- aumentar a concentração de veneno solúvel

Neste caso a introdução do absorvedor se dá no moderador, assim dois cuidados deverão ser tomados. Em primeiro lugar assegurar que o Coeficiente de Temperatura do Moderador continua estável, pois com o aumento da concentração de veneno, o pico da curva de moderação se desloca para a direita (sentido crescente da temperatura). Outro cuidado é referente à solubilidade do veneno, pois esse sistema de controle de reatividade deve também cumprir sua função original de substituir uma eventual baixa anormal da concentração de Xe-135. Nesta situação se introduz mais veneno no moderador e isso pode acarretar na sua saturação.

Por questão de segurança, os sistemas de Parada Emergencial não devem sofrer modificações para garantir o desligamento do reator com a mesma eficiência de quando em operação com urânio natural.

3- introdução de veneno queimável no combustível

Nas cargas iniciais de reatores PWRs é comum a introdução de veneno queimável (B_4C ou Gd_2O_3) nas posições mais centrais do núcleo do reator. Isso faz com que a distribuição radial de fluxo neutrônico (principalmente da faixa de energia térmica) fique mais “plana”, homogeneizando a queima dos elementos combustíveis. Além disso, a reatividade do núcleo diminui.

Esse procedimento pode perfeitamente ser utilizado no reator CANDU operando em Ciclo Tandem, mesmo após atingir um ciclo de equilíbrio com combustível MOX.

4-elaboração de um novo esquema de gerenciamento do combustível

Em se tratando do controle do reator CANDU em Ciclo Tandem, é neste ponto que se deve concentrar a maior atenção. Isto porque, sem desprezar os três itens anteriores, é no gerenciamento do combustível que todas as vantagens do ciclo Tandem serão potencializadas e também, obviamente, é o modo mais seguro de baixar a reatividade inicial, mantendo todas as características originais do reator.

No Apêndice 7.4, demonstra-se que a queima de extração, quando se mesclam combustíveis esgotados com combustíveis novos, é até o dobro daquela obtida trocando-se o núcleo inteiro. Esse procedimento garante, não só uma reatividade a níveis operacionais razoáveis, como também um melhor aproveitamento do combustível /13/.

A razão para essa extensão da queima é que, no processo de troca contínua de elementos combustíveis, o excesso de nêutrons que seriam absorvidos nos materiais de controle no ciclo simples, aumentam a produção de nêutrons nos elementos subcríticos. Uma vantagem adicional da recarga contínua é a redução dos requisitos de controle devido à baixa reatividade no início de cada ciclo.

Essas duas conclusões reafirmam a importância de se ter um fator de multiplicação efetivo inicial baixo. No caso de Embalse operando em ciclo de urânio natural esse valor é, como foi visto, 1,0833 (Tabela 4.21).

Conclui-se, então, que em Ciclo Tandem é necessário mesclar elementos combustíveis tipo MOX com elementos combustíveis subcríticos (ou seja esgotados) em um gerenciamento conveniente.

Uma das grandes vantagens do sistema de recarga "on-line" do CANDU é justamente a flexibilidade no gerenciamento do combustível. Para o caso da implantação de um ciclo Tandem entre Angra-I e Embalse, a transição pode ser feita de forma suave (ou seja pouco a pouco) até a completa substituição do núcleo por combustível MOX. Logicamente, qualquer sugestão de gerenciamento de combustível deve ser seguido de um cálculo tridimensional do reator para verificação dos requisitos tanto neutrônicos quanto termohidráulicos.

O principal desafio do gerenciamento do combustível no reator CANDU com combustível MOX é a localização das barras de ajuste que defletem o fluxo neutrônico e, por consequência, a potência em sua vizinhança. Para um canal central perto de uma barra de ajuste a introdução de um elemento combustível MOX novo causará, na distribuição de potência axial, uma dupla "corcova", como mostra a Figura 4.27 /6/. Como resultado há um pico de potência acentuado no início do canal, uma redução da efetividade do sistema de controle (devido ao descolamento do fluxo) e um aumento significativo da queima local. Para um canal periférico, a introdução de um elemento combustível MOX novo é mais interessante. Considerando o perfil de potência axial, o pico é mais suave e decrescente até o fim do canal (ver Figura 4.27). Este tipo de distribuição de potência é interessante sob o ponto de vista da desempenho do combustível.

A Figura 4.27 mostra uma comparação da potência axial gerada em um canal central (perto das barras de ajuste) e em um canal periférico, ao longo de suas posições no canal, de um mesmo combustível MOX.

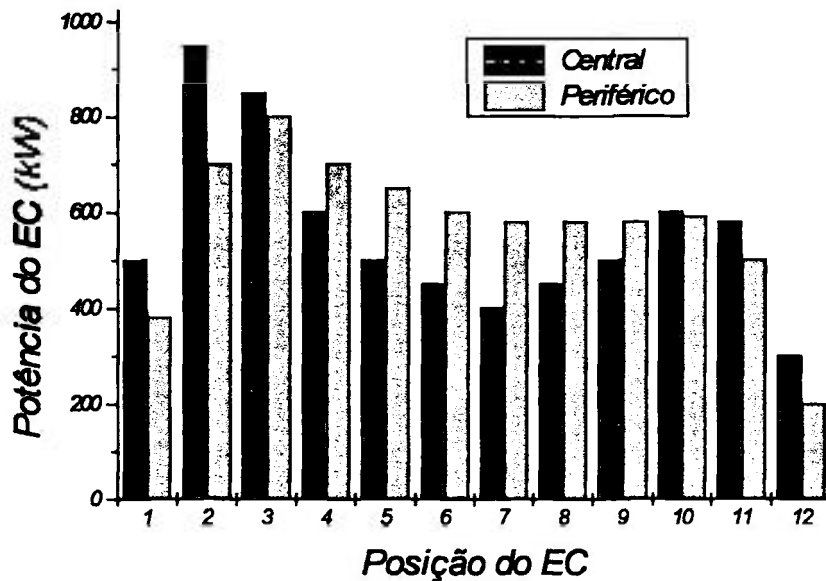


Figura 4.27: Potência Axial (kW gerado por E.C. MOX) ao Longo do Canal /6/.

Várias opções de gerenciamento de combustível MOX tem sido propostas /6/, tais como "checkerboard" (mosaico simétrico como usado em reatores PWR), multi-estágios (o E.C. entra e sai do núcleo várias vezes), "axial shuffling" (trocas no próprio tubo de pressão), etc. Todas essas opções suavizam o fluxo neutrônico axialmente, e tratam de distribuir os elementos combustíveis, de reatividades diferentes, tanto radial como axialmente. Porém, uma opção ótima de gerenciamento vai depender também de aspectos outros que não os puramente neutrônicos/termoidráulicos, como por exemplo o modo de operação da Central, facilidade de manipulação dos E.C. MOX, a quantidade disponível deles, etc. Estudos específicos deverão ser efetuados cobrindo todos esses aspectos.

4.4) Sobre o Impacto Ambiental

Na introdução deste trabalho foi enfatizado que a implantação de um ciclo Tandem, entre os reatores de Angra-I e Embalse, apresenta várias vantagens, dentre elas as vantagens ambientais.

Esta característica do ciclo Tandem será cada vez mais valorizada à medida que avançam as preocupações ambientais. Apesar de contar um ponto a favor, a baixa emissão de CO₂ das Usinas Nucleares (Figura 1.4) nunca fez frente aos críticos da energia nuclear quando argumentam sobre os rejeitos radioativos.

A quantificação do que se está genericamente chamando de *vantagem ambiental* do ciclo Tandem, será feita através da comparação da *Atividade* e da *Toxicidade* desses rejeitos, entre as usinas trabalhando separadamente e em Ciclo Tandem.

4.4.1) A Atividade

A taxa de liberação de radiação por um radioisótopo é função da chamada Atividade (A), que é o número de desintegrações por segundo. Sendo λ a probabilidade de decaimento de um radioisótopo com N núcleos presentes, a Atividade é:

$$A = \lambda N.$$

No programa ORIGEN2.1, a unidade da Atividade é o Curie (Ci) que equivale a $3,7 \cdot 10^7$ desintegrações por segundo. Atualmente a unidade utilizada é o Becquerel (Bq) cuja relação com Ci é: $1 \text{ Ci} = 37 \text{ GBq}$.

Calculando-se com o programa ORIGEN2.1 a Atividade do combustível irradiado de Angra-I observa-se que, passados 12 meses de "resfriamento", a Atividade total cai de $\sim 5 \cdot 10^{10}$ Ci, no momento da parada do reator, para $\sim 10^7$ Ci, sendo os actínídeos responsáveis por grande parte deste valor. Após 100 anos eles representam cerca de 90 % da Atividade do rejeito (comportamento semelhante ocorre no ciclo normal de Embalse).

A Figura 4.28 a seguir mostra a diferença percentual da Atividade dos rejeitos entre o ciclo Tandem Angra/Embalse (1, 2 e 3) e os 2 reatores operando separadamente ao longo do tempo.

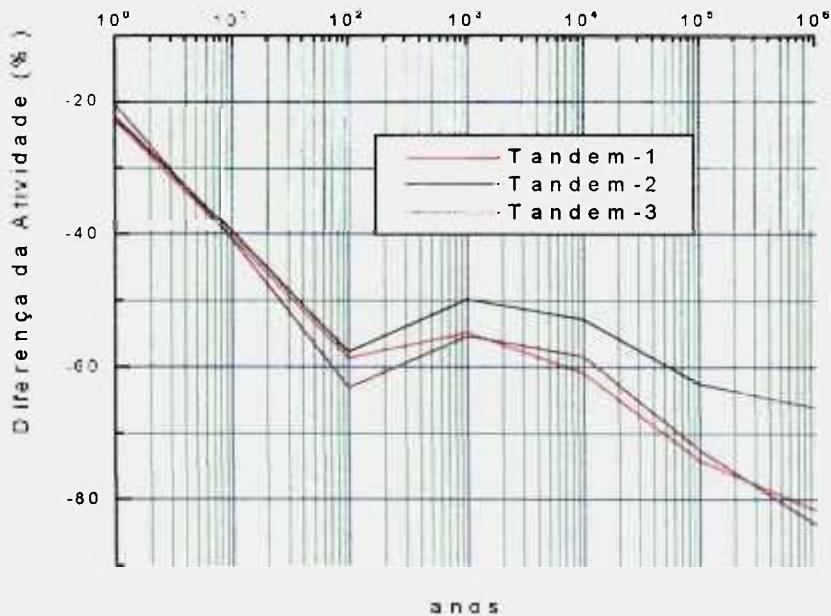


Figura 4.28: Diferença Integral da Atividade do Rejeito Com e Sem Sinergismo Entre os Reatores (Ciclo Tandem).

Nota-se, em todos os casos, uma diminuição significativa da Atividade em função do tempo, representada principalmente pela "queima" de actínidos presente no combustível do reator de Embalse. Não se considerou aqui a atividade dos rejeitos do processo de descontaminação química (os actínidos estão incluídos no combustível Tandem). No entanto, quando considerado os rejeitos, cálculos com o programa ORIGEN2.1 mostram que haverá uma diminuição da diferença de atividade em cerca de 10 % no primeiro ano, indo a quase zero a partir de 20 anos aproximadamente. A forma geral das curvas, a partir deste ponto, permanece inalterada. Com relação ao ciclo de urânio natural visto separadamente, a atividade do combustível Tandem se mantém inalterada nos três casos.

4.4.2) A Toxicidade

A taxa de desintegração radioativa, representada pela atividade, é importante para demonstrar a vantagem do Ciclo Tandem apenas do ponto de vista ambiental. Porém é uma medida precária da importância da radioatividade sob o ponto de vista do risco biológico. Uma medida mais efetiva neste aspecto inclui a sensibilidade humana quanto a inalação ou

ingestão de radionuclídeos. Com esse propósito, define-se /31/ *Máxima Concentração Permissível* (mcp) como a concentração de um dado radionuclídeo no ar ou na água, tal que uma pessoa respirando o ar ou bebendo a água, receba uma dose de radiação na taxa de 0,5 rem/ano. Atualmente a unidade é o *Sievert* (Sv), cuja relação com *rem* é: 1 rem = 0,01 Sv. No entanto o programa ORIGEN2.1, usado nos cálculos, mantém a antiga unidade.

Assumindo que o risco biológico para uma pessoa exposta à radiação é proporcional à dose de radiação acumulada, então o risco biológico potencial da inalação ou ingestão de uma mistura de radionuclídeos é proporcional à Toxicidade (T) definida como /31/:

$$T = \sum_i A_i / (mcp)_{ik} ,$$

onde: A_i - Atividade do radionuclídeo i e

$(mcp)_{ik}$ - máxima concentração permissível do radionuclídeo i no meio k (ar ou água).

A toxicidade, como definida acima, é o volume de ar ou água que pode diluir uma mistura de radionuclídeos, tal que respirando o ar ou bebendo a água, a dose de radiação acumulada não seja maior que 0,5 rem/ano.

A Figura 4.29 apresenta a diferença percentual da toxicidade dos rejeitos entre o ciclo Tandem (1, 2 e 3) Angra/Embalse e os 2 reatores operando separadamente ao longo do tempo, após retirada do combustível do reator.

Da mesma maneira que a Atividade, o comportamento da diferença da Toxicidade diminui sensivelmente nos ciclos Tandem.

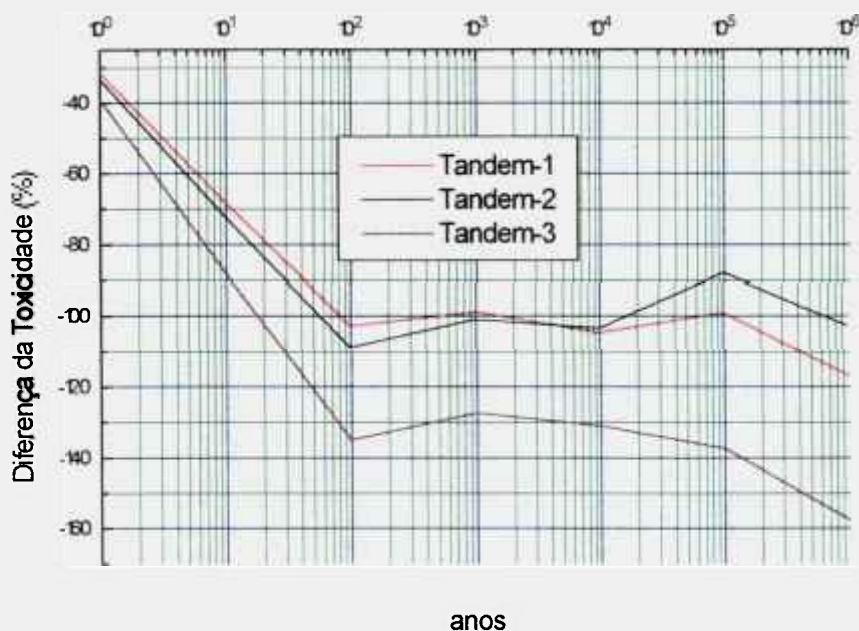


Figura 4.29: Diferença Integral da Toxicidade do Rejeito Com e Sem Sinergismo Entre os Reatores (Ciclo Tandem).

Não se considerou aqui a toxicidade dos rejeitos do processo de descontaminação química (os actinídeos estão incluídos no combustível Tandem) e, como no caso da atividade, a presença dos rejeitos altera discretamente apenas o início das curva acima. A toxicidade do combustível Tandem se manteve inalterada, quando comparada com o combustível de urânio natural, para os três casos estudados.

4.5) Conclusões

Neste item resume-se as conclusões deste Capítulo:

1- Os fluxos de massa, diluições ótimas e queimas de extração, para os três tipos de Ciclos Tandem Angra-I/Embalse analisados, são mostrados na Tabela a seguir.

combustível	Tandem-1	Tandem-2	Tandem-3
UO ₂ (t/a)	12,2	-	-
MOX _{PWR} (t/a)	19,8	23,7	16,3
“Tail” (t/a)	-	8,3	-
MOX _{CANDU} (t/a)	-	-	79,7
diluição (%)	34	26	83
Q ^{ex} (MWd/t)	22.500	22.400	7.500

Analisando-se esta Tabela percebe-se que os Ciclos Tandem-1 e 2 são equivalentes. Enquanto o primeiro se utiliza de menor quantidade de MOX_{PWR}, o segundo simplesmente não utiliza urânio natural na vertente CANDU. A economia de urânio natural no Ciclo Tandem-1, em relação ao ciclo normal de Embalse é de aproximadamente 84 t/a. Esse valor, na estratégia binacional, reflete uma economia de cerca de 50 %. Quanto às queimas de extração, praticamente não existe diferença entre as duas opções. Considerando-se apenas esta Tabela, o Ciclo Tandem-3 se apresenta como o de menor interesse.

2- Na possibilidade do Brasil, em futuro próximo, cumprir todas as etapas do Ciclo do Combustível Nuclear para suprir Angra-I, além do combustível irradiado (MOX_{PWR}), o “tail” (urânio empobrecido) também teria destinação definida, adotando-se o Ciclo Tandem-2.

3- Os elementos actinídeos, nas concentrações em que se apresentam, não influem significativamente no desempenho neutrônico do reator CANDU operando em Ciclo Tandem. É, portanto, interessante mantê-los no combustível de modo a poder “queimá-los”.

4- Como forma de levar a reatividade inicial, de qualquer dos tipos de Ciclos Tandem analisados, a níveis operacionais seguros, concluiu-se (Apêndice 7.4) que é necessário mesclar combustíveis esgotados com combustíveis MOX novos. Esse procedimento leva também a um melhor aproveitamento global do combustível. É necessário também que os elementos combustíveis novos entrem no núcleo em posições

periféricas. A opção de utilização de veneno queimável também é válida e merece ser analisada com mais detalhes.

5- Da análise dos coeficientes de reatividade α_S e α_T , a utilização de combustível MOX não provocou grandes variações com relação ao ciclo normal de urânio natural do reator CANDU.

6- Quanto a Atividade e a Toxicidade do rejeito final, o sistema Angra-I/Embase, operando em Ciclo Tandem (em qualquer de suas versões), apresenta uma diminuição que vai de ~ 20 %, no primeiro ano de estocagem, a no mínimo ~ 60 % depois de 10^6 anos. Neste mesmo tempo, a toxicidade no Ciclo Tandem-3 diminui de maneira notável.

7- Por se utilizar de uma mistura de combustíveis descontaminados (MOX_{PWR} e MOX_{CANDU}), sob o aspecto ambiental (atividade e toxicidade), o Ciclo Tandem-3 apresenta vantagens frente às duas outras opções. Todavia o que vale ressaltar é que, independentemente da opção, o Ciclo Tandem deve ser considerado sempre que se tratar do problema dos rejeitos radioativos das usinas nucleares, não só do Brasil, mas também da Argentina.

5) ANÁLISE ECONÔMICA

As alternativas para os ciclos Tandem analisadas no Capítulo 4 mostraram-se tecnicamente viáveis, embora com a necessidade de uma análise mais detalhada do gerenciamento "in-core" do combustível e do sistema de controle de reatividade. Outro ponto a destacar foi que aquelas alternativas se mostraram atrativas, também, sob o ponto de vista ambiental. Examinando os resultados, concluiu-se que existem vantagens e desvantagens relativas em cada uma das opções, o que torna a argumentação justificadora de uma tomada de decisão sobre a alternativa a ser escolhida, ou mesmo a decisão de não se efetivar o Ciclo Tandem, muito difícil.

Assim, o ponto que no momento é necessário analisar, e que era um dos aspectos propostos nos objetivos deste trabalho (item 1.1), diz respeito aos custos dos ciclos. Este é o objetivo deste Capítulo.

Para tal, foi desenvolvido um programa de computador para estimar estes custos - programa P4C (Programa de Cálculo do Custo do Ciclo do Combustível) - que além dos Ciclos Tandem, estima também os custos do ciclo do PWR e do ciclo normal de Unat. do CANDU.

5.1) O Programa P4C

Na elaboração do programa P4C consideram-se apenas as principais etapas do ciclo do combustível, que para o PWR são:

- obtenção de "yellow cake" (U_3O_8),
- conversão à UF_6 ,
- enriquecimento isotópico (em U-235),

Observam-se no fluxograma, além dos vários processos e dos reatores, três chaves (CH). Essas chaves representam, quando se fecha apenas uma delas, um tipo de ciclo Tandem. Ou seja, fechando-se a chave 1 (CH1), o ciclo Tandem considerado é o Tandem-1, a chave 2 (CH2) fechada, o ciclo Tandem-2 e a CH3 corresponde ao Tandem-3. Os ciclos de combustível usuais do PWR e do CANDU são também considerados, como os destacados na Figura.

A seguir são explicitadas, com algum detalhe, as várias etapas de cálculo do programa P4C /37/.

5.1.1) Fluxos de Massa

No item 4.1.4 foram determinados os fluxos de massa na entrada do reator que otimizam a utilização de urânio natural (Tandem-1) e MOX_{PWR} para os outros dois casos (Tandem-2 e 3). Esses valores são reproduzidos na Tabela 5.1, junto com as massas de UO_2 dos ciclos tradicionais de Angra-I e Embalse. Esses últimos fornecidos pelas próprias centrais.

Tabela 5.1: Fluxos de Massa (em Material Pesado) na Entrada dos Reatores, Para os Vários Ciclos Considerados (t/ano).

Comb.	Tandem-1	Tandem-2	Tandem-3	Angra-I	Embalse
UO_2	12,2	-	-	15,70	96.04
MOX_{PWR}	19,8	23,7	16,3	-	-
MOX_{CANDU}	-	-	95,4	-	-
"tail"	-	8,3	-	-	-

O método de cálculo dos fluxos de massa totais, nas várias etapas do fluxograma da Figura 5.1, é apresentado a seguir, a partir das massas da Tabela acima. Os valores desta Tabela são alguns dos dados de entrada do programa P4C.

Seja M a massa de material pesado na entrada do reator para qualquer um dos ciclos em consideração.

a) massa na fabricação (M_f)

Durante o processo de fabricação das pastilhas e dos elementos combustíveis, admite-se uma perda genérica de η_1 (%) de material. Portanto, antes desses processo a massa é de M/η_1 de material pesado. Transformando em UO_2 , a massa na fabricação fica:

$$M_f = \frac{M}{\eta_1} \frac{270}{238} = 1,13 \frac{M}{\eta_1}. \quad (5.1)$$

b) massa na reconversão (M_{rc})

No processo de reconversão, as perdas são de η_2 (%), e transformando agora em UF_6 tem-se:

$$M_{rc} = 1,13 \frac{M}{\eta_1 \eta_2} \frac{352}{270} = 1,48 \frac{M}{\eta_1 \eta_2}. \quad (5.2)$$

c) massa no enriquecimento (M_ε)

Para o PWR existe a fase de enriquecimento (ε_c), que no caso de Angra-I é de 3,4 % em U-235, com um certo enriquecimento do "tail" (ε_t). No programa P4C o enriquecimento do combustível e do "tail" são dados de entrada do problema. Portanto a massa fica:

$$M_e = \left(\frac{\varepsilon_c - \varepsilon_t}{0,711 - \varepsilon_t} \right) 1,48 \frac{M}{\eta_1 \eta_2}. \quad (5.3)$$

d) massa do "tail" (M_t)

A quantidade de "tail" é então:

$$M_t = \left(\frac{\varepsilon_c - \varepsilon_t}{0,711 - \varepsilon_c} \right) 1,48 \frac{M}{\eta_1 \eta_2} - 1,48 \frac{M}{\eta_1 \eta_2} = 1,48 \frac{M}{\eta_1 \eta_2} \left(\frac{\varepsilon_c - \varepsilon_t}{0,711 - \varepsilon_c} - 1 \right). \quad (5.4)$$

e) massa na conversão (M_c)

Durante o processo de conversão (UF_6), assim como na reconversão (UO_2), as perdas de material são de aproximadamente η_2 (%). Transformando em U_3O_8 , a massa fica:

$$M_o = \left(\frac{\varepsilon_c - \varepsilon_t}{0,711 - \varepsilon_c} \right) 1,48 \frac{M}{\eta_1 \eta_2^2} \frac{280,67}{352} = 1,18 \frac{M}{\eta_1 \eta_2^2} \left(\frac{\varepsilon_c - \varepsilon_t}{0,711 - \varepsilon_c} \right). \quad (5.5)$$

f) massa após a irradiação (M_s)

Após a irradiação, a massa de material pesado que permanece no combustível pode ser determinada através de um fator adimensional denominado de Fator de Ajuste de Massa (FAM), fazendo-se uma interpolação linear como mostra a Figura 5.2, onde o eixo das ordenadas representa a queima do combustível.

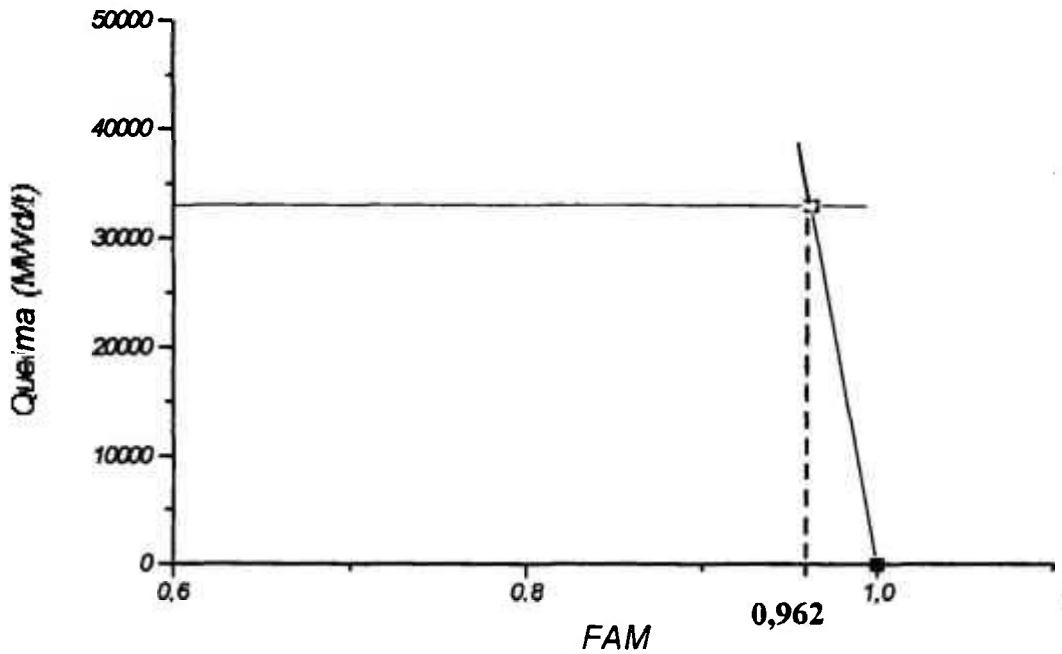


Figura 5.2: Interpolação Linear Para Determinação do FAM.

Para 33.000 MWd/t, que é a queima de descarga padrão de um PWR tipo Angra-I, sabe-se, através do programa ORIGEN2.1, que 96,2 % do material pesado permanece no combustível. Determinando-se a equação da reta acima tem-se:

$$FAM_{PWR} = 1 - (Q^{ex} / 8,7 \cdot 10^5),$$

onde Q^{ex} é a queima de extração.

Esta é uma expressão aproximada em função apenas da queima. Para o caso do CANDU a expressão é:

$$FAM_{CANDU} = 1 - (Q^{ex} / 5,6 \cdot 10^5).$$

Sendo \underline{M} a massa de entrada no reator, a massa de saída é:

$$M_g = M \cdot FAM. \quad (5.6)$$

g) massa após descontaminação química (M_{dq})

O processo de descontaminação química do combustível irradiado tem uma eficiência de η_3 (%). Portanto a massa, depois da descontaminação, fica:

$$M_{dq} = M \cdot FAM \cdot \eta_3. \quad (5.7)$$

Outros processos, como transporte e estocagem, não apresentam alteração de massa.

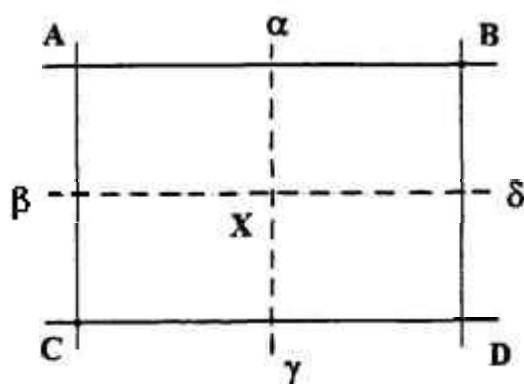
f) trabalho separativo (SW)

Para o caso do PWR, além das massas envolvidas no processo de enriquecimento, é necessário também a determinação do Trabalho Separativo (SW). Isto é feito através de interpolação linear bi-dimensional da seguinte Tabela:

Tabela 5.2: Valores de Trabalho Separativo (kg).

Combust. enriq. (%)	"Tail"	
	0,2 (%)	0,3 (%)
2,0	2,1941	1,6976
2,2	2,6017	2,0280
2,4	3,0179	2,3671
2,6	3,4415	2,7136
2,8	3,8713	3,0664
3,0	4,3065	3,4245
3,2	4,7464	3,7874
3,4	5,1904	4,1545
3,6	5,6384	4,5253
3,8	6,0896	4,8994
4,0	6,5437	5,2765

A interpolação bi-dimensional foi feita como mostra a Figura 5.3 abaixo.



$$A = (X_1, Y_2)$$

$$B = (X_2, Y_2)$$

$$C = (X_1, Y_1)$$

$$D = (X_2, Y_1)$$

$$\alpha = (X_0, Y_1)$$

$$\beta = (X_1, Y_0)$$

$$\gamma = (X_0, Y_1)$$

$$\delta = (X_2, Y_0)$$

Figura 5.3: Interpolação Linear Bi-dimensional.

O valor do trabalho separativo, para um determinado valor do enriquecimento do combustível e do “tail”, fica, portanto, como mostra a expressão abaixo:

$$SW(X) = \{(X_0 - X_1)(Y_0 - Y_1) \times SW(B) + (X_0 - X_1)(Y_2 - Y_1) \times SW(D) + (X_2 - X_0)(Y_2 - Y_0) \times SW(D) + (X_2 - X_0)(Y_2 - Y_0) \times SW(C) + (X_2 - X_0)(Y_0 - Y_1) \times SW(A)\} / (Y_2 - Y_1)(X_2 - X_1). \quad (5.8)$$

5.1.2) Tempo de Irradiação

É necessário o conhecimento do tempo de permanência do combustível no reator, dado uma queima determinada (t_{irr}).

$$t_{irr} = \frac{Q^{ex} M}{P (F / N)} 365 \quad (\text{anos}), \quad (5.9)$$

onde:

- Q^{ex} - queima de extração (MWd/t),
- M - massa de material pesado (t),
- P - potência térmica do reator (MW),
- F - fator de carga médio e
- N - número de zonas do reator.

No reator CANDU, a recarga do combustível é feita de maneira contínua a uma taxa média tal que 100 % do núcleo é substituído por ano (4.560 EC), de modo que na expressão do tempo de irradiação acima $N = 1$.

Observa-se aqui, a diferença entre o que se considerou número de zonas do reator CANDU no Apêndice 7.4, onde $N \rightarrow \infty$. Lá, N correspondia ao número de ciclos que um lote (no caso 1 elemento combustível) permanecia no reator.

5.1.3) Energia Elétrica Gerada

Para uma dada queima de extração, a energia gerada é dada por:

$$E = Q^{ex} \cdot M \cdot \epsilon_1 \cdot 24 \quad (\text{MWh}), \quad (5.10)$$

onde ϵ_1 é a eficiência térmica da central.

5.1.4) Custos Parciais

Os custos dos diversos processos são feitos através da atualização temporal dos custos unitários vezes a massa envolvida no processo. A expressão geral que fornece esses custos é dada por:

$$CP_i = CU_i \cdot M_i (1 + T_x)^t \quad (\text{US\$}), \quad (5.11)$$

onde:

CU_i - custo unitário da etapa i (US\$/t),

M_i - massa envolvida da etapa i (t),

T_x - taxa de desconto (juros) anual (%) e

t - tempo (anos).

Tendo as massas envolvidas em cada processo do ciclo de combustível considerado, os custos unitários atualizados temporalmente e a energia gerada, tem-se que o custo do ciclo do combustível (CC) é determinado por:

$$CC = \sum_i CP_i / E \quad (\text{US\$/MWh}). \quad (5.12)$$

O programa de computador que calcula os custos dos ciclos de combustível (P4C) foi desenvolvido em linguagem FORTRAN, levando-se em conta cada uma das alternativas de ciclo, com suas peculiaridades específicas. O manual do usuário pode ser encontrado no Apêndice 7.5, assim como um exemplo de arquivo de entrada de dados e saída de resultados.

Embora a avaliação do custo do ciclo do combustível, através do programa P4C, seja adequada para estimar e comparar os vários ciclos estudados neste trabalho, ela não é, a rigor, o melhor procedimento para estimativas a longo prazo. Uma avaliação mais completa do custo do ciclo do combustível deve considerar simultaneamente a influência dos custos de todos os lotes (no caso do reator CANDU, considerar todos os anos), desde a primeira até a última recarga do reator.

Uma vez calculados os custos dos vários ciclos, que têm tempos de maturação e recebimentos diferentes, para se efetuar uma comparação rigorosa, haveria a necessidade de se “nivelar” esses custos para uma mesma data de referência /38/. No entanto, considerando-se que a taxa de desconto seja fixa ao longo do tempo em todos os casos (desprezando-se a inflação), a diferença máxima dos tempos de maturação entre os ciclos não ultrapasse um ano, e que os cálculos dos custos estejam simplificados, representando apenas uma *estimativa*, pode-se, então, comparar diretamente esses custos sem prejuízo das conclusões. Os cálculos e comparações feitos a seguir seguem as simplificações acima, com o tempo de referência considerado no início de cada irradiação (geração de energia).

5.2) Aplicação do Programa P4C

Neste item são apresentadas as aplicações do programa P4C para os ciclos representados na Figura 5.1. Para isso será necessária uma base de dados de custos das várias etapas dos ciclos. Houve muita discrepância nesses valores, dependendo da fonte pesquisada; assim, os custos utilizados nas etapas devem ser considerados como aproximados, porém tendo como embasamento a realidade do ciclo do combustível no Brasil e na Argentina, numa situação de integração econômica ideal. Essa incerteza de números também é sempre enfatizada em publicações canadenses, como já observado no item 3.2.2. Os valores considerados dos custos, assim como dos prazos de pagamento (tempos), para as várias etapas dos ciclos, são apresentados abaixo.

Tabela 5.3: Custos Parciais e Prazos de Pagamento das Etapas do Ciclo do Combustível (10^3 US\$/t de Material Pesado) /25/ /39/ /40/.

Etapa	Ciclo normal	Ciclo Tandem	Tempos (anos)
U ₃ O ₈	70,0	70,0	2,0
Conversão UF ₆	15,0	15,0	1,5
Enriquecimento	200,0 US\$/SWU (*)	-	1,0
Reconversão UO ₂	15,0	15,0	0,8
Fabricação	150,0	400,0	0,5
Transporte	15,0	25,0	0,2
Estoc. Fria	10,0	15,0	0,2
Estoc. Quente	20,0	40,0	1,0
Estoc. Final	200,0	200,0	10,0
Transporte MOX	-	25,0	1,0
Descontaminação	-	1000,0	1,5
Transp. Comb. Irrad.	35,0	45,0	1,8
Comb. Irradiado	-	10,0	2,0
"Tail"	-	0,5	2,0
Reconversão "Tail"	-	8,0	0,8
Transp. "Tail"	-	5,0	0,5

(*) SWU - Unidade de Trabalho Separativo (kg)

Antes, porém, da aplicação do programa P4C para os ciclos Tandem estudados neste trabalho, é necessária uma verificação da qualidade dos resultados calculados. A forma ideal desta verificação seria através de uma extensiva série de comprovações, como aquela executada no Apêndice 7.3, com a biblioteca de dados nucleares WIMKAL-88. Porém, neste caso, a verificação se faria utilizando-se de outros programas já validados e também através de valores de literatura. Além disso são necessários testes de consistência de resposta para cada dado de entrada do programa, em todos os tipos de ciclos considerados. Isto feito, dir-se-ia que o programa foi *validado*. No entanto não foi possível uma validação desta magnitude por não se dispor de outros programas para cálculos de custos de ciclos do reator CANDU, com as características dos ciclos estudados. Desta forma, a verificação da qualidade dos resultados do programa P4C será feita comparando-se:

- a) custo do ciclo do combustível de Angra-I (literatura) /39/,
- b) custo do ciclo do combustível de Embalse com urânio natural (literatura) /25/,
- c) custo do Ciclo Tandem-1 calculado pelo programa PERCICO /40/ /25/,
- d) custo do ciclo do combustível do projeto de PWR nacional (RENAP-MP), de 400 MWe /41/, calculado pelo programa NUCOST1.1 /42/ e
- e) análise de sensibilidade das variáveis do ciclo do reator de Angra-I /43/, através do programa NUCOST1.1.

Para esta verificação da qualidade dos resultados do programa P4C, outros dados são necessários. A Tabela 5.4 apresenta os custos unitários das etapas dos ciclos acima.

Tabela 5.4: Custos Parciais Para os Casos da Verificação dos Resultados do Programa P4C
(10³ US\$/t de Material Pesado) /25/ /39/ /40/ /41/.

etapa	Angra-I	Embalse	Tandem-1	RENAP-MP
U ₃ O ₈	22,0	110,0	110,0	22,0
conversão	6,5	33,0	33,0	6,5
fabricação	480,0	~190,0	~600,0	480,0
transp. E.C.	-	15,0	25,0	-
armazenamento	-	10,0	20,0	-
transp. comb. irrad.	50,0	-	-	50,0
enriquec.	130,0 US\$/SWU	-	-	130,0US\$/SWU
armaz. comb. irrad	50,0	-	-	50,0
descontaminação	-	-	1000,0	-
armaz. final	400,0	200,0	250,0	400,0

Outros dados necessários aos cálculos são específicos de cada caso, como por exemplo a potência térmica, a eficiência térmica, a queima de extração, fator de carga médio, etc. Porém, outros dados foram tomados de forma indistinta para todos os casos, são eles: eficiência na fabricação de pastilhas e elementos combustíveis (99 %), eficiência na conversão/reconversão (99,5 %), taxa de juros anual (10 %) e prazos de pagamento (como os da Tabela 5.3).

A análise de consistência, para a variação de parâmetros, foi executada através de comparações da sensibilidade do custo de algumas das principais etapas do ciclo do combustível de Angra-I (obtenção de U₃O₈, enriquecimento e fabricação do elemento combustível) sobre o custo total do ciclo. O método utilizado foi o descrito na referência 43 : considera-se o custo de uma determinada etapa e, em seguida, varia-se este custo de - 50 % até +300 % (com passos de 50 %). Determina-se, então, a variação percentual provocada no custo do ciclo. Esse procedimento foi feito para o reator de Angra-I, comparando-se com o mesmo procedimento feito através do programa NUCOST1.1 /43/.

A Tabela 5.5, a seguir, apresenta as estimativas de custos dos ciclos de cada caso, calculados pelo programa P4C e os resultados das referências. Já a Figura 5.4 mostra os gráficos correspondentes das análises de sensibilidade feitas através dos programas P4C e NUCOST1.1, para o reator de Angra-I.

Tabela 5.5: Comparação de Custos Para os Casos da Verificação dos Resultados do Programa P4C. (10^3 US\$/t de Material Pesado) /25/ /39/ /40/ /41/.

reator	custo (P4C)	custo (referências)	Δ %
Angra-I	11,0	10,1	+8,2
Embalse	9,1	7,5	+17,6
Tandem-1	8,8	7,5	+14,8
RENAP-MP	10,2	9,4	+7,8

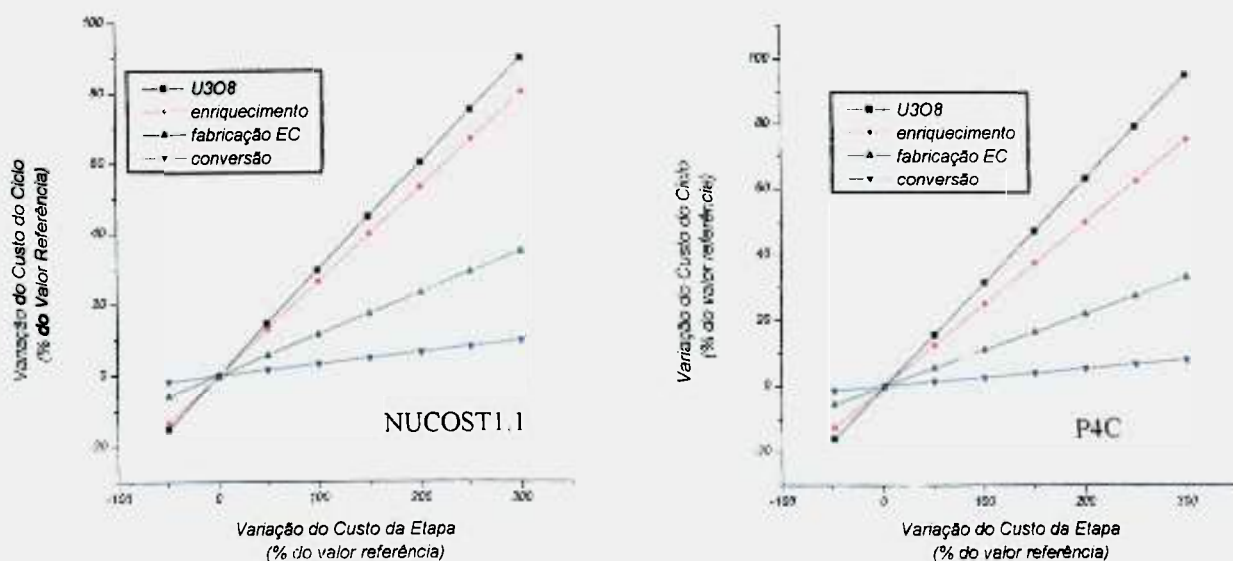


Figura 5.4: Comparação Entre as Variações do Custo do Ciclo em Função do Custo da Etapa (Programas NUCOST1.1 e P4C).

Analisando-se os resultados da Tabela 5.5 e os gráficos da Figura 5.4, conclui-se que o programa P4C, mesmo com a diferença de 17,6 % relativo ao ciclo de urânio natural do reator de Embalse, mantém uma coerência de resultados, tanto do modo integral (custo do ciclo - Tabela 5.5), como, e principalmente, do modo de consistência de resposta às variáveis (análise de sensibilidade - Figura 5.4). Essa coerência de resposta é esperada, pela própria concepção do programa, para todos os tipos de ciclos considerados. Dessa maneira, para o nível de comparação que se pretende para os ciclos Tandem-1, 2 e 3, o programa P4C fornece resultados confiáveis.

Na Tabela 5.6 são mostrados os custos dos 3 Ciclos Tandem analisados, calculados pelo programa P4C.

Tabela 5.6: Custos dos Ciclos Tandem Analisados (US\$/MWh).

Ciclo	Custo
Tandem-1	8,8
Tandem-2	4,7
Tandem-3	16,4

Considerando as incertezas da base de dados utilizada, além das imprecisões dos cálculos feitos através do programa P4C, observa-se o baixo custo relativo do Ciclo Tandem-2.

Além dos custos na diluição ótima, levantaram-se curvas de custo versus diluição até próximo ao limite da viabilidade técnica, para os 3 tipos de ciclos Tandem estudados. As curvas são apresentadas na Figura 5.5 a seguir. A variável *diluição* é determinada separadamente através das massas de entrada no reator.

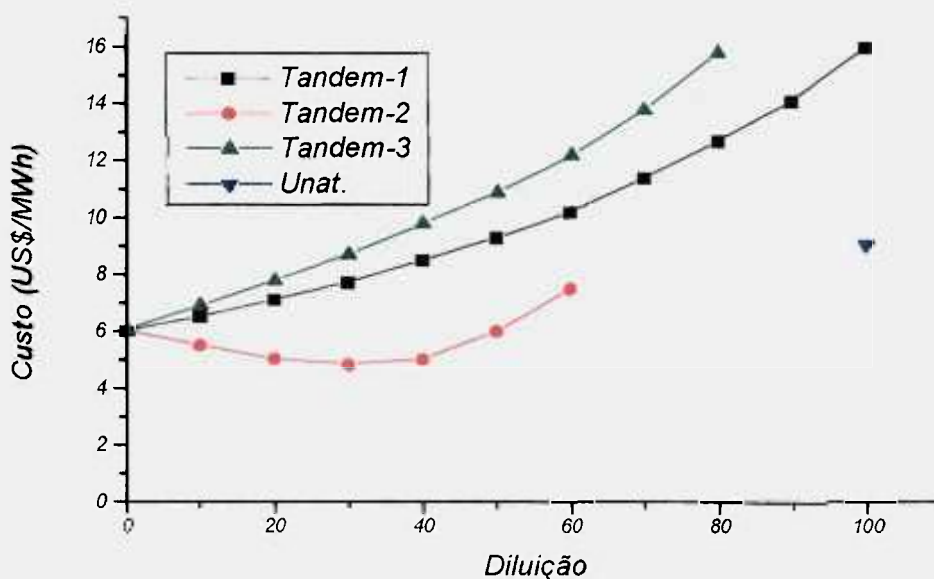


Figura 5.5: Custo dos Ciclos Tandem-1, 2 e 3 em Função da Diluição.

Na Figura estão marcados os pontos correspondentes às diluições ótimas determinadas no Capítulo anterior, além do custo determinado para o ciclo normal de Unat. de Embalse. A diferença entre este custo, com o caso de 100 % de diluição em Unat. do Ciclo Tandem-1, se explica pelo fato que o fluxo de massa passa pela fase de fabricação, com os custos de Ciclo Tandem (600.000 US\$/t) e não com os custos do ciclo normal (190.000 US\$/t).

O ponto mais interessante, no entanto, diz respeito à curva de custos relativa ao ciclo Tandem-2, que apresenta um ponto de mínimo aproximadamente na sua diluição ótima (26%). Para esse caso pode-se, então, afirmar que otimizar a utilização do MOX_{PWR} é equivalente a otimizar custos. De fato, observa-se que, para a base de dados escolhida, os custos relativos ao MOX (descontaminação, transporte e fabricação) são etapas bastante dispendiosas. Vale lembrar que a partir da diluição de 60%, aproximadamente, a mistura de combustível (ciclo Tandem-2), para o reator CANDU, é subcrítica.

Com relação à curva relativa ao ciclo Tandem-3, esta também é sempre crescente porém com inclinação bem mais acentuada que as demais. A partir de uma diluição de cerca de 80% em MOX advindo do reator CANDU, o reator é subcrítico.

Os custos relativos à descontaminação não são lineares como considerado aqui, ou seja, existe uma relação que segue uma determinada economia de escala. Isso também é observado em outras etapas do ciclo, como a fabricação e o transporte, porém de maneira menos sensível.

5.3) Conclusões

Os gráficos da Figura 5.5 resumem todas as conclusões sobre a análise econômica do Ciclo Tandem Angra-I/Embalse nas suas três opções, na base de dados utilizada. Mas o fato notável a se ressaltar, nesta pequena análise, diz respeito ao custo relativamente baixo do Ciclo Tandem-2. Por ser o “tail” um material de diluição do MOX_{PWR} mais barato, essa opção tornou-se mais atrativa economicamente.

Outras conclusões são:

- 1) considerando-se ainda que um dos objetivos dos estudos do Ciclo Tandem é justamente a economia de mineral de urânio, a opção do Ciclo Tandem-2 se justifica ainda mais e
- 2) o programa P4C se mostrou uma ferramenta útil e ágil para estimar comparativamente custos de ciclos de combustível a partir das massas de entrada no reator.

Mais uma vez, observa-se que os valores aqui obtidos, devido às incertezas dos dados e simplicidade de cálculo, devem ser tomados apenas comparativamente.

6) CONCLUSÕES E SUGESTÕES

O estudo da viabilidade técnico-econômica da adoção de um Ciclo Tandem entre os reatores de Angra-I (Brasil) e Embalse (Argentina), baseou-se nas motivações e vantagens que se procurou demonstrar ao longo do trabalho e que, de maneira genérica e resumida, apresentam-se a seguir:

a- importância, a médio e longo prazo, que a Energia Nuclear terá, na geração de eletricidade, tanto no Brasil como na Argentina,

b- tendência da integração econômica em curso (MERCOSUL), que favorecerá um relacionamento mais fluente e intenso, entre as nações, em todas as áreas das relações internacionais,

c- opção tecnológica de reatores nucleares entre Brasil e Argentina que, coincidentemente, estão de acordo com a idéia do Ciclo Tandem,

d- capacitação técnica dos dois países para a efetivação deste projeto, além do fato de trabalharem em conjunto,

e- diminuição significativa do volume e da atividade dos rejeitos radioativos,

f- racionalização do uso das reservas de mineral de urânio,

g- possível diminuição dos custos do ciclo do combustível nuclear nas duas vertentes: Brasil, com o crédito de combustível irradiado e possivelmente “tail” (sub-produto do enriquecimento isotópico do urânio) e Argentina, com o aumento da queima de extração do combustível, e

h- oportunidade de cooperação técnico-científica entre Brasil e Argentina que promoverá, em se efetivando o projeto, uma afirmação dos dois países em um campo político-estratégico importante como o da Energia Nuclear.

Neste trabalho, desenvolveu-se uma metodologia na qual, entre outras, foi necessário:

a- validação, correção e ajuste da biblioteca, de origem coreana, WIMKAL-88 para cálculos neutrônicos mais precisos,

b- redefinição de figuras de mérito necessárias para viabilizar cálculos neutrônicos,

c- estudar a influência neutrônica de elementos transurânicos, para possível inclusão destes nas figuras de mérito e

d- elaboração de um programa de computador para cálculos de custo do ciclo de combustível (programa P4C).

Além do Ciclo Tandem tradicional com diluição de urânio natural (Ciclo Tandem-1), analisado normalmente na bibliografia internacional existente sobre o tema, consideraram-se, neste trabalho, duas outras alternativas possíveis: com diluição de “tail” (Ciclo Tandem-2) e com diluição de MOX do próprio reator CANDU (Ciclo Tandem-3), cujas principais conclusões são apresentadas a seguir.

6.1) Conclusões

1- Da análise técnica concluiu-se que, em termos de desempenho neutrônico, os Ciclos Tandem-1 e 2 são equivalentes (o Ciclo Tandem-3 não apresenta vantagem neste ponto). Porém a vantagem do Ciclo Tandem-2 reside no fato de que este não se utiliza de

urânio natural, cuja economia foi uma das motivações deste estudo. No Ciclo Tandem-1, a economia de urânio natural, no sistema bi-nacional, foi cerca de 50 %. Na hipótese da implementação deste tipo de Ciclo Tandem e também de o Brasil cumprir todas as etapas do ciclo do combustível para suprir suas centrais, o “tail” brasileiro, junto com o combustível irradiado terá, além de destinação definida, também um valor comercial.

2- Como observado várias vezes ao longo do trabalho, a reatividade inicial do reator CANDU, operando em ciclo Tandem (independentemente de qual opção), está muito acima dos padrões normais de operação. Demonstrou-se que para levar a reatividade à níveis operacionais seguros, será necessário mesclar elementos combustíveis MOX novos com elementos esgotados. Este procedimento, além de baixar a reatividade inicial, promoverá um melhor aproveitamento energético do combustível, ou seja um aumento da queima de extração. A inclusão de veneno queimável no combustível é também uma opção que futuramente deverá ser considerada, não só para baixar a reatividade inicial, como também objetivando otimizar a distribuição de potência no núcleo do reator.

3- A parametrização do enriquecimento do “tail” não teve influência na determinação da diluição ótima no Ciclo Tandem-2.

4- Com relação à segurança do reator CANDU operando com combustível tipo MOX, concluiu-se que não existem grandes diferenças com relação ao ciclo normal de urânio natural.

5- Quanto às vantagens ambientais, as três opções de Ciclo Tandem são interessantes, com uma diferença mínima de 20 % tanto na atividade como na toxicidade dos rejeitos globais, entre as duas usinas operando com e sem sinergismo. Com o decorrer do tempo, surge uma ligeira vantagem do Ciclo Tandem-3 relativamente às outras duas opções.

6- No que diz respeito à análise econômica, o fato notável a salientar é o baixo custo relativo do Ciclo Tandem-2. Isso principalmente devido ao fato de ser o “tail” um material de diluição relativamente mais barato que os demais. Pelo motivo oposto, o Ciclo Tandem-3 mostrou-se economicamente desinteressante.

7- Em vista do exposto, sugere-se a adoção do Ciclo Tandem-2 como a alternativa mais interessante para a integração dos ciclos de combustíveis entre os reatores de Angra-I e Embalse. O quadro abaixo apresenta os valores dos principais parâmetros determinados para esta opção.

Combustível	MOX _{PWR}	“Tail”
diluição	0,74	0,26
Fluxo de Massa (t/a)	23,7	8,3
Q ^{ex} (MWd/t)	22.500	
Custo Estimado do Ciclo (US\$/MWh)	4,7	

6.2) Sugestões

1- As porcentagens de diluições de combustíveis ótimas determinadas neste trabalho, assim como os custos estimados dos ciclos de combustíveis, deverão apenas servir de “balisador” de uma análise mais ampla no caso de implantação deste projeto. Outras variáveis podem se apresentar, como por exemplo a falta de combustível MOX_{PWR}, acarretando maior porcentagem do diluidor; necessidades de mesclar com o MOX_{PWR} urânio natural juntamente com “tail”, etc. Para esses casos, novos cálculos neutrônicos e econômicos deverão ser efetuados, para estimar os vários parâmetros técnicos e econômicos de interesse. O presente trabalho, no entanto, fornece as ferramentas necessárias para, rapidamente, se obterem esses novos valores.

2- O gerenciamento do combustível no reator CANDU, operando em Ciclo Tandem, foi tratado apenas de maneira semi-quantitativa. O problema do excesso de reatividade inicial, no entanto, é sério e requer conclusões mais detalhadas através de cálculos tri-dimensionais do reator.

3- Por fim, para uma integração completa dos ciclos de combustível nuclear entre os dois países, sugerem-se estudos semelhantes visando um Ciclo Tandem também entre as centrais nucleares de Angra-II e Atucha-I e II. Apesar dos reatores dessas centrais argentinas serem de tipo diferente de Embalse (tipo PHWR), a metodologia desenvolvida neste trabalho poderá ser repetida, com sucesso, também neste caso.

7) APÊNDICES

7.1) Os Reatores Nucleares de Angra-I e Embalse

Uma pequena descrição dos reatores envolvidos neste estudo é apresentada aqui, além dos dados técnicos comparativos e as localizações relativas. Maiores informações podem ser obtidas nas referências 44 e 45.

7.1.1) O Reator de Angra-I

A usina nuclear de Angra-I é um projeto padrão de PWR da Westinghouse, com 626 MWe que teve seu início de construção em 1972 e sua primeira criticalidade dez anos depois. Vários problemas de projeto impediram o reator de operar à plena potência por muito tempo.

O núcleo do reator é formado por 121 elementos combustíveis num arranjo quadrado de 16x16 varetas combustíveis por elemento, dispostos como mostrado na Figura 7.1.1. Na Figura 7.1.2 é mostrado um elemento combustível típico de PWR. O combustível, no seu ciclo de equilíbrio, é composto por dióxido de urânio enriquecido a 3,4 w/o em U-235.

O circuito primário de Angra-I é composto por 2 linhas de geração de vapor ("loops") convencionais como mostrado na Figura 7.1.3.

O controle do reator é feito através de 20 barras absorvedoras de Ag-In-Cd por elemento combustível.

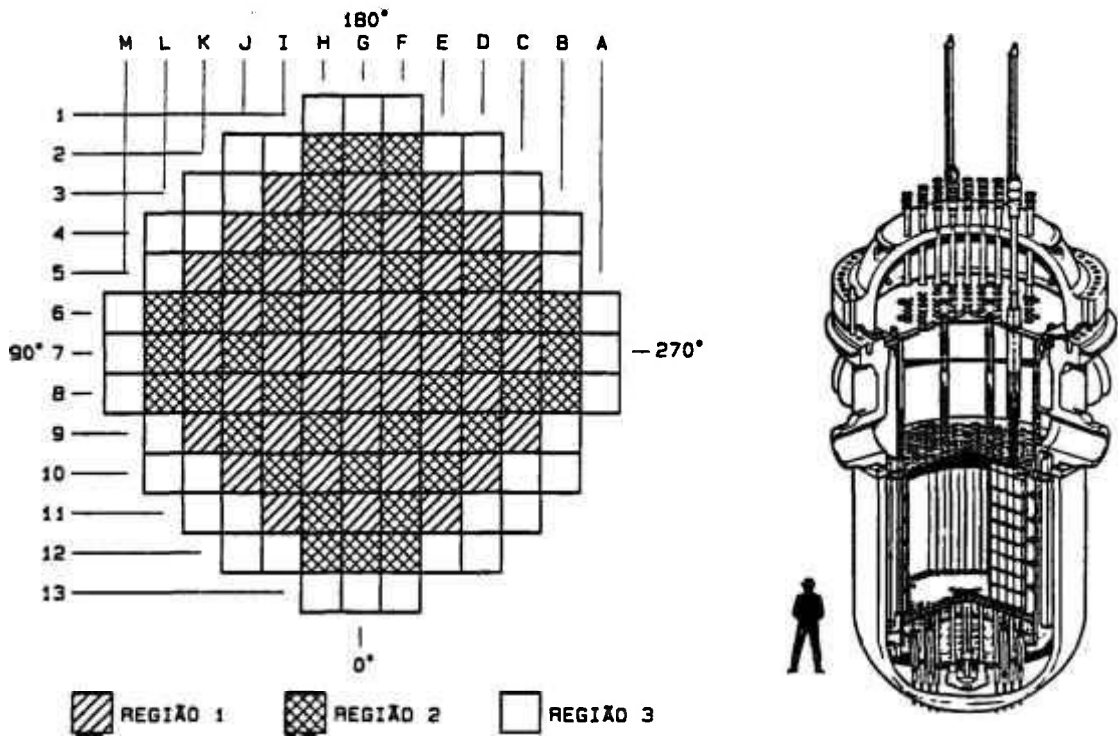


Figura 7.1.1: Geometria do Núcleo e Detalhes do Reator PWR de Angra-I.



Figura 7.1.2: Elemento Combustível Típico de PWR.

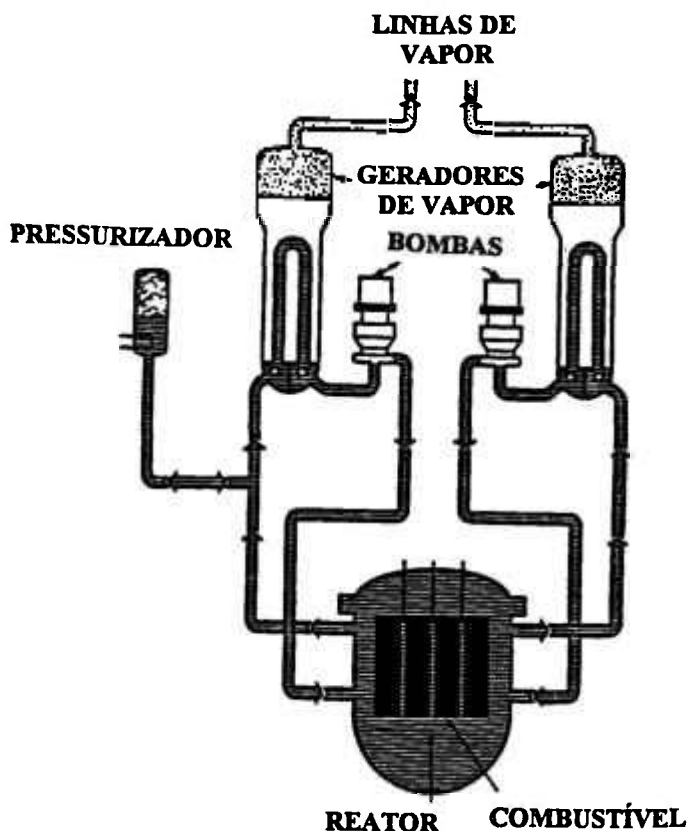


Figura 7.1.3: Esquema do Circuito Primário do Reator PWR de Angra-I.

7.1.2) O Reator de Embalse

A Central Nuclear de Embalse começou a operar em 1983. É um reator tipo CANDU canadense de 648 MWe cujo núcleo contém 380 canais com combustível e refrigerante (tubos de pressão) dispostos em uma rede quadrada de 28,575 cm de passo, dentro de um tanque (calandria) com água pesada a baixa pressão e temperatura, que funciona como moderador e refletor. Na Figura 7.1.4 é mostrado um aspecto geral do reator.

O refrigerante, pressurizado, circula pelos canais levando o calor gerado para os geradores de vapor, como mostra a Figura 7.1.5. Os fluxos de refrigerante nos dois circuitos de refrigeração são opostos, como indicado na Figura.

O reator utiliza urânio natural como combustível na forma de pastilhas de UO_2 de 0,61 cm de raio. Cada vareta de zircaloy-2 tem aproximadamente 50 cm de comprimento, contendo 29 pastilhas de combustível. O elemento combustível é formado de 37 dessas varetas na disposição mostrada na Figura 7.1.6. Esses elementos combustíveis são colocados nos tubos de pressão um atrás do outro, num total de 12 por tubo, que caminham continuamente na direção do refrigerante, até serem retirados no outro extremo.

Atualmente, como observado no item 3.2.3, é estudado um novo elemento combustível com 43 varetas, denominado "CANFLEX", que vem apresentando melhor desempenho.

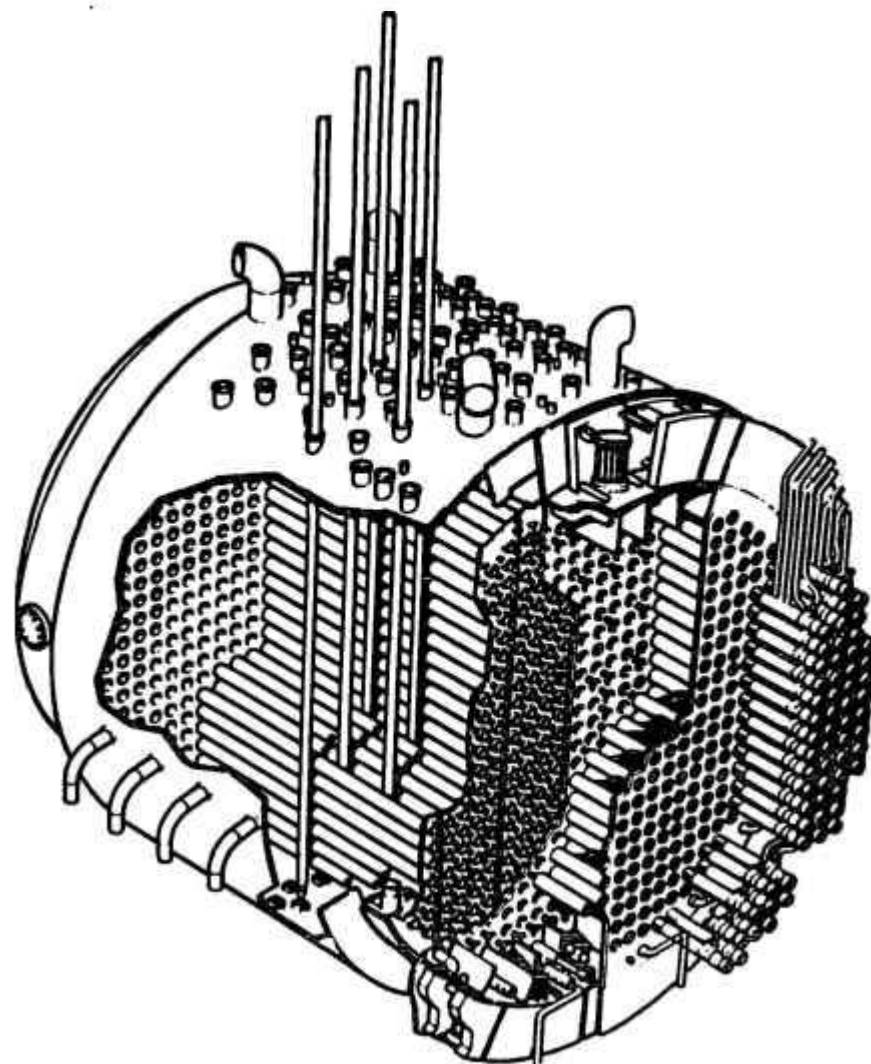


Figura 7.1.4: Aspecto Geral do Reator CANDU de Embalse.

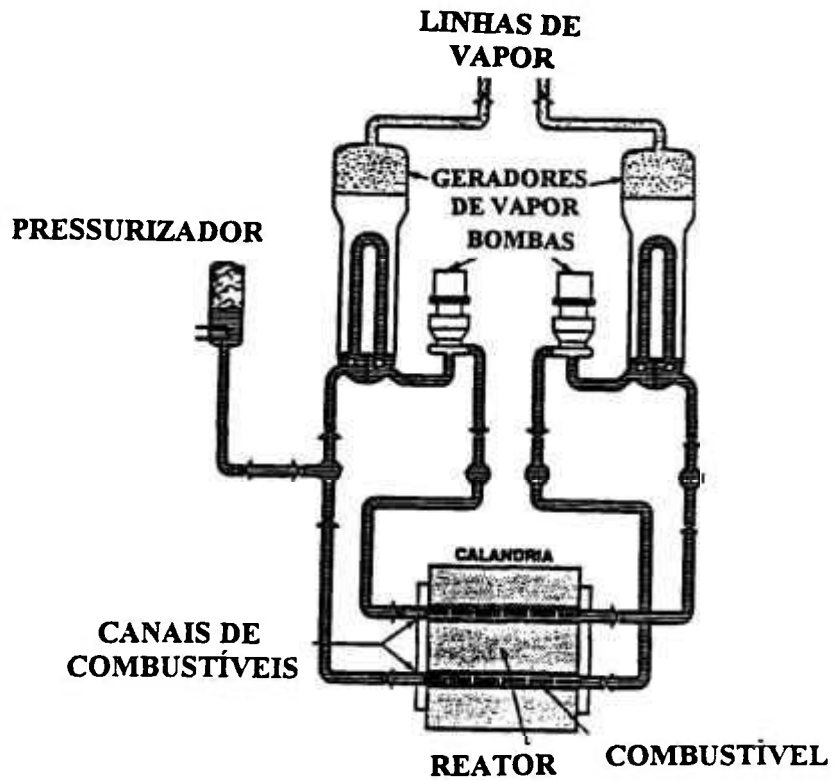


Figura 7.1.5: Esquema do Circuito Primário do Reator CANDU de Embalse.

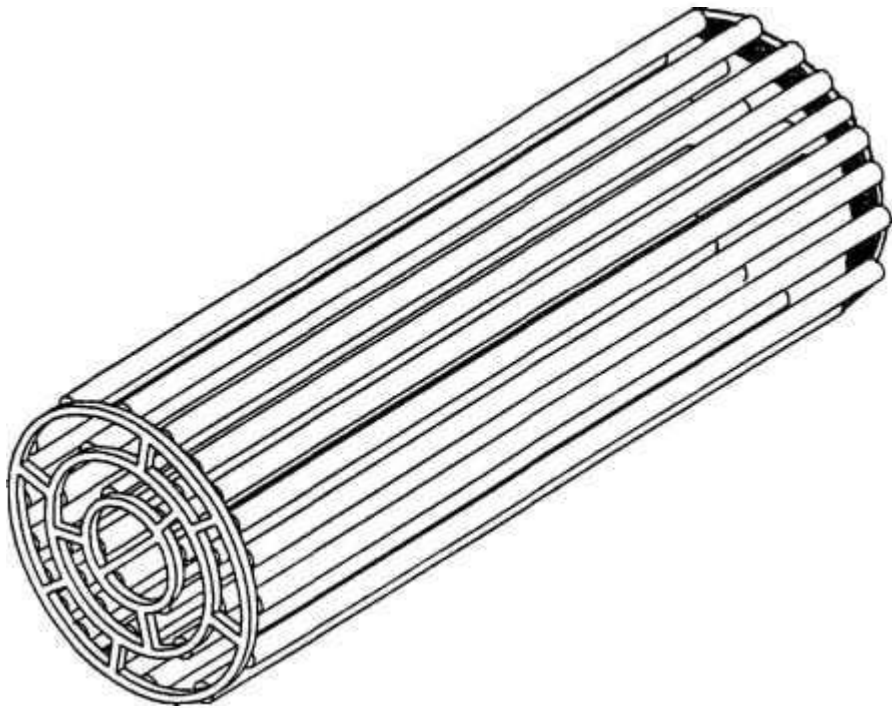
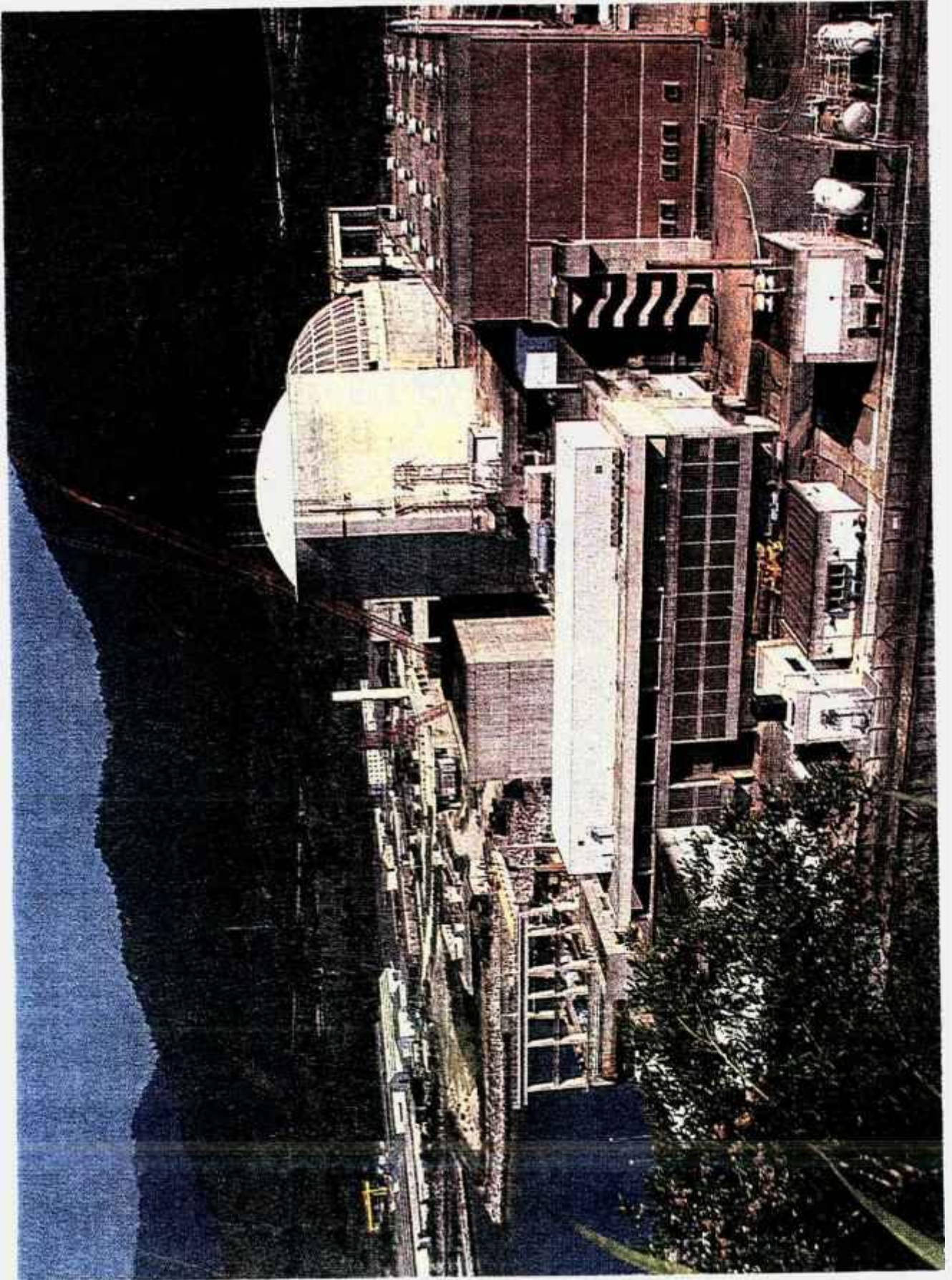


Figura 7.1.6: Elemento Combustível do Reator CANDU.

7.1.3) Dados Técnicos Comparativos dos Reatores

Tabela 7.1.1: Principais Características dos Reatores Envolvidos no Estudo.

REATOR	ANGRA-I	EMBALSE
Potência Elétrica	626 MWe	648 MWe
Potência Térmica	1876 MWt	2105 MWt
Potência específica	37,75 kW/kg	34,77 kW/kg
Temperatura do Moderador	-	71 °C
Temp. do Refrigerante ("in")	287 °C	266 °C
Temp. do Refrigerante ("out")	324 °C	305 °C
Pressão do Refrigerante	15,2 MPa	10,0 MPa
Raio do Núcleo Ativo	122,5 cm	314,3 cm
Dimensão Axial	365,8 cm	594,4 cm
Número de Canais	-	380
Rede	quadrada ("pitch"=19,83 cm)	quadrada ("pitch"=28,57 cm)
EL. COMBUSTIVEL		
Potência Máxima	9021 kW	830 kW
Número de Varetas	235	37
Raio do Segundo Anel	-	1,488 cm
Raio do Terceiro Anel	-	2,875 cm
Raio do Quarto Anel	-	4,331 cm
VARETA		
Raio Externo	0,475 cm	0,698 cm
Raio da Pastilha	0,409 cm	0,608 cm
Nº de Pastilhas/Vareta	272	29
Raio Interno Revestimento	0,418 cm	0,650 cm
Espessura do Revestimento	0,057 cm	0,049 cm
Material do Revestimento	Zircaloy-4	Zircaloy-2



VISTA GERAL DA USINA DE ANGRA-I



VISTA GERAL DA USINA DE EMBALSE



LOCALIZAÇÃO RELATIVA DE ANGRA-I E EMBALSE

7.2) Modelagem Neutrônica do Reator CANDU

As simulações neutrônicas da operação do reator CANDU da Central Nuclear de Embalse, efetuadas neste trabalho, foram executadas através do programa WIMS-D/4 /29/. O programa WIMS-D/4 foi desenvolvido na Inglaterra para cálculos celulares, utilizando-se da teoria de transporte de nêutrons a fim de obter fluxo neutrônico como função da energia e da posição. Surgiu, inicialmente na década de 60 e, posteriormente inúmeras modificações foram introduzidas, inclusive sua adaptação para micro-computadores. É um dos programas mais difundidos atualmente para cálculos celulares.

O programa inicialmente calcula o espectro energético e espacial para poucos pontos da célula e todos os grupos de energia contidos em sua biblioteca (69), utilizando este espectro para condensar as seções de choque em poucos grupos de energia escolhidos pelo usuário. Essas seções de choque são, então, utilizadas em um novo cálculo com maior detalhamento espacial. Finalmente este espectro a poucos grupos de energia é expandido para o número total de grupos existentes na biblioteca, usando o espectro do cálculo anterior possibilitando, desse modo, calcular as taxas de reações para cada ponto espacial na estrutura de grupo da biblioteca.

Para a primeira parte do cálculo, isto é, poucos pontos da célula e todos os grupos energéticos, utiliza-se o método de probabilidade de colisões /46/. Na segunda parte (poucos grupos energéticos e muitos pontos da célula), existem opções de utilizar-se o método DSN /46/ ou probabilidade de colisões. O espectro de fuga da célula homogeneizada pode ser calculado utilizando-se a teoria de difusão com representação do espalhamento anisotrópico através de correção na seção de choque total ou com a teoria B1, utilizando-se as matrizes de espalhamento P1 /46/ para os principais materiais moderadores.

Os dados de entrada do programa WIMS-D/4 classificam-se em três tipos: preliminares, cálculo central e de edição. Os cálculos preliminares descrevem as dimensões do problema em espaço, energia, número de materiais, etc. São utilizados para calcular a dimensão total de uma variável geral onde se armazenam, de forma compacta, todas as variáveis do problema. Em casos seqüenciais, as várias modificações serão feitas somente nos dados do cálculo central e da edição, devendo os dados preliminares permanecerem invariantes para todos os casos.

Os dados do cálculo central especificam as dimensões geométricas, a composição dos materiais, a estrutura de grupos, o método de resolução da equação de transporte, a queima e outras opções anexas.

Na edição, especificam-se os métodos para as correções de fuga, a condensação em grupos energéticos e outras opções relacionadas com a saída do problema.

De uma maneira resumida, as informações principais fornecidas pelo programa WIMS-D/4 para uma célula são:

- fator de multiplicação infinito,
- fator de multiplicação efetivo (quando são fornecidas informações sobre fugas),
- valores críticos de “bucklings”,
- taxas de reações dos isótopos especificados e
- constantes nucleares a poucos grupos de energia para cálculo de reator, em função da queima.

O programa também permite cálculos do tipo “clusters”, isto é, cálculos considerando um conjunto de diferentes tipos de células em um mesmo arranjo. Este foi o tipo de cálculo executado neste trabalho.

O fluxograma da Figura 7.2.1 mostra, de modo simplificado, o esquema de cálculo do programa WIMS-D/4.

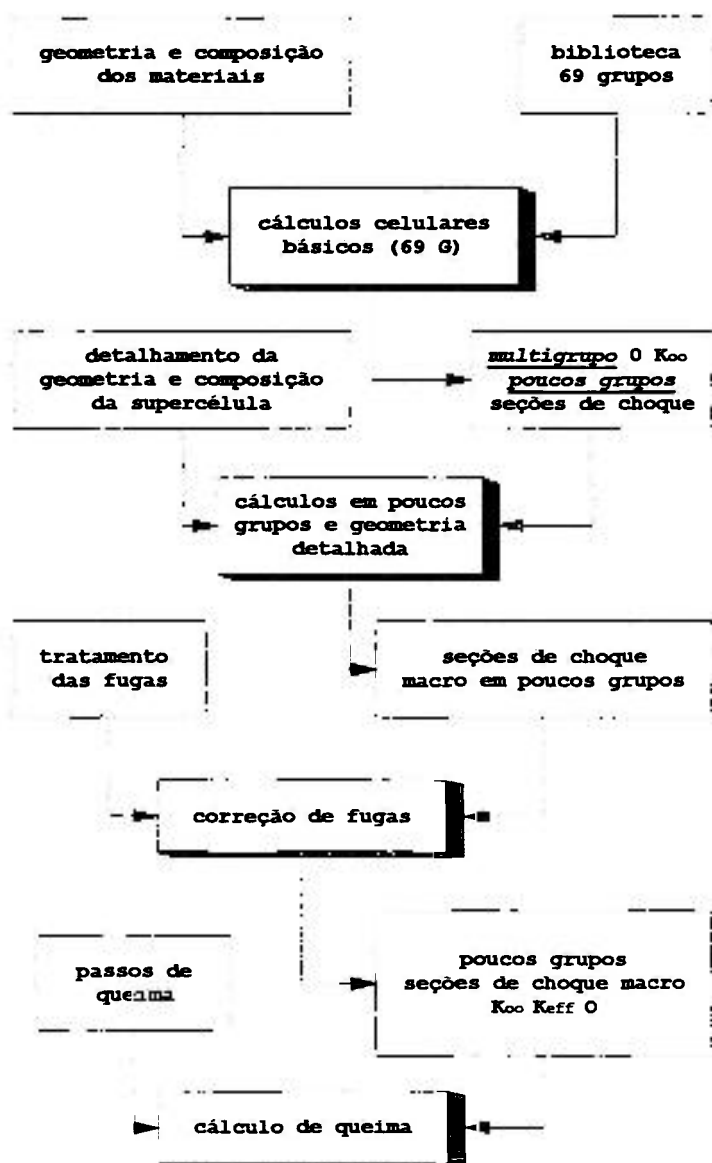


Figura 7.2.1: Esquema Simplificado de Cálculo do Programa WIMS-D/4.

Para o reator CANDU, o arranjo, ou multicélula representativa, é ilustrada na Figura 7.2.2 a seguir.

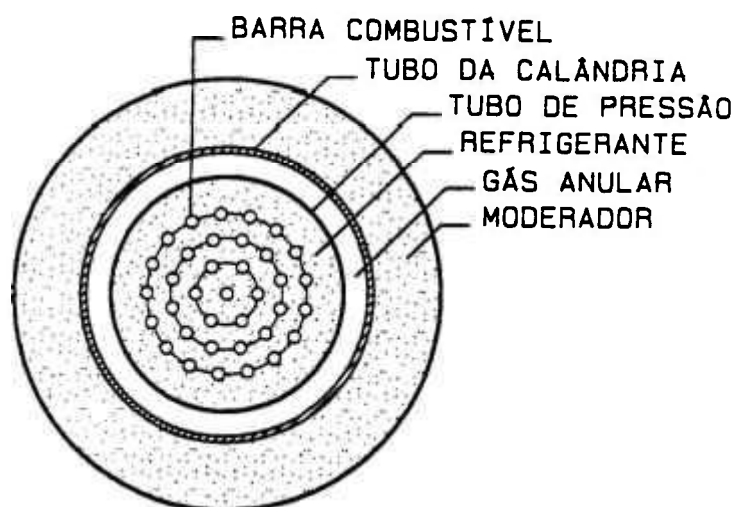


Figura 7.2.2: Multicélula Representativa do Reator CANDU.

Neste caso específico, a multicélula é dividida em :

- 4 anéis internos contendo barras de combustíveis e refrigerante
- 1 anel correspondendo ao tubo de pressão
- 1 anel contendo o gás anular

Além dos dados relativos ao reator CANDU de Embalse, constantes na Tabela do item 7.1.3, são necessárias outras informações para a execução do cálculo com o programa WIMS-D/4. Essas informações constam na Tabela 7.2.1 a seguir.

Tabela 7.2.1: Dados Adicionais Para Cálculo do Reator CANDU

Componente	Material	Dimensão (cm)	Temperatura (K)
combustível	UO ₂ natural	0,608	960,16
encamisamento	zircaloy-2	0,0479 (espes.)	563,16
refrigerante	D ₂ O	-	563,16
tubo de pressão	Zr-2,5%Nb(Zr)	1,4554 (espes.)	563,16
gás anular	CO ₂	-	344,16
calandria	zircaloy-2	0,1397	344,16
moderador	D ₂ O	-	344,16

7.3) Sobre a Biblioteca de Dados Nucleares do Programa WIMS-D/4

Com o objetivo de tornar mais precisos os cálculos em multigrupos de um reator, principalmente em ciclos avançados, uma nova biblioteca de dados nucleares, em 69 grupos de energia, foi gerada pela “Korea Atomic Energy Research Institute” (KAERI) /47/. Essa nova biblioteca tem como base a recente versão de dados nucleares disponível da “Nuclear Data Section” (NDA) da IAEA /48/ e inclui mais elementos actinídeos do que aqueles tradicionalmente considerados, tais como: neptúnio, amerício e cúrio. As cadeias de 35 produtos de fissão são representadas explicitamente, sendo seus “resíduos” combinados em um único pseudo produto de fissão.

Para a avaliação da biblioteca, designada WIMKAL-88 e que está formatada para o código WIMS /29/, foram calculados vários experimentos críticos e um cálculo com queima, através de uma versão revisada pela KAERI deste código denominada WIMS-KAERI, referenciada como relatório interno. A nova identificação dos nuclídeos e uma descrição geral da biblioteca é apresentada na referência 49.

Segundo resultados dessa avaliação, dos 47 experimentos críticos de UO_2 enriquecido considerados, o desvio da criticalidade médio medido foi de +0,29 % e para os 41 experimentos críticos de urânio metálico enriquecido considerados, o desvio da criticalidade médio medido foi de - 0,39 %. Ainda segundo aqueles resultados, não houve, em nenhum dos casos analisados, um desvio de 0,689 % no valor do fator de multiplicação efetivo, que é o limite considerado para a validação de bibliotecas.

A verificação da queima foi feita com comparações de dados de isótopos urânio-plutônio, determinados experimentalmente através de análise destrutiva de pastilhas combustíveis do reator de potência PWR “Yankee”, cujos detalhes estão na referência 47. Os resultados dessa avaliação foram considerados, também, muito bons.

Como conclusão, recomendou-se o uso da biblioteca WIMKAL-88 para análise de reatores moderados a água.

Para os estudos referentes a este trabalho, é de interesse dispor de uma biblioteca de dados nucleares, com as características da WIMKAL-88, que trata mais explicitamente das cadeias de actínideos. Esse interesse é baseado na dependência existente da qualidade das informações geradas, tanto para a viabilidade técnico-econômica, como também em termos estratégicos-ambientais (questões de utilização das reservas de urânio e rejeitos radioativos).

Por esse motivo, como parte desses estudos, procedeu-se uma validação da biblioteca WIMKAL-88, cujos resultados são apresentados neste Apêndice.

7.3.1) Procedimento

O procedimento de validação da biblioteca WIMKAL-88 foi simplesmente recalcular experimentos críticos através do código WIMS-D/4 que, segundo a referência 49, poderia ser utilizado tanto com sua biblioteca padrão, como com a biblioteca coreana.

Os dados de entrada utilizados são os mesmos para cada caso, nas duas bibliotecas, só se alterando a identificação dos nuclídeos que são diferentes.

Os experimentos críticos foram: TRX-1 e 2; MIT-4 a 6; BAPL-1 a 3 e ZED-2 de 1 a 5, descritos nas referências 50 e 51. Pretendia-se também realizar um cálculo com queima, utilizando-se da super-célula representativa do reator CANDU da Central Nuclear de Embalse, descrita no Apêndice anterior.

As opções de cálculo utilizadas foram:

-Método	Sn (n=12)
-Geometria	célula cilindrizada

-Número de grupos	69
-Método de correção de fugas	B1

Para as críticas TRX e BAPL, estas foram novamente calculadas através de dados de entrada, especialmente montados para o código WIMS-D/4, sugeridos na referência 52.

7.3.2) Resultados

A Tabela 7.3.1 apresenta as diferenças, em pcm, entre os fatores de multiplicação efetivos, calculados com as bibliotecas padrão e WIMKAL-88, com o programa WIMS-D/4.

Tabela 7.3.1: Diferenças, em pcm, Para os Valores de K_{ef} .

Crítica	Bib. Padrão	Bib. WIMKAL-88
MIT-4	+ 945	+ 1554
MIT-5	+ 145	+ 1400
MIT-6	- 120	+ 1217
ZED2-1 (1)	- 349	- 401
ZED2-1 (2)	- 880	- 328
ZED2-1(3)	- 954	- 313
ZED2-1(4)	- 924	-255
ZED2-1(5)	- 1158	- 457
TRX-1	+ 405	+ 679
TRX-2	- 99	+ 616
BAPL-1	+ 226	+ 1626
BAPL-2	+ 95	+ 1496
BAPL-3	- 51	+ 1259

Na Tabela 7.3.2 são mostrados os seguintes parâmetros calculados para as duas bibliotecas.

$-\rho^{28}$ = relação entre as capturas epitérmicas e térmicas no U-235

$-\delta^{28}$ = relação entre as fissões epitérmicas e térmicas no U-235

$-\delta^{25}$ = relação entre as fissões no U-238 e as fissões no U-235

$-C^+$ = relação entre as capturas no U-238 e fissões no U-235

Tabela 7.3.2: Parâmetros Nucleares Calculados Com as 2 Bibliotecas.

Crítica	Bib.	ρ^{28}	δ^{25}	δ^{28}	C^+
MIT-4	padrão	1,065	0,083	0,038	0,980
	WIMKAL-88	1,093	0,081	0,038	0,984
MIT-5	padrão	0,482	0,037	0,027	0,726
	WIMKAL-88	0,487	0,036	0,027	0,720
MIT-6	padrão	0,283	0,021	0,024	0,634
	WIMKAL-88	0,285	0,021	0,024	0,628
TRX-1	padrão	1,273	0,099	0,095	0,778
	WIMKAL-88	1,318	0,098	0,096	0,786
TRX-2	padrão	0,800	0,061	0,068	0,633
	WIMKAL-88	0,820	0,060	0,068	0,633
BAPL-1	padrão	1,361	0,084	0,074	-
	WIMKAL-88	1,336	0,083	0,074	-
BAPL-2	padrão	1,135	0,069	0,064	-
	WIMKAL-88	1,112	0,068	0,064	-
BAPL-3	padrão	0,893	0,053	0,053	-
	WIMKAL-88	0,876	0,052	0,053	-

(Obs.: estes parâmetros não estão determinados para as críticas ZED2 e o parâmetro C^+ não está determinado para as críticas BAPL)

A Tabela 7.3.3 apresenta as diferenças, em pcm, entre os fatores de multiplicação efetivos calculados com as duas bibliotecas analisadas, para os dados de entrada sugeridos pela referência 52, e a Tabela 7.3.4 apresenta os parâmetros nucleares correspondentes.

Tabela 7.3.3: Diferenças, em pcm, Para os Valores de K_{ef}
(com dados de entrada sugeridos em /52/).

Crítica	Bib. Padrão	Bib. WIMKAL-88
TRX-1	+ 231	+ 457
TRX-2	- 323	+ 267
BAPL-1	+ 297	+ 1636
BAPL-2	+ 55	+ 1439
BAPL-3	- 183	+ 1113

Tabela 7.3.4: Parâmetros Nucleares Calculados Com as 2 Bibliotecas
(com dados de entrada sugeridos em /52/).

Crítica	Bib.	ρ^{28}	δ^{25}	δ^{28}	C^+
TRX-1	padrão	1,263	0,099	0,096	0,774
	WIMKAL-88	1,311	0,098	0,097	0,783
TRX-2	padrão	0,797	0,061	0,069	0,632
	WIMKAL-88	0,818	0,060	0,069	0,632
BAPL-1	padrão	1,345	0,084	0,075	-
	WIMKAL-88	1,324	0,083	0,075	-
BAPL-2	padrão	1,123	0,068	0,065	-
	WIMKAL-88	1,099	0,068	0,067	-
BAPL-3	padrão	0,885	0,053	0,054	-
	WIMKAL-88	0,867	0,052	0,053	-

Na Tabela 7.3.5 são mostradas as diferenças médias com os dados experimentais dos K_{ef} calculados na Tabela 7.3.1 e as diferenças percentuais médias dos parâmetros nucleares correspondentes. Na Tabela 7.3.6 são mostrados os resultados correspondentes à Tabela 7.3.3 (dados de entrada sugeridos em /52/).

Tabela 7.3.5: Diferenças Médias da Tabela 7.3.1 e Diferenças Percentuais dos Parâmetros Correspondentes (Tabela 7.3.2).

Parâmetro	Bib. Padrão	Bib. WIMKAL-88
K_{ef}	- 209 pcm	+ 622 pcm
ρ^{28}	- 2,7 %	- 4,8 %
δ^{25}	+ 0,9 %	- 2,4 %
δ^{28}	- 9,3 %	- 9,1 %
C^+	- 2,2 %	- 2,3 %

Tabela 7.3.6: Diferenças Médias da Tabela 7.3.3 e Diferenças Percentuais dos Parâmetros Correspondentes (Tabela 7.3.4).

Parâmetro	Bib. Padrão	Bib. WIMKAL-88
K_{ef}	+ 15,4 pcm	+ 982,4 pcm
ρ^{28}	- 2,9 %	- 2,8 %
δ^{25}	+ 0,5 %	- 1,0 %
δ^{28}	- 2,7 %	- 3,2 %
C^+	- 2,6 %	- 2,1 %

Na referência 53 são apresentadas comparações de valores dos fatores de multiplicação infinito, efetivo e mais : ρ^{28} , δ^{28} , δ^{25} e C^+ para as críticas TRX-1,2; BAPL-UO₂ -1,2 e 3; entre outras. Essas comparações foram feitas utilizando-se resultados

canadenses com ENDF/B-V e cálculos coreanos através do programa WIMS-KAERI com a biblioteca WIMKAL-88 advinda do ENDF/B-VI. Na Tabela 7.3.7 são apresentadas as diferenças, em pcm, entre os valores de K_{∞} e K_{ef} mostrados na referência 53 para o ENDF/B-V (cálculos canadenses) e os cálculos que se utilizam dos dados de entrada sugeridos pela referência 52 para as duas bibliotecas analisadas. São apresentadas também suas diferenças médias.

Tabela 7.3.7: Diferenças, em pcm, Entre K_{∞} e K_{ef} Mostrados em /53/ e Calculados Com Dados de Entrada Sugeridos em /52/.

Crítica	K_{∞}		K_{ef}	
	WIMKAL-88	Padrão	WIMKAL-88	Padrão
TRX-1	- 271	- 188	- 874	- 648
TRX-2	- 102	- 351	- 492	- 979
BAPL-1	- 808	+ 461	- 1238	+ 101
BAPL-2	- 675	+ 628	- 1030	+ 346
BAPL-3	+ 412	+ 771	- 680	+ 615
Dif. Média	- 288	+ 264	- 864	- 113

Por fim pretendia-se fazer um cálculo com queima para a super-célula representativa do reator CANDU de Embalse com os mesmos dados de entrada para cada uma das bibliotecas. Com relação à biblioteca WIMKAL-88, não foi possível proceder esta queima.

7.3.3) Análise

Através das Tabelas 7.3.5 e 7.3.6 nota-se que a diferença média entre a criticalidade e os valores calculados pela versão WIMS-D/4 utilizando-se da biblioteca padrão, são menores do que as diferenças médias utilizando-se da biblioteca WIMKAL-88. Com relação aos fatores ρ^{28} , δ^{28} , δ^{25} e C^+ , as diferenças não foram apreciáveis.

Por outro lado, analisando-se a Tabela 7.3.7, observa-se que a diferença média dos fatores de multiplicação infinitos (com relação aos valores da referência 53) são aproximadamente iguais para as duas bibliotecas em questão, para os casos analisados. O mesmo já não acontece, novamente, com a diferença média dos fatores de multiplicação efetivos, que é bem maior para a biblioteca WIMKAL-88.

Esses fatos sugerem que há possibilidade de uma má determinação do coeficiente de difusão (D) e que, portanto, seria aconselhável uma verificação das seções de choque de transporte na biblioteca WIMSKAL-88.

7.3.4) Ajuste da Biblioteca

Foram feitos inúmeros esforços no sentido de tornar a biblioteca WIMKAL-88 operacional para cálculos com queima, inclusive vários contactos com o exterior sem, contudo, obter-se resultados positivos.

Pesquisa feita no IEAv detectou, finalmente, um erro na biblioteca que justamente impedia qualquer cálculo de queima com o código WIMS-D/4. Esse erro diz respeito a um rompimento na cadeia de queima do Am-241. A referência 54 detalha precisamente esse erro e a sua correção. Por conta daquele trabalho, está sendo publicado, em revista internacional pelo IEAv um alerta sobre a biblioteca WIMKAL-88.

Uma vez identificado o problema da referida biblioteca, foi gerada uma nova biblioteca, a partir da WIMKAL-88 corrigida, apenas com os nuclídeos de interesse (64 nuclídeos) através do gerenciador ICAROG-K /55/, também do IEAv. Esse gerenciador é uma adaptação do ICAROG feito especialmente para o programa WIMS. A nova biblioteca gerada, com 64 elementos, chamada TAPE2, é que foi usada no presente trabalho.

Basicamente a biblioteca TAPE2 tem uma precisão igual a WIMKAL-88, ou seja, os resultados dos "benchmarks" estáticos não são tão bons quanto a biblioteca padrão. Para testar a biblioteca, quanto a cálculos de queima, utilizou-se da célula do reator CANDU

com urânio natural. A Figura 7.3.1 a seguir mostra uma comparação deste cálculo com a biblioteca padrão do WIMS-D/4 e com a biblioteca TAPE2.

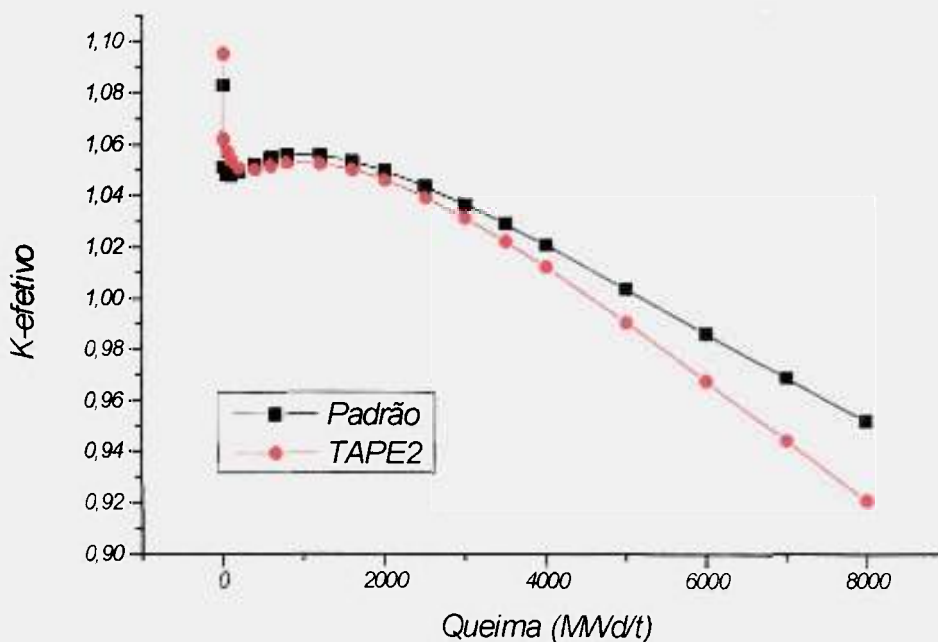


Figura 7.3.1: Comparação das Curvas de Queima Para Urânio Natural Utilizando-se da Biblioteca Padrão e da Biblioteca TAPE2.

A curva de queima produzida a partir da TAPE2 superestima o K-efetivo no início da queima e subestima a partir de 500 MWd/t, divergindo constantemente a partir deste ponto. Observa-se que nos dois casos usou-se o mesmo "input".

Com relação as curvas de queima com combustível do PWR usado diretamente no CANDU (sem actínídeos), no início de vida, a diferença entre as bibliotecas é muito pequena divergindo com o decorrer da queima. Isso indica que a expressão do $K_{ef}(0)$ em função de ER está boa (expressão 4.4 do item 4.1.3). Quanto à queima de extração, os valores determinados pelo critério das áreas, foram:

$$Q^{ex}(\text{TAPE2}) = 23.000 \text{ MWd/t e}$$

$$Q^{\text{ex}} (\text{padrão}) = 30.000 \text{ MWd/t},$$

dando uma diferença entre as bibliotecas é de aproximadamente 7.000 MWd/t. Esse erro é o maior possível pois corresponde à maior queima de extração (não há mistura de combustível). O gráfico abaixo mostra o comportamento do erro na determinação da queima de extração pelo uso da biblioteca TAPE2, em comparação à biblioteca padrão, obtido com um ajuste de 4 pontos (em 0, 40, 80 e 100 % de diluição), determinados graficamente (critério das áreas), ainda sem a introdução de actínidos.

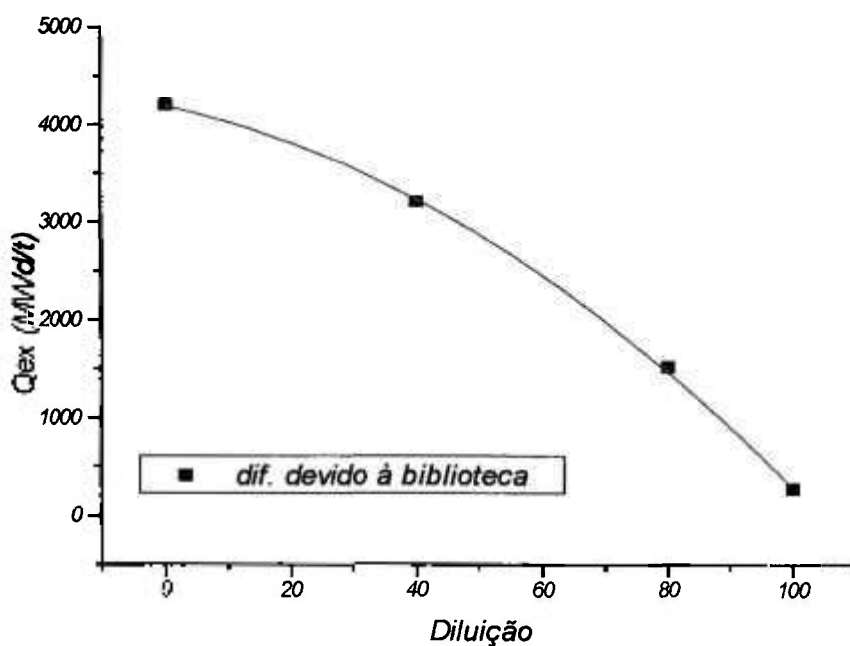


Figura 7.3.2: Erro na Determinação de Q^{ex} Devido à Biblioteca TAPE2, em Comparação à Biblioteca Padrão.

A expressão ajustada é a seguinte:

$$\Delta Q^{\text{ex}} = 4167,6 - 13,38 \cdot D - 0,26 \cdot D^2,$$

onde D é a porcentagem de diluição.

Todos os valores da queima de extração (Q^{ex}), determinados no trabalho, foram corrigidos segundo a expressão acima. Dessa maneira, a curva de queima, determinada com a biblioteca TAPE2 e corrigida pela expressão, apresenta 2 vantagens:

- a- os cálculos mantêm a qualidade da biblioteca padrão do programa WIMS-D4 e
- b- são levados em consideração todos os elementos actinídeos transurânicos da biblioteca WIMKAL-88.

7.4) A Necessidade de Mesclar EC Novos e Esgotados /13/

A curva de queima do reator CANDU de Embalse, operando em ciclo Tandem (por exemplo ciclo Tandem-1), com o reator de Angra-I, tem um perfil semelhante ao mostrado na Figura abaixo.

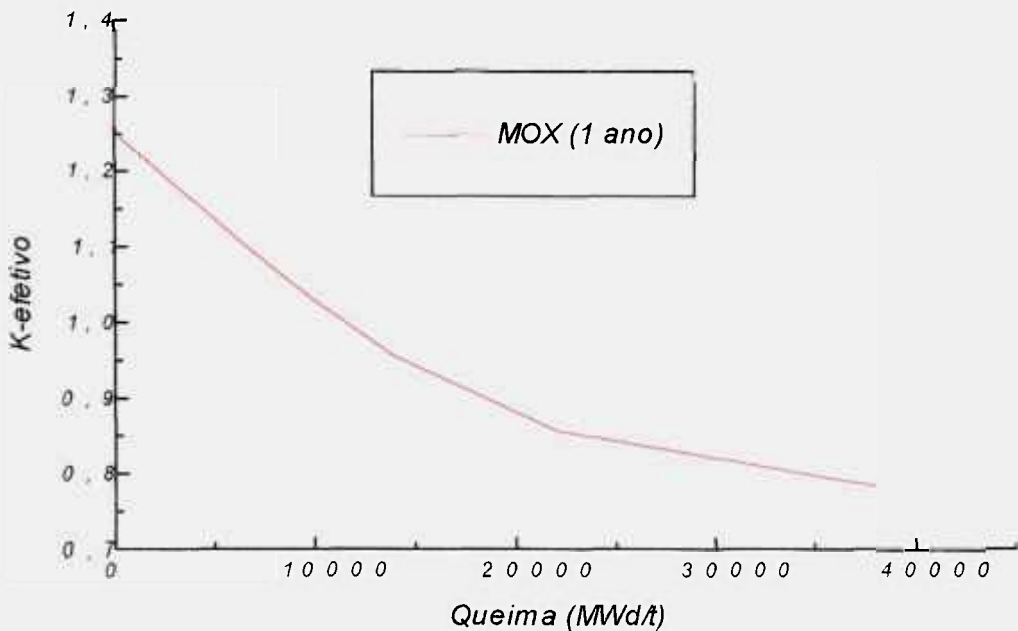


Figura 7.4.1: Perfil de Queima do Reator CANDU de Embalse Operando Em Ciclo Tandem-1 Com o Reator de Angra-I.

Considerando-se, em uma aproximação grosseira, que todas as regiões do reator tem a mesma taxa de absorção, a dependência espacial desaparece e permite aproximar o K_{ef} como:

$$K_{ef} = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n K_i, \quad (7.4.1)$$

onde : n - número de regiões e

K_i - K_{ef} da região i .

Em outra aproximação, assume-se que a curva da Figura 7.4.1 é linear, assim pode-se escrever:

$$K_{ef}(Q) = K_{ef}(0) - m Q, \quad (7.4.2)$$

onde : $K_{ef}(0)$ - fator de multiplicação efetivo no início de vida,

m - coeficiente angular da reta e

Q - queima.

Sendo K_t o fator de multiplicação efetivo de trabalho (1,0203), então a queima que esgota o núcleo (Q') é dada por:

$$Q' = \frac{K_{ef}(0) - K_t}{m}. \quad (7.4.3)$$

Se é trocado apenas metade do combustível do núcleo, o K_t pode ser escrito como:

$$\begin{aligned} K_t &= \frac{K_{ef}(0) - mQ^{\frac{1}{2}}}{2} + \frac{K_{ef}(0) - 2mQ^{\frac{1}{2}}}{2} = \\ &= K_{ef}(0) - \frac{3mQ^{\frac{1}{2}}}{2}, \end{aligned} \quad (7.4.4)$$

então:
$$Q^{\frac{1}{2}} = \frac{2(K_{ef}(0) - K_t)}{3m} = 2/3Q'. \quad (7.4.5)$$

Se cada região (ou lote) permanece no núcleo até uma queima de $2 Q^{1/2}$ antes da extração, esse modo de operação fornece 1/3 mais queima que quando todo o núcleo é removido para um dado valor do $K_{ef}(0)$. Estendendo esse raciocínio para o caso em que o lote permanece por n ciclos no núcleo, e são repostos $1/n$ do núcleo, então:

$$K_t = K_{ef}(0) - \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n imQ^{\frac{1}{2}}. \quad (7.4.6)$$

Sabendo que:

$$\sum_{i=1}^n i = \frac{n(n+1)}{2}, \quad (7.4.7)$$

pode-se escrever:

$$K_t = K_{ef}(0) - \left(\frac{n+1}{2}\right)mQ^{\frac{1}{2}}, \quad (7.4.8)$$

ou

$$Q^{\frac{1}{2}} = \frac{2(K_{ef}(0) - K_t)}{m(n+1)} \quad (7.4.9)$$

e a Queima de Extração é:

$$Q^{ex} = nQ^{\frac{1}{2}} = \frac{2n}{n+1} \left(\frac{K_{ef}(0) - K_t}{m}\right) = \frac{2n}{n+1} Q'. \quad (7.4.10)$$

A Figura 7.4.2 mostra esse comportamento.

Para $n \rightarrow \infty$, como no caso do reator CANDU, tem-se:

$$Q_d = 2 Q'. \quad (7.4.11)$$

A Queima de Extração, obtida para uma dada carga fissil inicial, é o dobro daquela obtida trocando-se o núcleo inteiro.

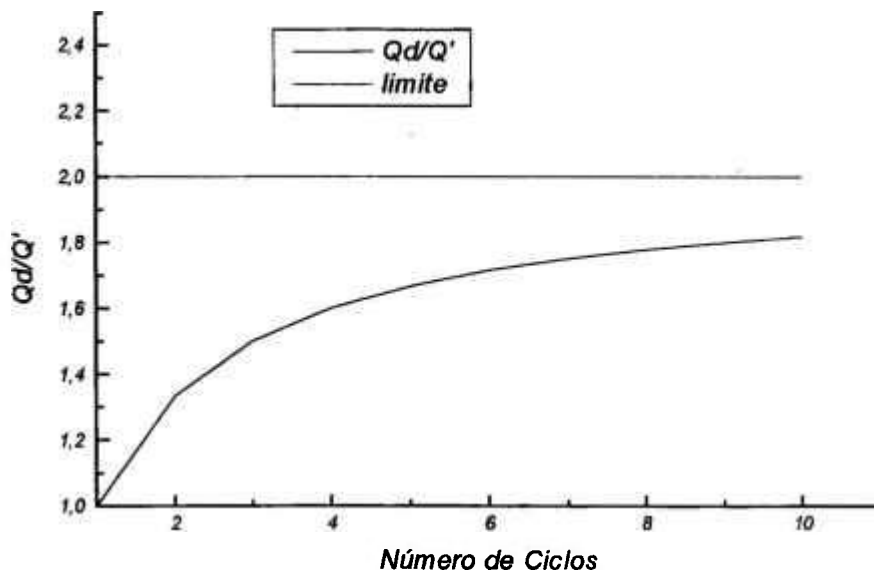


Figura 7.4.2: Aumento da Queima de Extração Devido a Recargas Parciais.

A extensão da queima, como já discutida no item 4.3.2, é devida ao fato que o excesso de nêutrons que seriam absorvidos nos materiais de controle, no ciclo normal do reator CANDU, aumentam a produção de nêutrons nos elementos subcríticos. Sendo assim, conclui-se que a mescla de elementos combustíveis tipo MOX (novos e esgotados), é necessária para um melhor desempenho neutrônico desses elementos.

Outra vantagem, também já destacada anteriormente, é que a mescla implica na redução dos requisitos de controle do reator, devido a baixa reatividade no início de cada ciclo.

Essa mescla entre elementos combustíveis, deve ser feita de modo homogênea, em uma proporção variável, que é função da reatividade do reator. Deve-se levar em conta, inclusive, a possibilidade de mesclar combustíveis no próprio tubo de pressão (sentido axial do reator). A referência 6 destaca algumas alternativas de gerenciamento, como já mencionado no item 4.3.2.

Por fim, vale dizer que, em reatores tipo CANDU, o gerenciamento, nas mais variadas formas, é facilitado pela própria concepção do reator. Essa característica reafirma, também neste ponto, as vantagens de se efetivar um Ciclo Tandem.

7.5) Manual do Usuário do Programa P4C

A formatação dos dados de entrada é livre e é dividida em três grupos:

- a-Dados Físicos,
- b-Dados Econômicos e
- c-Dados Temporais.

linha 1: (Opção de Cálculo)

- 1- PWR
- 2- CANDU (Unat.)
- 3- Tandem-1
- 4- Tandem-2
- 5- Tandem-3

Dados do PWR

linha 2: Potência Térmica do Reator (MW)
 Queima de Extração (MWd/t)
 Enriquecimento (w/o)
 Enriquecimento do 'Tail' (w/o)
 Número de Zonas do Núcleo
 Fator de Carga Médio

linha 3: Eficiência Térmica da Central (<1)
Eficiência da Fabricação (<1)
Eficiência na Conversão/Reconversão (<)
Massa de Urânio na Entrada do Reator (t/a)

Dados Econômicos

linha 4: Taxa de Juros (%/a)
Custo do “Yellow Cake” (US\$/t)
Custo da Conversão (US\$/t)
Custo da UTS (US\$/SWU)
Custo da Reconversão (US\$/t)
Custo da Fabricação (US\$/t)
Custo do Transporte (US\$/ton)
Custo da Estocagem Fria (US\$/t)
Custo da Estocagem Quente (US\$/t)

Dados Temporais

linha 5: Tempo de Obtenção do “Yellow Cake” (anos)
Tempo Para a Conversão (anos)
Tempo do Enriquecimento (anos)
Tempo para a Reconversão (anos)
Tempo da Fabricação (anos)
Tempo do Transporte (anos)
Tempo da Estocagem Fria (anos)
Tempo da Estocagem Quente (anos)

..

Dados do CANDU

Dados Físicos

- linha 6: **Potência Térmica do Reator (MW)**
 Queima de Extração (MWd/t)
 Fator de Carga Médio
- linha 7: **Eficiência Térmica da Central (<1)**
 Massa de Urânio na Entrada do Reator (t/a)

Dados Econômicos

- linha 8: **Taxa de Juros (%/a)**
 Custo do “Yellow Cake” (US\$/t)
 Custo da Conversão (US\$/t)
 Custo da Fabricação (US\$/t)
 Custo do Transporte (US\$/ton)
 Custo da Estocagem Fria (US\$/t)
 Custo da Estocagem Quente (US\$/t)
 Crédito de Pu e U (US\$/ton)

Dados Temporais

linha 9: Tempo de Obtenção do “Yellow Cake” (anos)
Tempo Para a Conversão (anos)
Tempo da Fabricação (anos)
Tempo do Transporte (anos)
Tempo da Estocagem Fria (anos)
Tempo da Estocagem Quente (anos)
Tempo Para o Crédito de U e Pu (anos)

Dados do Tandem-1

Dados Físicos

linha 10: Queima de Extração (MWd/t)
Massa de Unat. na Entrada do Reator (t/a)
Massa de MOX_{PWR} (t/a)
Massa de Estoque (t/a)

Dados Econômicos

linha 11: Custo do “Yellow Cake” (US\$/t)
Custo da Conversão (US\$/t)
Custo da Fabricação (US\$/t)
Custo do Transporte (US\$/ton)
Custo da Estocagem Fria (US\$/t)

Custo da Estocagem Quente (US\$/t)
Custo do Transporte de MOX (US\$/t)
Custo da Descontaminação (US\$/t)
Custo do Transporte de Comb. Irrad. (US\$/t)
Custo do Combustível Irrradiado (US\$/t)

Dados Temporais

linha 12: Tempo de Obtenção do “Yellow Cake” (anos)
Tempo Para a Conversão (anos)
Tempo do Transp. do Combust. Irrad. (anos)
Tempo de Descontaminação (anos)
Tempo de Transp. do Mox (anos)
Tempo da Fabricação (anos)
Tempo do Transporte (anos)
Tempo da Estocagem Fria (anos)
Tempo de Compra do Comb. Irrad. (anos)
Tempo da Estocagem Quente (anos)

Dados do Tandem-2

Dados Físicos

linha 13: Queima de Extração (MWd/t)
Massa de MOX_{PWR} (t/a)
Massa de Estoque (t/a)
Massa de “Tail” (t/a)

Dados Econômicos

- linha 14: **Custo da Fabricação (US\$/t)**
 Custo do Transporte (US\$/ton)
 Custo da Estocagem Fria (US\$/t)
 Custo da Estocagem Quente (US\$/t)
 Custo do Transporte de MOX (US\$/t)
 Custo do Transporte de “Tail” (US\$/t)
 Custo do “Tail” (US\$/t)
 Custo da Conversão do “Tail” (US\$/t)
 Custo da Descontaminação (US\$/t)
 Custo do Transporte de Comb. Irrad. (US\$/t)
 Custo do Combustível Irrradiado (US\$/t)

Dados Temporais

- linha 15: **Tempo de Obtenção do Comb. Irrad. (anos)**
 Tempo de Descontaminação (anos)
 Tempo de Transp. do Mox (anos)
 Tempo Para Obtenção do “Tail” (anos)
 Tempo Para a Conversão do “Tail” (anos)
 Tempo de Transp. do “Tail” (anos)
 Tempo da Fabricação (anos)
 Tempo do Transporte (anos)
 Tempo da Estocagem Fria (anos)
 Tempo da Estocagem Quente (anos)

Dados do Tandem-3

Dados Físicos

linha 16: Queima de Extração (MWd/t)
Massa de MOX_{PWR} (t/a)
Massa de Estoque (t/a)
Massa de MOX_{CANDU} (t/a)

Dados Econômicos

linha 17: Custo da Fabricação (US\$/t)
Custo do Transporte (US\$/ton)
Custo da Estocagem Fria (US\$/t)
Custo da Estocagem Quente (US\$/t)
Custo do Transporte de MOX_{PWR} (US\$/t)
Custo da Descontaminação (PWR) (US\$/t)
Custo do Transporte de Comb. Irrad.(PWR) (US\$/t)
Custo do Combustível Irradiado (PWR) (US\$/t)
Custo do Transporte de MOX_{CANDU} (US\$/t)
Custo da Descontaminação (CANDU) (US\$/t)
Custo do Transporte de Comb. Irrad.(CANDU) (US\$/t)
Custo do Combustível Irradiado (CANDU) (US\$/t)

Dados Temporais

linha 18: Tempo de Obtenção do Comb. Irrad.(PWR) (anos)
 Tempo de Transp. de Comb. Irrad. (PWR) (anos)
 Tempo de Descontaminação (PWR) (anos)
 Tempo de Transp. do MOX_{PWR} (anos)
 Tempo Para Obtenção do Comb. Irrad. (CANDU) (anos)
 Tempo de Transp. do Comb. Irrad.(CANDU) (anos)
 Tempo de Descontaminação (CANDU) (anos)
 Tempo de Transp. MOX_{CANDU} (anos)
 Tempo da Fabricação (anos)
 Tempo do Transporte (anos)
 Tempo da Estocagem Fria (anos)
 Tempo da Estocagem Quente (anos)

7.5.1) Exemplo de Dados de Entrada

```

3
1876. 33000. 3.4 0.2 3 0.7
.33 .99 .995 15.7
.1 70000. 15000. 200. 15000. 150000. 15000. 10000. 200000.
2. 1.5 1. 0.8 0.5 0.2 0.2 10.00
2105.4 7500 0.8
.3 96.04
.1 70000. 15000. 150000. 15000. 10000. 200000. 0000.
2. 1.5 1.25 0.5 0.2 0.2 10.00
22500. 12.2 14.8 05.0
70000. 15000. 400000. 25000. 15000. 240000. 25000. 1000000. 45000. 10000.
2. 1.5 1.8 1.50 1. 0.5 0.2 0.2 2. 10.00
22400. 14.8 8.9 8.3
400000. 25000. 15000. 240000. 25000. 5000. .5 8000. 1000000. 45000. 10000.
2. 1.5 1. 2. .8 .5 .5 .2 .2 1.0 10.0
7500. 14.8 1.5 95.4
400000. 25000. 15000. 240000. 25000. 1000000. 45000. 10000. 25000. 1000000. 45000.
10000.
2. 1.8 1.5 1. 2.0 1.8 1.5 1. .5 .2 .2 10.0

```

7.5.2) Exemplo de Saída de Resultados

***** DADOS DE ENTRADA *****

***** DADOS DO PWR *****

POTENCIA= 1876.0 MW QUEIMA=33000.0 MWD/TON U ENRIQ.= 3.4 W/O
 TAIL=0.20 W/O NUMERO DE ZONAS= 3 FATOR DE CARGA MEDIO= 0.7
 EFICIENCIA TERMICA DA CENTRAL= 0.33
 EFICIENCIA DA FABRICACAO= 0.99
 EFICIENCIA DA CONVERSAO/RECONVERSAO= 0.995
 MASSA DE URANIO NA ENTRADA DO REATOR=15.70 TON/A
 TAXA DE JUROS/A= 0.10
 CUSTO U3O8= 70000.0 US\$/TON
 CUSTO CONV= 15000.0 US\$/TON
 CUSTO UTS= 200.0 US\$/SWU
 CUSTO RECONVERSAO= 15000.0 US\$/TON
 CUSTO FAB= 150000.0 US\$/TON
 CUSTO TRANS= 15000.0 US\$/TON
 CUSTO EST FRIA= 10000.0 US\$/TON
 CUSTO EST QUEN= 200000.0 US\$/TON

MODULO DO TEMPO (ANOS) DOS VARIOS PROCESSOS
 U3O8 UF6 ENR UO2 FBR TRN ESTF IRRAD ESTQ
 2.0 1.5 1.0 0.8 0.5 0.2 0.0 * 2.0

***** DADOS DO CANDU (U-NAT) *****

POTENCIA= 2105.4 MW QUEIMA= 7500.0 MWD/TON U FATOR DE CARGA MEDIO= 0.8
 EFICIENCIA TERMICA DA CENTRAL= 0.30
 MASSA DE URANIO NA ENTRADA DO REATOR=96.04 TON/A
 TAXA DE JUROS/A= 0.10
 CUSTO U3O8= 70000.0 US\$/TON
 CUSTO CONV= 15000.0 US\$/TON
 CUSTO FAB= 150000.0 US\$/TON
 CUSTO TRANS= 15000.0 US\$/TON
 CUSTO EST FRIA= 10000.0 US\$/TON
 CUSTO EST QUEN= 200000.0 US\$/TON
 CREDITO DE PU E U= 0.0 US\$/TON

MODULO DO TEMPO (ANOS) DOS VARIOS PROCESSOS
 U3O8 UO2 FBR TRN ESTF IRRD ESTQ PU+U
 2.0 1.5 1.3 0.5 0.2 * 0.2 10.0

*** DADOS DO CICLO TANDEM MOX(PWR) + U NAT ***

QUEIMA=22500.0 MWD/TON U

MASSA DE UO2 NA ENTRADA DO REATOR=12.20 TON/A
 MASSA DE MOX DO PWR= 14.8 TON/A
 MASSA DE MOX DO ESTOQUE= 5.0 TON/A
 CUSTO U3O8= 70000.0 US\$/TON
 CUSTO CONV= 15000.0 US\$/TON
 CUSTO FAB= 400000.0 US\$/TON
 CUSTO TRANS= 25000.0 US\$/TON
 CUSTO EST FRIA= 15000.0 US\$/TON
 CUSTO EST QUEN= 240000.0 US\$/TON
 CUSTO DO TRANSPORTE DE MOX= 25000.0 US\$/TON
 CUSTO DA DESCONTAMINACAO=1000000.0 US\$/TON
 CUSTO DO TRANSPORTE DO COMB. IRRAD.= 45000.0 US\$/TON
 CUSTO DO COMBUSTIVEL IRRADIADO= 10000.0 US\$/TON

MODULO DO TEMPO (ANOS) DOS VARIOS PROCESSOS
 U3O8 UO2 TRNIRR DESC TRNMOX FBR TRN ESTF CBIRR IRRAD ESTQ
 2.0 1.5 1.8 1.5 1.0 0.5 0.2 0.2 2.0 * 10.0

*** DADOS DO CICLO TANDEM MOX(PWR) + TAIL ***

QUEIMA=22400.0 MWD/TON U
 MASSA DE MOX DO PWR= 14.8 TON/A
 MASSA DE MOX DO ESTOQUE= 8.9 TON/A
 MASSA DE TAIL= 8.3 TON/A
 CUSTO FAB= 400000.0 US\$/TON
 CUSTO TRANS= 25000.0 US\$/TON
 CUSTO EST FRIA= 15000.0 US\$/TON
 CUSTO EST QUEN= 240000.0 US\$/TON
 CUSTO DO TRANSPORTE DE MOX= 25000.0 US\$/TON
 CUSTO TRANSP. TAIL= 5000.0 US\$/TON
 CUSTO DO TAIL= 0.5 US\$/TON
 CUSTO DA RECONV. TAIL= 8000.0 US\$/TON
 CUSTO DA DESCONTAMINACAO=1000000.0 US\$/TON
 CUSTO DO TRANSPORTE DO COMB. IRRAD.= 45000.0 US\$/TON
 CUSTO DO COMBUSTIVEL IRRADIADO= 10000.0 US\$/TON

MODULO DO TEMPO (ANOS) DOS VARIOS PROCESSOS
 CBIRR TRNIRR DESC TRNMOX TAIL U2TAIL TRNTAIL FABR TRN ESTF IRRAD
 ESTQ
 2.0 1.5 1.0 2.0 0.8 0.5 0.5 0.2 0.2 1.0 * 10.0

*** DADOS DO CICLO TANDEM MOX(PWR) + MOX(CANDU) ***

QUEIMA= 7500.0 MWD/TON U
 MASSA DE MOX DO PWR= 14.8 TON/A
 MASSA DE MOX DO ESTOQUE= 1.5 TON/A
 MASSA DE MOX DO CANDU= 95.4 TON/A
 CUSTO FAB= 400000.0 US\$/TON
 CUSTO TRANS= 25000.0 US\$/TON
 CUSTO EST FRIA= 15000.0 US\$/TON
 CUSTO EST QUEN= 240000.0 US\$/TON
 CUSTO DO TRANSP. MOX (PWR)= 25000.0 US\$/TON
 CUSTO DESC. (PWR)=1000000.0 US\$/TON
 CUSTO DO TRAN. COMB. IRRAD. (PWR)= 45000.0 US\$/TON
 CUSTO DO COMB. IRRAD. (PWR)= 10000.0 US\$/TON

CUSTO DO TRNSP. MOX (CANDU)= 25000.0 US\$/TON
 CUSTO DA DESC. (CANDU)=1000000.0 US\$/TON
 CUSTO DO TRAN. COMB.IRRAD. (CANDU)= 45000.0 US\$/TON
 CUSTO DO COMB. IRRAD. (CANDU)= 10000.0 US\$/TON

MODULO DO TEMPO (ANOS) DOS VARIOS PROCESSOS
 CBIPW TRNIPW DESC PW TMOXPW CBICA TRNICA DESC CA TMOXCA FBR TRN
 ESTF IRRAD ESTQ
 2.0 1.8 1.5 1.0 2.0 1.8 1.5 1.0 0.5 0.2 0.2 * 10.0

***** INICIO DOS CALCULOS *****

*** OPCAO PARA CICLO TANDEM MOX(PWR) + U-NAT ***

TEMPO DE IRRADIACAO= 3.51 ANOS

ENERGIA GERADA= 5.18E+06 MWH

FATOR DE AJUSTE DE MASSA= 0.96

*** MASSA DOS VARIOS PROCESSOS EM TON/A ***

TRANSPORTE2= 32.00

FABRICACAO= 32.32

CONVERCAO= 13.98

U3O8= 43.82

ESTOCAGEM QUENTE= 30.71

MASSA DE MOX(PWR) ANTES DA FABRICACAO= 14.95

MASSA DE MOX(DEFICIT) ANTES DA FABRICACAO= 5.05

MASSA DE MOX NO TRANSPORTE= 20.00

MASSA (PWR) DE COMB. IRRAD. ANTES DA DESCONT.= 15.10

MASSA (DEFICIT) DE COMB. IRRAD. ANTES DESCNT.= 5.10

MASSA NO TRANSPORTE DE COMB. IRRAD.= 20.20

CUSTOS DOS PROCESSOS (US\$/TON A) VALOR PRESENTE

U3O8= 0.37E+07

CONVERSAO= 0.24E+06

FABRICACAO= 0.14E+08

TRANSPORTE1= 0.82E+06

ESTOCAGEM FRIA= 0.49E+06

ESTOCAGEM QUENTE= 0.20E+07

TRANSPORTE DE MOX= 0.55E+06

DESCONTAMINACAO= 0.23E+08

TRANS. DE COMB. IRRAD.= 0.11E+07

COMB. IRRADIADO= 0.24E+06

CUSTO DO CICLO DO COMB. TANDEM (MOX+U-NAT) (US\$/MWH)

CUSTO = 8.88E+00

8) REFERÊNCIAS

- /1/ de SOUZA, J.A.M. **A Situação de Energia Nucleoelétrica no Mundo**, Associação Brasileira Para o Desenvolvimento das Atividades Técnicas e Industriais na Área Nuclear, Rio de Janeiro, 1994.
- /2/ JUHN, P. E. **Global Perspective For Nuclear Power**. palestra do X ENFIR/IIIENAN, Águas de Lindóia, Agosto, 1995.
- /3/ ELETROBRÁS, Ministério das Minas e Energia **Estudo de Oferta e Demanda, Estratégia de Expansão do Sistema - Plano 2015**, Rio de Janeiro, 1992.
- /4/ NOTARI, C.; REY, F.C. **La Generación Nuclear en Copetencia Com Otras Fuentes Para Generación Eléctrica de Base**. Proceedings Nuclear Power Competitiveness in The Next Decades. Buenos Aires, p. 88-96, 1996.
- /5/ MAI, L.A. **Levantamento Bibliográfico sobre SMPR**, Relatório Interno da Divisão de Física de Reatores do IPEN/CNEN-SP, 1990.
- /6/ BOCZAR, I.J.; HASTINGS, I.J.; Celli A. **Recycling In CANDU of Uranium And/Or Plutonium From LWR Fuel**, Chalk River, Ontario, Canada, AECL-10018, 1989.
- /7/ VEEDER, J. ; DIDSBURY, R. **A Catalog of Advanced Fuel Cycles in CANDU Reactors**, AECL 8641, 1985.
- /8/ BOCZAR, P.G. et alli **Slight Enriched Uranium in CANDU: An Economic First Step Toward Advanced Fuel Cycles**, Conference Proceedings of Nuclear Power Performance and Safety, IAEA, 1987.
- /9/ KOREA ATOMIC ENERGY RESEARCH INSTITUTE **DUPIC: Direct Use of Spent PWR Fuel in CANDU** "Draft" de Relatório Interno, 1995.

- /10/ MENELEY, D.A. **The CANDU Reactor's Fuel Cycle Flexibility**, Electricity '96 Conference and Exposition, Canadian Electricity Association, Montreal, 1996.
- /11/ SOLMESKY, S. **Son Competitivas las Centrales Nucleares Argentinas?** Proceedings Nuclear Power Competitiveness in The Next Decades. Buenos Aires, p. 232-238, 1996.
- /12/ MUMIS, B. **Futuro de la Energía Nuclear en la Argentina** Proceedings Nuclear Power Competitiveness in The Next Decades. Buenos Aires, p. 239-245, 1996.
- /13/ GRAVES, Jr., H.W. **Nuclear Fuel Management**, John Wiley & Sons, Inc., 1979.
- /14/ CRISTALLINI, O. e QUILICI, D. **Ciclos de Combustibles Nucleares Avanzados. Comparación Entre Ciclos Tandem y DUPIC**, VI Congresso Geral de Energia Nuclear, Rio de Janeiro, 1996.
- /15/ dos SANTOS, E.M. **Retrospectiva da Política Nuclear no Brasil e Perspectivas de Utilização de Pequenas Centrais Nucleares - PCNs- no Sistema Elétrico Brasileiro**, Tese de Mestrado, UNICAMP (FEM-AIPSE), 1992.
- /16/ ELETROBRÁS, Ministério das Minas e Energia **A Oferta de Energia Elétrica - Plano 2015, Projeto 4E - Energia Nuclear, Plano Nacional de Energia Elétrica**, Rio de Janeiro, 1993.
- /17/ "Home Page" CNEN: <http://www.cepesq.gov.br> (maio/97).
- /18/ "Home Page" CNEA: <http://www.cne.edu.ar> (maio/97).
- /19/ "Home Page" MECON: <http://www.mecon.ar> (maio/97).
- /20/ "Home Page" MCYE: <http://www.mcye.gov.ar> (maio/97).

- /21/ SALÍS, R. et alli **Panorama de los Recursos Uraníferos de la Argentina**, Proceedings Nuclear Power Competitiveness in The Next Decades. Buenos Aires, p. 219-231, 1996.
- /22/ "Home Page ABACC": <http://www.abacc.org.br> (maio/97).
- /23/ FERREIRA, A. B. H **Novo Dicionário da Língua Portuguesa**, Ed. Nova Fronteira, Rio de Janeiro, 1977.
- /24/ FLOH, B., et alli **Introdução ao Estudo do Tratamento de Combustíveis Nucleares Irrradiados** informativo IEA nº 41, IPEN-CNEN/SP (antigo IEA), 1975.
- /25/ TUMINI L.L.P. **Análisis de Ciclos Directos Avanzados Para Reactores CANDU**, Trabalho Especial da Carreira de Engenharia Nuclear, Bariloche, 1993.
- /26/ TUMINI, L. L. P. et alli **Study of Tandem Fuel Cycle Between a Brazilian PWR (Angra-I) and Argentinian CANDU (Embalse)**, Ann. Nucl. Energy Vol. 22 No 1. pp. 1-10. 1993.
- /27/ TUMINI, L. L. P. et alli **The 'Equivalent Plutonium' Concept and Its Application to Synergetic Fuel Cycles Calculation**, 4th International Conference on CANDU Fuel", Canada, 01 a 04 outubro, 1995.
- /28/ CROFF A.G. **ORIGEN2.1 Isotope Generation And Depletion Code**, CCC-371 RSIC, 1991.
- /29/ FAYERS, F.J. et alli **LWRWIMS. A Modular Computer Code For the Evaluation of Light Water Reactor Lattices**, AEEW-R 785 - 1972.
- /30/ JAPAN NUCLEAR ENERGY INFORMATION CENTER CO **Directory of Nuclear Power Plants In the World**, LTD, Japão, 1994.

/31/ BENEDICT, M. ; PIGFORD, T.H. & LEVI, H.W. **Nuclear Chemical Engineering**, McGraw-Hill Book Company, 1981.

/32/ SAWAI, S.; WAKABAYASHI, T & FUKUMURA, N. **Characteristics of Plutonium Utilization in the Heavy-Water-Moderated, Boiling-Light-Water-Cooled Reactor ATR**, Nuclear Engineering and Design 125, 251-257, 1991.

/33/ MAI, L. A. e MAIORINO J.R. **Influência de Actinídeos na Determinação do 'Blending' Ótimo no Ciclo Tandem Entre os Reatores de Angra-I e Embalse**, trabalho submetido ao XI ENFIR, Poços de Caldas, 1997.

/34/ KIM, J. **WIMKAL-88, The 1988 Version of WIMS-KAERI Library**, IAEA - NDS - 92' International Atomic Energy Agency, Viena, Áustria, 1990.

/35/ LAMARSH, J.R. **Introduction to Nuclear Reactor Theory**, Addison, Wesley Publishing Company, Inc., 1965.

/36/ CENTRAL NUCLEAR DE EMBALSE **Central Nuclear de Embalse**, Publicação de Divulgação, Argentina, 1993.

/37/ KOSAKA, N. **Notas de Aula (Análise Econômica de Centrais Nucleares)**, IPEN-CNEN/SP, São Paulo, 1990.

/38/ ANDRADE, G. G. **A Energia Nuclear no Contexto Energético Brasileiro: Alternativas de Reatores e de Ciclos de Combustível**, COPPE-UFRJ, Rio de Janeiro, 1996.

/39/ FURNAS CENTRAIS ELÉTRICAS S.A. , Coordenação Geral de Produção Termonuclear **Evolução dos Custos do Combustível nuclear**, Nota informativa nº 017-91, 1991.

/40/ PASSADORE, D. **Desarrollo de Um Código de Cálculo del Costo del Ciclo de Combustibles y Evaluacion de Ciclos Avanzados Para las Centrales de Potencia Argentinas**, Trabalho Especial da Carreira de Engenharia Nuclear, Bariloche, Argentina, 1992.

/41/ MELDONIAN, N. L. et alli **RENAP-MP - Reator Nacional de Água Pressurizada de Média Potência**, V CGEN, Rio de Janeiro, 1994.

/42/ MASCARENHAS, H. A. **Manual de Utilização do NUCOST1.0, Código de Cálculo de Custo de Geração Núcleo-Elétrica**, Nota Técnica DETR-256/89, Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear, Belo Horizonte, 1989.

/43/ PINTAUD, M. F. **Estudo de Sensibilidade dos Parâmetros Envolvidos no Custo do Combustível e Energia, Usando o Programa NUCOST1.0**, Relatório Interno IPEN-CNEN/SP, RP64.04.0002.411-01/00, São Paulo, 1990.

/44/ FURNAS CENTRAIS ELÉTRICAS S.A. **Final Safety Analysis Report (Angra-I)**, Rio de Janeiro, Cap. 4, s.d..

/45/ CENTRAL NUCLEAR DE EMBALSE **Central Nuclear de Embalse**, Publicação de Divulgação, Província de Córdoba, 1993.

/46/ BELL, G. I. & GLASSTONE, S. **Nuclear Reactor Theory**, Robert E. Krieger Publishing Company Huntingten, New York, 1979.

/47/ KIM, J. et alli **Generation and Benchmarking of a 69 Group Cross Section Library for Thermal Reactor Applications**, Journal of Korean Nuclear Society, v.21, n^o 4, 1989.

/48/ LEMMEL, H. D. **Index of Data Libraries Available on Magnetic Tape from the IAEA Nuclear Data Section**, IAEA - NSD-7, 1986.

/49/ KIM, J. **The 1988 Version of WIMS-KAERI Library - Summary Report** , IAEA - NSD-92, 1990.

/50/ BNL **Cross Sections Working Group Benchmarks Specifications** , BNL 19 302 (ENDF-202) with Supplements, 1986.

/51/ McDONNELL, F. N. et alli **Bucklings of Heavy Water Moderated Lattices of ZEEP rods** , AECL-3998, C.R.N.L., Ontario, 1971.

/52/ RAVNIK, M. et alli **WIMS library Update Project - Final Report on Stage I** , IJP-dp-6245, Ljubljana, 1991.

/53/ KIM, J. et alli **Thermal Reactor Benchmark Calculations Using ENDF-B/VI Based Cross Section Library** , Proceedings of The 1991 Symposium on Nuclear Data, JAERI, Tokai, Ibaraki-Ken, 1992.

/54/ CALDEIRA, A. D. **As Cadeias de Queima dos Produtos de Fissão e dos Actinídeos Usadas na Biblioteca WIMKAL-88** , Relatório Interno IEAv-003/97, São José dos Campos, 1997.

/55/ CALDEIRA, A. D. **ICAROG-K: Um Programa Que Gerencia a Biblioteca WIMKAL-88** , Nota Técnica IEAv-006/96, São José dos Campos, 1996.